Wed. Sep 13, 2017

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-1 Radioactive Waste Management

10:25 AM - 12:00 PM JST | 1:25 AM - 3:00 AM UTC | Room A B11 - B1 Block

[1A01-06] Nuclide separation and recovery 1

Chair:Hajime Kinoshita (Univ. of Sheffield)

10:25 AM - 10:40 AM JST | 1:25 AM - 1:40 AM UTC

[1A01] Study on Separation Behavior of Strontium and Yttrium Using CMPO Impregnated Adsorbent

*Taiga KAWAMURA[1,2], Tatsuya ITO[1], Seong-Yun KIM[1] (1. Tohoku University, 2. Japan Nuclear Fuel Limited)

10:40 AM - 10:55 AM JST | 1:40 AM - 1:55 AM UTC

[1A02] Decontamination of rare earth metals from surface of glass by the emulsion consisting of HDEHP and nitric acid

*Ryoma Yasue[1], Kayo Sawada[1], Youichi Enokida[1] (1. Nagoya Univ.)

10:55 AM - 11:10 AM JST | 1:55 AM - 2:10 AM UTC

[1A03] Separation of platinum group metals by phase-transition-based aqueous solvent extraction

*Haruka Tateno[1], Takehiko Tsukahara[1] (1. Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology)

11:10 AM - 11:25 AM JST | 2:10 AM - 2:25 AM UTC

[1A04] Solvent extraction and separation of Se, Zr, Pd, and Cs having long lived radionuclides

Part III, Investigation of new solvent for the replacement of n-dodecane

*Yuji Sasaki[1], Shinichi Suzuki[1], Hideaki Shiwaku[1], tohru kobayashi[1], Keisuke Ito[1], Yuya Takahashi[2], Masaaki Kaneko[2], Kazuhito Asano[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Toshiba corporation)

11:25 AM - 11:40 AM JST | 2:25 AM - 2:40 AM UTC

[1A05] Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation (LLFP separation)

(1)Extraction Behavior of Simulated Fission Products by Chloride Molten Salts

*Akihiro Uehara[1], Koichiro Takao[2], Yuji Shibahara[1] (1. Kyoto University Research Reactor Institute, 2. Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology)

11:40 AM - 11:55 AM JST | 2:40 AM - 2:55 AM UTC

[1A06] Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation (LLFP separation)

(2)Effects of Acid Concentrations on Elution of Nuclides from Simulated Vitrified Wastes

*Koichiro Takao[1], Akihiro Uehara[2], Yasuhisa Ikeda[1] (1. LANE, TokyoTech, 2. Research Reactor Institute, Kyoto Univ.)

General Meeting

12:00 PM - 1:00 PM JST | 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room A B11 - B1 Block

[1A_GM] 「バックエンド部会」第47回全体会議

[1A_GM] General Meeting

Planning Lecture | Technical division and Network：Nuclear Fuel Cycle and Environment Division

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room A B11 - B1 Block

[1A_PL] Safety case for geological disposal of radioactive waste Current status

Chair: Yaohiro Inagaki (Kyushu Univ.)

[1A_PL01] Concept and approach for safety case development

*Akira Deguchi[1] (1. NUMO)

[1A_PL02] Site characterization and synthesis into site descriptive models

*Hiromitsu Saegusa[1] (1. NUMO)

[1A_PL03] Repository design and engineering technology

*Satoru Suzuki[1] (1. NUMO)

[1A_PL04] Pre-closure safety of geological disposal system

*Satoru Suzuki[1] (1. NUMO)

[1A_PL05] Post-closure long-term safety of geological disposal system

*Kiyoshi Fijisaki[1] (1. NUMO)

[1A_PL06] Discussion

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-1 Radioactive Waste Management

2:45 PM - 4:05 PM JST | 5:45 AM - 7:05 AM UTC | Room A B11 - B1 Block

[1A07-11] Treatment of Secandary Waste from Water Treatment

Chair:Yuji Sasaki (JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[1A07] Cesium and Strontium adsorption characteristics on zeolite type hybrid sorbent

*Takatoshi Hijikata[1], Takeshi Tsukada[1], Tadafumi Koyama[1], Tomoya Kitagawa[2], Minoru Matsukura[2], Hitoshi Mimura[2] (1. Central Research Institite of Electric Power Industry, 2. UNION SHOWA K.K.)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[1A08] Stabilization of Iron Coprecipitation Slurry by Iron Phosphate Glass

*Shoichi Ono[1] (1. Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[1A09] Development of solidification techniques with minimised water content for secondary radioactive aqueous wastes in Fukushima

(5)Leaching rate of Sr^{2+} and Cl^{-}

*Keita Irisawa[1], Takumi Taniguchi[1], Masahiro Namiki[1], Ines Garcia-Lodeiro[2], Takeshi Osugi[1], Osamu Nakazawa[1], Hajime Kinoshita[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. The University of Sheffield)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[1A10] Development of solidification techniques with minimised water content for secondary radioactive aqueous wastes in Fukushima

(6)Incorporation of simulated secondary aqueous wastes in CAC and CAP cements

*Ines Garcia Lodeiro[1], Rodolphe Lebon[1], Dominic Mahoney[1], Boyu Zhang[1], Keita Irisawa[2], Takeshi Ohsugi[2], Osamu Nakazawa[2], Hajime Kinoshita[1] (1. University of Sheffield, 2. JAEA)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[1A11] Development of solidification techniques with minimised water content for secondary radioactive aqueous wastes in Fukushima

(7)Leaching test of CAC and CAP containing simulated secondary wastes

Ines Garcia-Lodeiro[1], Rodolphe Lebon[1], Dominic Mohoney[1], Boyu Zhang[1], Keita Irisawa[2], Takeshi Ohsugi[2], Osamu Nakazawa[2], *Hajime Kinoshita[1] (1. University of Sheffield, 2. Japan Atomic Energy Agency)

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-1 Radioactive Waste Management

4:05 PM - 5:10 PM JST | 7:05 AM - 8:10 AM UTC | Room A B11 - B1 Block

[1A12-15] Debris Treatment 1

Chair:Akihiro Uehara (Kyoto Univ.)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[1A12] Development of Fuel Debris Treatment Technology by the Fluorination Method

(13)Simulated Debris Preparation Experiments (Part 2)

*Keita Endo[1], Shinji Watanabe[1], Kuniyoshi Hoshino[1], Akira Sasahira[1], Tetsuo Fukasawa[1], Takahiro Chikazawa[2] (1. Hitachi-GE , 2. Mitsubisi Materials)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[1A13] Development of Fuel Debris Treatment Technology by the Fluorination Method

(14)Simulated Debris Fluorination Experiments (Part 4)

*Kuniyoshi Hoshino[1], Keita Endo[1], Shinji Watanabe[1], Akira Sasahira[1], Tetsuo Fukasawa[1], Takahiro Chikazawa[2] (1. Hitachi-GE, 2. Mitsubishi Materials)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[1A14] Development of Fuel Debris Treatment Technology by the Fluorination Method

(15)Multi-component Fluorides Oxidation Experiments

*Takahiro Chikazawa[1], Tetsuo Fukasawa[2] (1. Mitsubishi Materials, 2. Hitachi-GE)

4:50 PM - 5:05 PM JST | 7:50 AM - 8:05 AM UTC

[1A15] Development of Fuel Debris Treatment Technology by the Fluorination Method

(16)Thermodynamic Evaluation of Fluorination of Uranium and Structural Materials

*Nobuaki Sato[1], Akira Kirishima[1], Tetsuo Fukasawa[2] (1. Tohoku University, 2. Hitachi-GE)

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-1 Radioactive Waste Management

5:10 PM - 6:15 PM JST | 8:10 AM - 9:15 AM UTC | Room A B11 - B1 Block

[1A16-19] Debris Treatment 2

Chair:Koichiro Takao (Tokyo Tech)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[1A16] Basic study on actinide leaching and waste management of MCCI debris

(4)The effect of fuel debris composition on the actinide leaching behavior

*Akito Nagatomo[1], Akira Kirishima[1], Daisuke Akiyama[1], Takayuki Sasaki[2], Nobuaki Sato[1] (1. IMRAM, tohoku univ., 2. Kyoto University garaduate school of engineering and faculty of engineering)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[1A17] Selective fluorination and molten salt electrolysis of fuel debris

(1)Selective fluorination process

*Haruaki Matsuura[1], Takafumi Uchiyama[1], Atsushi Nezu[2], Nobuaki Sato[3] (1. Tokyo City Univ., 2. Tokyo Institute of Technology, 3. Tohoku Univ.)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[1A18] Selective fluorination and molten salt electrolysis of fuel debris

(2)dissolution behavior of zirconium fluoride to molten fluoride

*Tadayoshi Sato[1], Haruaki Matsuura[1], Takafumi Uchiyama[1], Nobuaki Sato[2] (1. Tokyo City University, 2. Tohoku University)

5:55 PM - 6:10 PM JST | 8:55 AM - 9:10 AM UTC

[1A19] Selective fluorination and molten salt electrolysis of fuel debris

(3)electrochemical behavior of zirconium in molten chloride coexisting fluoride

*Tatsuya Emori[1], Takafumi Uchiyama[2], Haruaki Matsuura[1,2] (1. Tokyo City University Graduate School, 2. Tokyo City University Atomic Energy Research Laboratory)

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：306-1 Nuclear Safety Engineering, Nuclear Installation Safety, PSA

10:00 AM - 12:00 PM JST | 1:00 AM - 3:00 AM UTC | Room B B12 - B1 Block

[1B01-08] Safety Improvement for Spent Fuel Storage Pool

Chair:Tomohiko Ikegawa (HGNE)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[1B01] Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool

(13)Investigation of cladding oxidation model

Yoshiyuki Nemoto[1], *Yoshiyuki Kaji[1], Chihiro Ogawa[1], Kazuo Nakajima[2], Toru Kanazawa[2], Masayuki Tojo[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Global Nuclear Fuel - Japan)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[1B02] Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool

(14)CCFL characteristic at Upper Tie Plate by using Visualization Test Results

*Taku Nagatake[1], Shinichiro Uesawa[1], Yasuo Koizumi[1], Mitsuhiko Shibata[1], Hiroyuki Yoshida[1], Yoshiyuki Nemoto[1], Yoshiyuki Kaji[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[1B03] Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool

(15)CFD analysis on Loss of Cooling and Loss of Coolant Accidents in SFP

*Kensuke Kobayashi[1], Toru Kanazawa[1], Masayuki Tojo[1], Daisuke Goto[1], Yoshiyuki Nemoto[2], Yoshiyuki Kaji[2] (1. GNF-J, 2. JAEA)

10:45 AM - 11:00 AM JST | 1:45 AM - 2:00 AM UTC

[1B04] Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool

(16)Three-dimensional criticality analysis of the damaged fuel system evaluated by MAAP

Tatsuya Iwamoto[1], Kensuke Kobayashi[1], Masayuki Tojo[1], *Daisuke Goto[1], Yoshiyuki Nemoto[2], Yoshiyuki Kaji[2] (1. GNF-J, 2. JAEA)

11:00 AM - 11:15 AM JST | 2:00 AM - 2:15 AM UTC

[1B05] Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool

(17)The basic way of thinking for the distributed fuel loading patterns in SFP of BWR

*Masayuki Tojo[1], Daisuke Goto[1], Tatsuya Iwamoto[1], Kensuke Kobayashi[1], Toru Kanazawa[1], Yoshiyuki Nemoto[2], Yoshiyuki Kaji[2] (1. Global Nuclear Fuel - Japan, Co., Ltd., 2. JAEA)

11:15 AM - 11:30 AM JST | 2:15 AM - 2:30 AM UTC

[1B06] Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool

(18)Evaluation of the effect of fuel assembly layout on SFP cooling characteristics with MAAP code

*Satoshi Nishimura[1], Masaaki Satake[1], Yoshihisa Nishi[1], Yoshiyuki Kaji[2], Yoshiyuki Nemoto[2] (1. CRIEPI, 2. JAEA)

11:30 AM - 11:45 AM JST | 2:30 AM - 2:45 AM UTC

[1B07] Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool

(19)Loss of Coolant Accident Analysis by improved SAMPSON Code

*Yoshihiro Morita[1], Hiroaki Suzuki[1], Masanori Naitoh[1], Yoshiyuki Kaji[2], Yoshiyuki Nemoto[2] (1. The Institute of Applied Energy, 2. Japan Atomic Energy Agency)

11:45 AM - 12:00 PM JST | 2:45 AM - 3:00 AM UTC

[1B08] Experimental Study on Spray Cooling Effect for Accident Conditions in Spent Fuel Pool

(1)Project Plan and Overview of Single Bundle Spray Heat Transfer Test

Yoshitaka Mizutani[1], Tomomi Kawano[1], Shota Okui[1], Tatsuya Sasakawa[1], Masao Owaki[1], *Yuichiro Kubo[1] (1. NFI)

General Meeting

12:00 PM - 1:00 PM JST | 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room B B12 - B1 Block

[1B_GM]「リスク部会」第1回全体会議

[1B_GM] General Meeting

Planning Lecture | Board and Committee：Standards Committee 1 -Risk Technical Committee, Subcommittee on Risk Assessment of Nuclear Fuel Facilities

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room B B12 - B1 Block

[1B_PL] A New Standard for Systematic Procedures for Risk Assessment of Nuclear Fuel Facilities

Chair: Ken Muramatsu (Tokyo City Univ.)

[1B_PL01] Characteristics of Risk and Issues to be solved for Risk Assessmnet

*Kazuo Yoshida[1] (1. JAEA)

[1B_PL02] Experience of Risk Assessment

*Kazumi Takebe[1] (1. JNFL)

[1B_PL03] Outline and Features of Standard

*Fumitoshi Manabe[1] (1. MHI)

[1B_PL04] Simplified Method of Risk Assessment for Ground Motion-induced Incident

*Yoshiyuki Takahashi[1] (1. Kajima)

[1B_PL05] Open Discussion

*Chair: Ken Muramatsu[1] (1. Tokyo City Univ.)

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：306-1 Nuclear Safety Engineering, Nuclear Installation Safety, PSA

2:45 PM - 3:50 PM JST | 5:45 AM - 6:50 AM UTC | Room B B12 - B1 Block

[1B09-12] Risk Assessment for Fuel Reprocessing Plants

Chair:Hidetoshi Karasawa (IAE)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[1B09] Study on the combustion behaivior of radiolytically generated hydrogen explosion in vessels at the reprocessing plant

(12)Hydrogen explosion experiment of simulated horizontal connected two large cylindrical vessels

*Takeshi Mikami[1], Takashi Kobayashi[1], Motohiro Sakaihara[1], Osamu Kanehira[1], Yoshikazu Tamauchi[2], Tatsuya Kudo[2], Masanao Nakano[2], Naoya Sakagami[2], Kouhei Ootake[2], Nobuyuki Arai[2] (1. Mitsubishi Materials, 2. Japan Nuclear Fuel Limited)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[1B10] Study on the combustion behavior of radiolytically generated hydrogen explosion in vessels at the reprocessing plant

(13)Combustion analysis and structural analysis of simulated horizontal connected two large cylindrical vessels

*Wenbin Dai[1], Yoshinori Hirashima[1], Motohiro Sakaihara[1], Osamu Kanehira[1], Yoshikazu Tamauchi[2], Tatsuya Kudo[2], Masanao Nakano[2], Naoya Sakagami[2], Kouhei Ootake[2], Nobuyuki Arai[2] (1. Mitsubishi Materials Corporation, 2. Japan Nuclear Fuel Limited)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[1B11] Experiment on airborne release fraction in hydrogen explosion accident at Reprocessing plant

(6)Review of the previous results and setting up new test plan

*Takahiro ISHIO[1], Takashi KODAMA[1], Takashi KOBAYASHI[2], Takahiro CHIKAZAWA[2] (1. Japan Nuclear Fuel Limited, 2. Mitsubishi Materials Corporation)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[1B12] Experiment on airborne release fraction in hydrogen explosion accident at Reprocessing plant

(7)small scale test part3

*Takashi KOBAYASHI[1], Takahiro CHIKAZAWA[1], Takahiro ISHIO[2], Takashi KODAMA[2] (1. Mitsubishi Materials Corporation, 2. Japan Nuclear Fuel Limited)

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：306-1 Nuclear Safety Engineering, Nuclear Installation Safety, PSA

3:50 PM - 4:55 PM JST | 6:50 AM - 7:55 AM UTC | Room B B12 - B1 Block

[1B13-16] Evaluation of Source Terms and Radiation Doses 1

Chair:Masahiko Osaka (JAEA)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

[1B13] Development of the evaluation method for the advanced level 2 probabilistic risk assessment

(1)Development of source term PRD method focused on high important phenomena during a severe accident

*Koichi Nakamura[1], Yoko Yamane[2], Keigo Murata[2], Taizo Kanai[1], Hiroshi Endo[1] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry, 2. AdvanceSoft Corporation)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[1B14] Development of the evaluation method for the advanced level 2 probabilistic risk assessment

(2)Development of Source term PRD method by applying the model evaluated fission product aerosol diameter distribution

*Yoko Yamane[1], Koichi Nakamura[2], Kanai Taizo[2], Keigo Murata[1], Hiroshi Endo[2] (1. Advancesoft Corporation, 2. Central Research Institute of Electric Power Industry)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[1B15] Development of the evaluation method for the advanced level 2 probabilistic risk assessment

(3)Analysis of fission product released to environment behavior based on the source term uncertainty analysis

*KEIGO MURATA[1], Koichi Nakamura[2], Yoko Yamane[1], Taizo Kanai[2], Hiroshi Endo[2] (1. AdVanceSoft Corporation, 2. Central Research Institute of Electric Power Industry)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[1B16] Development of the evaluation method for the advanced level 2 probabilistic risk assessment

(4)Development of filtered containment venting system performance evaluation tool

*Taizo Kanai[1], Masahiro Furuya[1], Koichi Nakamura[1], Hiroshi Endo[1], Yoshihisa Nishi[1] (1. CRIEPI)

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：306-1 Nuclear Safety Engineering, Nuclear Installation Safety, PSA

4:55 PM - 6:00 PM JST | 7:55 AM - 9:00 AM UTC | Room B B12 - B1 Block

[1B17-20] Evaluation of Source Terms and Radiation Doses 2

Chair:Koichi Nakamura (CRIEPI)

4:55 PM - 5:10 PM JST | 7:55 AM - 8:10 AM UTC

[1B17] Analytical technique for cesium and iodine chemical behavior under severe accident

*Hiroyuki Shiotsu[1], Jun Ishikawa[1], Hiroto Ito[1], Tomoyuki Sugiyama[1], Yu Maruyama[1] (1. JAEA)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[1B18] Probabilistic Risk Assessment Method Development for High Temperature Gas-cooled Reactors

(7)Source term evaluation for accident scenario considering graphite component failure

*Hiroyuki Sato[1], Yuki Honda[1], Hirofumi Ohashi[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[1B19] Probabilistic Risk Assessment Method Development for High Temperature Gas-cooled Reactors

(8)Identification of influencing factors for uncertainty in source term evaluation during unprotected depressurized loss-of-forced circulation accident

*Yuki Honda[1], Hiroyuki Sato[1], Hirofumi Ohashi[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[1B20] Probabilistic Risk Assessment Method Development for High Temperature Gas-cooled Reactors(HTGRs)

(9)Consideration on applicability of SECOM 2-DQFM-U code in case of pipe breach accident by seismic

*Kosuke Matsuda[1], Hitoshi Muta[1], Ken Muramatsu[1], Hiroyuki Sato[2], Akemi Nishida[2], Tatsuya Itoi[3], Yasuki Ohtori[1] (1. Tokyo City University, 2. Japan Atomic Energy Agency, 3. The University of Tokyo)

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：306-1 Nuclear Safety Engineering, Nuclear Installation Safety, PSA

10:00 AM - 11:05 AM JST | 1:00 AM - 2:05 AM UTC | Room C Open Hall - B1 Block

[1C01-04] Mitigation Measures Against Severe Accidents

Chair:Daisuke Yamauchi (TEPCO HD)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[1C01] Development of hydrogen treatment system in severe accident

(8)Evaluation of Obstructive facter for hydrogen treatment rate

*Akira Yamada[1], chikako Iwaki[1], Motoshige Yagyu[1], Yoshiko Haruguchi[1], Masashi Tanabe[2] (1. Toshiba Corporation Power and Industrial Systems Research and Development Center, 2. Toshiba Corporation Isogo Engineering Center)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[1C02] Development of Hydrogen Treatment System in Severe Accident

(9)Evaluation of Steam Influence on Hydrogen Processing Characteristics of Reactor Unit

*Chikako Iwaki[1], Tsukasa Sugita[1], Akira Yamada[1], Motoshige Yagyu[1], Yoshiko Haruguchi[1], Masashi Tanabe[1] (1. Toshiba corporation)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[1C03] Development of a method for Mitigating Thermal Stratification in Pressure Suppression Pool

*Akira Tanaka[1], Akiyoshi Obonai[1], Marco Pellegrini[2] (1. TOHOKU ELECTRIC POWER CO.,INC., 2. The Institute of Applied Energy)

10:45 AM - 11:00 AM JST | 1:45 AM - 2:00 AM UTC

[1C04] Adsorption characteristics of methyl iodine on AgX in low temperature region-Part.3

*Toshiki Kobayashi[1], Jifeng Wang[1], Yoshihiro Ishikawa[1], Yuichiro Uzuyama[1], Koji Endo[1] (1. Rasa Industries, LTD)

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：306-1 Nuclear Safety Engineering, Nuclear Installation Safety, PSA

11:05 AM - 11:55 AM JST | 2:05 AM - 2:55 AM UTC | Room C Open Hall - B1 Block

[1C05-07] Safety Assessment for Light Water Reactors 1

Chair:Masahiro Ishigaki (JAEA)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[1C05] Development of Desktop Plant Simulator to Treat Simultaneous Accident Progress in Reactor and SFP

(2)Specification and functions of desktop plant simulator in reactor shutdown condition

*Yoshitaka Sugiura[1], Ryunosuke Yamaguchi[1], Toru Sakamoto[1], Daisuke Fujiwara[1], Osamu Kubota[1] (1. TEPCO SYSTEMS CORPORATION)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[1C06] Development of Desktop Plant Simulator to Treat Simultaneous Accident Progress in Reactor and SFP

(3)Two-way coupling calculation between RPV and SFP

*Toru Sakamoto[1], Yoshitaka Sugiura[1], Ryunosuke Yamaguchi[1], Daisuke Fujiwara[1], Osamu Kubota[1] (1. Tepsys)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[1C07] Plant incident progress scenario analysis for nuclear emergency exercise of Kansai Electric Power Co., Inc. 2016

*ikuo kawasaki[1], akira nakamura[1], shunsuke takahashi[2], yasuhiro tateda[2], yasunori yamamoto[1] (1. Institute of Nuclear Safety System, 2. Kansai Electric Power)

General Meeting

12:00 PM - 1:00 PM JST | 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room C Open Hall - B1 Block

[1C_GM] 「原子力安全部会」第18回全体会議

[1C_GM] General Meeting

Planning Lecture | Technical division and Network：Nuclear Safety Division

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room C Open Hall - B1 Block

[1C_PL] Overview for the past 5 years nuclear regulation Recognition of Nuclear Safety Division

Chair: Kiyoharu Abe (Tohoku Univ.)

[1C_PL01] Review of the current regulation system and perspectives for the future

*Naoto Sekimura[1] (1. Univ. of Tokyo)

[1C_PL02] Review for the discussion during development of the nuclear regulation and the present status

*Akio Yamamoto[1] (1. Nagoya Univ.)

[1C_PL03] Examination for the present regulation through the viewpoint of effectiveness and efficiency

*Kumiaki Moriya[1] (1. Hitachi GE)

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：306-1 Nuclear Safety Engineering, Nuclear Installation Safety, PSA

2:45 PM - 4:05 PM JST | 5:45 AM - 7:05 AM UTC | Room C Open Hall - B1 Block

[1C08-12] Safety Assessment for Light Water Reactors 2

Chair:Isobe Yoshihiro (NFI)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[1C08] Research on Aggregate Test Flow for ASR Potential Evaluation

*Eto Junji[1], Takamasa Ochiai[2], Shoichi Ogawa[3], Kazutoshi Shibuya[3], Ippei Maruyama[4], Kazuo Yamada[5], Masayuki Takizawa[1] (1. MRI, 2. MRA, 3. THC, 4. Nagoya Univ., 5. NIES)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[1C09] Development of the fuel behavior analysis code for mechanical fuel failure during PWR reactivity insertion accident

*Yuma Higashi[1], Eisaku Tatsumi[1], Tadakatsu Yodo[1], Yugen Shiratsuchi[1], Teruhisa Yamamoto[2], Nozomu Murakami[2] (1. MHI, 2. MNF)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[1C10] Performance evaluation of EPDM at elevated temperature (2)

*ken Suzuki[1], Shinichi Matsuda[2], Takuya Sugimura[2], Tsutsumi Yusuke[1] (1. NIPPON VALQUA INDUSTRIES, 2. Chubu Electric Power)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[1C11] Probabilistic integrity evaluation assuming embedded flaw of reactor pressure vessel

*Takashi Suzuki[1], Ryuta Okayama[2], Kenta Murakami[1], Masahide Suzuki[1], Jinya Katsuyama[3], Yinsheng Li[3] (1. Nagaoka University of Technology, 2. Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc., 3. Japan Atomic Energy Agency)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[1C12] Uncertainty evaluation for fracture boundary of non-irradiated Zircaloy-4 cladding tube under LOCA conditions

*Takafumi Narukawa[1,2], Akira Yamaguchi[1], Sunghyon Jang[1], Masaki Amaya[2] (1. UTokyo, 2. JAEA)

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：306-1 Nuclear Safety Engineering, Nuclear Installation Safety, PSA

4:05 PM - 5:45 PM JST | 7:05 AM - 8:45 AM UTC | Room C Open Hall - B1 Block

[1C13-18] Light Water Reactor Behavior Under Accident Conditions 1

Chair:Yuzuru Eguchi (CRIEPI)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[1C13] Analysis of BWR Containment Behavior under Severe Accidents using GOTHIC

(3)Analysis of Aerosol Behavior

*Hiroshi Kawai[1], Tatsuya Hayasaki[1], Daisuke Fujiwara[1] (1. TEPCO SYSTEMS CORPORATION)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[1C14] Thermal-hydraulic Analysis of BWR Containment Response to Accidents with GOTHIC

(4)Analysis of SFPAir Coolability

*Keisuke Okawa[1], Daisuke Fujiwara[1], Yun Gao[1], Achihiro Hamano[1] (1. TEPSYS)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[1C15] A Study on The Boiling Transition in RIAs (Cold RIA)

(1)Overall Plan

*Yuichi Sago[1], Kenichi Harada[1], Masahiro Furuya[2], Hirohisa Kaneko[3], Takamasa Miyaji[4] (1. Chubu Electric Power, 2. CRIEPI, 3. GNF-J, 4. NFI)

4:50 PM - 5:05 PM JST | 7:50 AM - 8:05 AM UTC

[1C16] A Study on The Boiling Transition in RIAs (Cold RIA)

(2)Transient critical heat flux with 3 x 3 bundle heated rapidly under atmospheric pressure

*Takahiro Arai[1], Masahiro Furuya[1], Kenetsu Shirakawa[1], Shun Watanabe[1], Hiroki Takiguchi[1], Yuichi Sago[2], Kenichi Harada[2] (1. CRIEPI, 2. Chubu Electric Power)

5:05 PM - 5:20 PM JST | 8:05 AM - 8:20 AM UTC

[1C17] A Study on The Boiling Transition in RIAs (Cold RIA)

(3)Development and Verification of A CHF Correlation for Cold RIA

*Toru Kanazawa[1], Tsugumi Tsuchida[1], Tetsuhiro Ozaki[2], Takamasa Miyaji[2], Yuichi Sago[3], Kenichi Harada[3] (1. GNF-J, 2. NFI, 3. Chubu Electric Power)

5:20 PM - 5:35 PM JST | 8:20 AM - 8:35 AM UTC

[1C18] A Study on The Boiling Transition in RIAs (Cold RIA)

(4)BWR RIA Analysis at Cold Condition

*Tsugumi Tsuchida[1], Hirohisa Kaneko[1], Ryosuke Nakamura[2], Takamasa Miyaji[2], Yuichi Sago[3], Kenichi Harada[3] (1. GNF-J, 2. NFI, 3. Chubu Electric Power)

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-3 Decommissioning Technology of Nuclear Facilities

10:00 AM - 12:10 PM JST | 1:00 AM - 3:10 AM UTC | Room D B31 - B3 Block

[1D01-08] Standards Related to Decommissioning Planning

Chair:Koichi Kitamura (JAEA)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[1D01] Improvement of standards related to decommissioning planning

(1)Summary of Activities

*Akio Tamura[1] (1. JANSI)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[1D02] Improvement of standards related to decommissioning planning

(2)Addressing Establishment of General Safety Requirements for Decommissioning of Facilities

*Yoshihiko Horikawa[3], Akio Tamura[1], Ken-ichi Tanaka[2], Kazuma Mizukoshi[3], Yusuke Shimizu[3], Seiichi Kudo[4], Hirofumi Kadobayashi[4], Hirokazu Minato[5], Muneyuki Nakada[5], Noboru Kurokawa[6] (1. JANSI, 2. IAE, 3. NEL, 4. MHI NS eng, 5. Hitachi-GE, 6. MHI)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[1D03] Improvement of standards related to decommissioning planning

(3)Correspondence of IAEA Requirements and Planning Standard

*Kazuo Mizukoshi[1] (1. NEL)

10:45 AM - 11:00 AM JST | 1:45 AM - 2:00 AM UTC

[1D04] Improvement of standards related to decommissioning planning

(4)Concept of safety assessment of decommissioning

*Seiichi Kudo[1] (1. MHINSeng)

11:00 AM - 11:15 AM JST | 2:00 AM - 2:15 AM UTC

[1D05] Improvement of standards related to decommissioning planning

(5)Study on classification of facility importance of decommissioning plant

*Hirofumi Kadobayashi[1] (1. MHINSeng)

11:15 AM - 11:30 AM JST | 2:15 AM - 2:30 AM UTC

[1D06] Improvement of standards related to decommissioning planning

(6)For decommissioning study on abnormal event scenario

*Muneyuki Nakada[1] (1. HitachiGE)

11:30 AM - 11:45 AM JST | 2:30 AM - 2:45 AM UTC

[1D07] Improvement of standards related to decommissioning planning

(7)Guidelines concerning radiological characterization of facilities

*Ken-ichi Tanaka[1] (1. IAE)

11:45 AM - 12:00 PM JST | 2:45 AM - 3:00 AM UTC

[1D08] Improvement of standards related to decommissioning planning

(8)Guidelines concerning the characterization survey of facilities

*Yusuke Shimizu[1] (1. NEL)

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-3 Decommissioning Technology of Nuclear Facilities

2:45 PM - 4:50 PM JST | 5:45 AM - 7:50 AM UTC | Room D B31 - B3 Block

[1D09-16] Decontamination & Dismantling Technology

Chair:Nobutake Horiuchi (MMC)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[1D09] Development of the Electrolytic Decontamination Machine for Pipes

(1)Basic Characteristics of the Machine

*Katsuya Sasaki[1], Hidehiko Maehata[1], Akira Maruyama[2], Akira Matsushima[3], Kenta Aratani[3], Hiroaki Takiya[3], Yuto Awatani[3] (1. Hitachi Zosen Corporation, 2. Ultra Finish Technology Co.,Ltd., 3. JAEA)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[1D10] Development of the Electrolytic Decontamination Machine for Pipes

(2)Result of Decontamination Test

*Kenta Aratani[1], Akira Matsushima[1], Hiroaki Takiya[1], Yuto Awatani[1], Katsuya Sasaki[2], Hidehiko Maehata[2], Akira Maruyama[3] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Hitachi Zosen Corporation, 3. Ultra Finish Technology Co., Ltd.)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[1D11] Decontamination method for inside of small diameter piping waste(part2)

*Daisuke TSUCHIDA[1], Hiroshi TAKAHASHI[2] (1. JAEA, 2. Fuji Furukawa Engineering & Construction Corp.)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[1D12] Design Consideration on the range extender and functionality expansion of the fully-automated laser decontamination device

*Eisuke John Minehara[1], Hisashi Imai[2], Atsuo Yamada[2] (1. LDD Corporation, 2. HAZAMA ANDO CORPORATION)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[1D13] Irradiate energy dependence for surface state of concrete by laser decontamination

*Ryuichiro Yamagishi[1] (1. WERC)

4:00 PM - 4:15 PM JST | 7:00 AM - 7:15 AM UTC

[1D14] Application of the laser cutting technology in Reactor facility

*Yasuyuki Nakamura[1], Haruhiko Kadowaki[1], Hiroki Iwai[1], Goro Soejima[1], Hiroyuki Mizui[1], Kazuya Sano[1] (1. JAEA)

4:15 PM - 4:30 PM JST | 7:15 AM - 7:30 AM UTC

[1D15] Study on the method for cutting pipes in high radiation area for the isolation of reactor core from other systems in FUGEN

*Hiroaki Takiya[1], Akira Matsushima[1], Masahiro Ishiyama[1], Kazuhiro Okuzawa[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

4:30 PM - 4:45 PM JST | 7:30 AM - 7:45 AM UTC

[1D16] In-situ dismantling of the liquid waste storage tank LV-1 in JRTF

(9)Cutting of water jacket and legs of the LV-1 tank

*Yuta Yokozuka[1], Ryuji Mimura[1], Toshiki Fujikura[1], Yoshinori Muraguchi[1], Koichi Nemoto[1], Shigeo Shida[1] (1. JAEA)

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-3 Decommissioning Technology of Nuclear Facilities

4:50 PM - 6:10 PM JST | 7:50 AM - 9:10 AM UTC | Room D B31 - B3 Block

[1D17-21] Other Decommissioning Technology

Chair:Eisuke John Minehara (LDD)

4:50 PM - 5:05 PM JST | 7:50 AM - 8:05 AM UTC

[1D17] Detoxification Treatment of Torus Water for Tsuruga Unit1

(1)Detoxification Treatment Method of Torus Water

*Miyuki Arai[1], Hiromi Aoi[1], Yumi Yaita[1], Yuki Inoue[1], Takahiro Matsuda[2], Hirofumi Noguchi[2] (1. Toshiba Corporation, 2. The Japan Atomic Power Company)

5:05 PM - 5:20 PM JST | 8:05 AM - 8:20 AM UTC

[1D18] Detoxification Treatment of Torus Water for Tsuruga Unit1

(2)Optimization of water treatment condition with considering fluctuation of chemical concentration

*Yuki Inoue[1], Yumi Yaita[1], Miyuki Arai[1], Hiromi Aoi[1], Takahiro Matsuda[2], Hirofumi Noguchi[2] (1. Toshiba Corporation , 2. The Japan Atomic Power Company)

5:20 PM - 5:35 PM JST | 8:20 AM - 8:35 AM UTC

[1D19] Operation of installation of air conditioner during decommissioning phase.

Manabu Ohkubo[1], *Ryo Shimizu[1], Masakazu Hatori[1], Takanori Kobayashi[1], Ryoichi Uekura[1] (1. JAEA Monju)

5:35 PM - 5:50 PM JST | 8:35 AM - 8:50 AM UTC

[1D20] Development of Technology for Nonproliferation of B_4C Powder in Used Control Rod

(1)Study of Cutting Technology by Combination of Press Working and Underwater Plasma Fusing

*Makoto Tatemura[1], Tomohiro Endo[2], Masatoshi Itagaki[2], Yoshiki Kurosawa[3], Hideki Yamai[2], Yutaka Kometani[2], Minoru Masuda[2] (1. Hitachi, 2. Hitach-GE, 3. Hitachi-Urban)

5:50 PM - 6:05 PM JST | 8:50 AM - 9:05 AM UTC

[1D21] Technology survey on in-situ simple γ-ray measurement

*Goro Soejima[1], Haruhiko Kadowaki[1], Hiroki Iwai[1], Yasuyuki Nakamura[1], Hiroyuki Mizui[1], Kazuya Sano[1] (1. JAEA)

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：304-1 Thermal Hydraulics, Energy Conversion, Energy Transfer, Energy Storage

10:05 AM - 12:00 PM JST | 1:05 AM - 3:00 AM UTC | Room E B32 - B3 Block

[1E01-07] Thermal-Hydraulics in Fuels

Chair:Takeshi Takeda (JAEA)

10:05 AM - 10:20 AM JST | 1:05 AM - 1:20 AM UTC

[1E01] Research and development for understanding two-phase flow behavior inside a fuel bundle

(1)Outline of research plan

*Kazuaki Kito[1], Kenichi Katono[1], Atsushi Ui[2], Masahiro Furuya[2] (1. Hitachi-GE, 2. CRIEPI)

10:20 AM - 10:35 AM JST | 1:20 AM - 1:35 AM UTC

[1E02] Research and development for understanding two-phase flow behavior inside a fuel bundle

(2)Test plan for measurement of cross-flow behavior in two-subchannel under rated condition of BWRs

*Hideaki Hosoi[1], Kenichi Katono[1], Kiyoshi Fujimoto[1], Naohisa Watahiki[1], Yuma Nagasawa[1], Kenichi Yasuda[1], Kazuaki Kito[1] (1. Hitachi-GE)

10:35 AM - 10:50 AM JST | 1:35 AM - 1:50 AM UTC

[1E03] Research and development for understanding two-phase flow behavior inside a fuel bundle

(3)Experiments of subcooled boiling flow through a vertical double wall channel under atmospheric condition

*Atsushi Ui[1], Masahiro Furuya[1], Hiroki Takiguchi[1], Kenetsu Shirakawa[1], Takahiro Arai[1] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[1E04] Thermal hydraulics in reactor core under rod bundle uncovery conditions

(15)Influence of Rod-Pitch on Void Fraction Distribution in an Unheated 5 x 5 Rod Bundle

*Kenichi Katono[1], Kiyoshi Fujimoto[1], Goro Aoyama[2], Yuma Nagasawa[2], Takuji Nagayoshi[1], Takahiro Arai[3] (1. Hitachi, 2. Hitachi-GE Nuclear Energy, 3. Central Research Institute of Electric Power Industry)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[1E05] Research on a flow inside the fuel assembly by a portable spray

*Koji Yamada[1], Koji Ishizaki[1], Hayata shimmura[1], Junichi Takeuchi[2], Chihiro Nishizaki[2], Yoshiyuki Kondoh[2], Yoshiteru Komuro[2], Atsushi Kodama[2] (1. KEPCO, 2. MHI)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[1E06] Measurement of Void Fraction Distribution in Two-Phase Flow in a 4×4 Bundle

(2)Measurement of steam-water two-phase flow under high temperature and pressure conditions

Taku Nagatake[1], Shinichiro Uesawa[1], Mitsuhiko Shibata[1], *Hiroyuki Yoshida[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[1E07] Study on the DNB heat flux improvement by mixing vanes

*Keito Kamei[1], Shinichi Morooka[1] (1. Waseda Univ.)

Planning Lecture | Over view Report：Over View Report 1- Investigation Committee on Development of Activity and Risk Evaluation Method for Faults by Engineering Approach

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room E B32 - B3 Block

[1E_PL] Risk evaluation method and countermeasures for fault displacements by engineering approach

Chair: Koji Okamoto (Univ. of Tokyo), Masanobu Kamiya (JAPC)

[1E_PL01] Risk evaluation method and countermeasures for fault displacements by engineering approach

*Tadashi Narabayashi[1] (1. Hokkaido Univ.)

[1E_PL02] Measures for risk reduction by accident management

*Katsuya Kuroiwa[1], Toshihiro Aida[2] (1. MHI NS ENG, 2. Hokuriku EPC)

[1E_PL03] R&D related to the fault displacement evaluation in NRRC/CRIEPI

*Toshiaki Sakai[1] (1. CRIEPI)

[1E_PL04] Contents of further advance

*Masanobu Kamiya[1] (1. JAPC)

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：304-1 Thermal Hydraulics, Energy Conversion, Energy Transfer, Energy Storage

2:45 PM - 4:05 PM JST | 5:45 AM - 7:05 AM UTC | Room E B32 - B3 Block

[1E08-12] Severe Accident of Fukushima Daiichi 1

Chair:Tadashi Narabayashi (Hokkaido Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[1E08] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

(90)Sensitivity analysis of Fukushima Daiichi unit 1 ex-vessel scenario by the SAMPSON code

*Davide Concu[1], Marco Pellegrini[1], Masao Chaki[1], Masanori Naitoh[1] (1. IAE)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[1E09] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

(91)Evaluation of Debris Spreading Conditions by Plant Sensitivity Analyses

*Masataka Hidaka[1,2], Tadashi Fujii[1,2], Takeshi Sakai[1,2] (1. International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 2. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[1E10] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

(92)Fukushima Daiichi Unit 2 plant analysis using SAMPSON/POOL3D

*Antonio Buccio[1], Marco Pellegrini[1], Masao Chaki[1], Masanori Naitoh[1] (1. The Institute of Applied Energy)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[1E11] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

(93)Comprehensive evaluation for debris distribution in Unit-2 by SAMPSON Severe Accident Code

*Chiaki Kino[1], Itsuo Yoshioka[1], Masao Chaki[1], Masanori Naitoh[1] (1. IAE)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[1E12] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

(94)Long term sensitivity analysis of Fukushima Daiichi Unit 3 by the SAMPSON code

*Marco Pellegrini[1], Francesca Longhi[1], Masao Chaki[1], Masanori Naitoh[1] (1. The Institute of Applied Energy)

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：304-1 Thermal Hydraulics, Energy Conversion, Energy Transfer, Energy Storage

4:05 PM - 5:25 PM JST | 7:05 AM - 8:25 AM UTC | Room E B32 - B3 Block

[1E13-17] Severe Accident of Fukushima Daiichi 2

Chair:Tadashi Fujii (HGNE)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[1E13] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

(95)Evaluation of Inflow of Venting Gas of Unit 3 into Unit 4 using GOTHIC

*Kenichiro Nozaki[1], Takeshi Honda[1], Daisuke Yamauchi[1], Masato Mizokami[1], Shinya Mizokami[1] (1. Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[1E14] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

(96)CRD housing failure experiment at the KAERI VESTA facility

*Hiroyuki Suzuki[1], Marco Pellegrini[1], Masanori Naitoh[1] (1. IAE)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[1E15] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

(97)Assessment of "SAMPSON/DCA" Heat Transfer Models between relocated molten core and RPV lower head wall

*Alexandre Ezzidi[1], Masanori Naitoh[1], Hide Okada[1], Chiaki Kino[1] (1. IAE)

4:50 PM - 5:05 PM JST | 7:50 AM - 8:05 AM UTC

[1E16] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

(98)Discussion in the accident progression behavior in the early stage of the Unit 1 accident based on dose rate data

*Daisuke YAMAUCHI[1], Hiroshi SHIRAI[2], Tami MUKOUHARA[2], Masaki SAKAMOTO[2], Yuki KIMURA[2], Takeshi HONDA[1], Kenichiro NOZAKI[1], Masato MIZOKAMI[1], Shinya MIZOKAMI[1] (1. Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc., 2. TEPCO Systems Corporation)

5:05 PM - 5:20 PM JST | 8:05 AM - 8:20 AM UTC

[1E17] Fukushima Daiichi NPP Unit-2 Suppression Chamber Bottom Earthquake Break and Its Consequence

*Fumiya Tanabe[1] (1. Sociotechnical Systems Safety Research Institute)

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：304-1 Thermal Hydraulics, Energy Conversion, Energy Transfer, Energy Storage

5:25 PM - 6:15 PM JST | 8:25 AM - 9:15 AM UTC | Room E B32 - B3 Block

[1E18-20] CCFL

Chair:Kenichiro Nozaki (TEPCO HD)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[1E18] Countercurrent Flow Limitation at Lower End of Vertical Pipes

(1)Correlation of Interfacial Friction for one-region computation

*KOJI NISHIDA[1], TAKAYOSHI KUSUNOKI[1], MICHIO MURASE[1] (1. Institute of Nuclear Safety System, Incorporated)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[1E19] Counter-current flow limitation at lower ends in vertical pipes

(2)Measurement of interfacial friction factor

*Raito Goda[1], Katsuya Mori[1], Kosuke Hayashi[1], Shigeo Hosokawa[1], Akio Tomiyama[1] (1. Kobe University)

5:55 PM - 6:10 PM JST | 8:55 AM - 9:10 AM UTC

[1E20] Counter current flow limiting in inclined pipe simulating PWR hot-leg

*Akira Satou[1], Yasuteru Shibamoto[1], Taisuke Yonomoto[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

Planning Lecture | Technical division and Network：Water Chemistry Division

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room F C214 - C Block

[1F_PL] Water chemistry control regarding the fuel debris retrieval at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

Chair: Junichi Takagi (Toshiba)

[1F_PL01] An approach toward the fuel debris retrieval

*Junichi Nakano[1] (1. NDF)

[1F_PL02] Progress in the investigation of the inside of the PCV

*Masakuni Kumeda[1] (1. TEPCO HD)

[1F_PL03] Development Status of the fuel debris retrieval technologies

*Kenro Takamori[1] (1. IRID)

[1F_PL04] Characterization of the fuel debris and its interaction with water radiolysis

*Ryuji Nagaishi[1] (1. JAEA)

[1F_PL05] Discussion ”R&D tasks regarding the water chemistry control”

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：403-1 Reactor Chemistry, Radiation Chemistry, Corrosion, Water Chemistry,Water Quality Control

2:45 PM - 3:50 PM JST | 5:45 AM - 6:50 AM UTC | Room F C214 - C Block

[1F01-04] Dose reduction

Chair:Takumi Terachi (INSS)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[1F01] Development of Dose Rate Reduction Technology for Improving LWR Utilization

(2)Overview of Research Project

*Hiromitsu Inagaki[1], Naoshi Usui[2], Hajime Hirasawa[3] (1. Chubu Electric Power, 2. Hitachi GE, 3. Toshiba)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[1F02] Development of dose rate reduction technology for improving LWR utilization

(3)Results of Co-60 deposition test under simulated OLNC conditions

*Hideyuki Hosokawa[1], Naoshi Usui[4], Hiromitsu Inagaki[2], Hajime Hirasawa[3] (1. Hitachi, Ltd., Research & Development Group, 2. Chubu Electric Power Co., Inc., 3. Toshiba Corporation, 4. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[1F03] Development of Dose Rate Reduction Technology for Improving LWR Utilization

(4)Improving Models for Evaluating the Behavior of Corrosion Products

*Yusuke Horayama[1], Hajime Hirasawa[1], Hidehiro Urata[1], Naoshi Usui[2], Hiromitsu Inagaki[3] (1. Toshiba Corporation, 2. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., 3. Chubu Electoric Power Co., Inc.)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[1F04] Development of suppression method for deposition of radioactivity and mitigation of corrosive environment

(8)Effect of Ni ion to deposition behavior of Co deposition

Tsuyoshi Ito[1], *Hideyuki Hosokawa[1], Makoto Nagase[2] (1. Hitachi, Ltd., 2. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：403-1 Reactor Chemistry, Radiation Chemistry, Corrosion, Water Chemistry,Water Quality Control

3:50 PM - 4:40 PM JST | 6:50 AM - 7:40 AM UTC | Room F C214 - C Block

[1F05-07] Stress Corrosion Cracking, Radiolysis

Chair:Hiromitsu Inagaki (Chubu Electric Power)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

[1F05] Mechanistc study for PWSCC in Alloy 690

Influence of Ni plating

*Takumi Terachi[1], Takuyo Yamada[1], Makie Okamoto[1], Koji Arioka[1] (1. Institute of Nuclear Safety System, Incorporated)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[1F06] Radiation-Chemical Estimation of Energy Deposition around Fuel Debris

(1)Estimation of Energy Distributions dependent on Radiation Types

*Taichi Matsumura[1,2], Ryuji Nagaishi[1], Keisuke Okumura[1], Junichi Katakura[2], Masahide Suzuki[2] (1. JAEA, 2. NUT)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[1F07] Radiation-Chemical Estimation of Energy Deposition around Fuel Debris

(2)Radiation-Chemical Integration of Energy Distributions

*Ryuji Nagaishi[1], Taichi Matsumura[1], Keisuke Okumura[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：403-1 Reactor Chemistry, Radiation Chemistry, Corrosion, Water Chemistry,Water Quality Control

4:40 PM - 5:45 PM JST | 7:40 AM - 8:45 AM UTC | Room F C214 - C Block

[1F08-11] Fuel Cladding Corrosion

Chair:Ryuji Nagaishi (JAEA)

4:40 PM - 4:55 PM JST | 7:40 AM - 7:55 AM UTC

[1F08] Study of fuel-cladding chemical interaction (FCCI) in sodium-cooled small fast reactor

*Takanori Tanigaki[1], Yuichi Tabata[1], Koei Sasaki[2], Takashi Onitsuka[1], Ken-ichi Fukumoto[1], Yuji Arita[1], Masami Uno[1] (1. University of Fukui, Research Institute of Nuclear Engineering, 2. Japan Atomic Energy Agency)

4:55 PM - 5:10 PM JST | 7:55 AM - 8:10 AM UTC

[1F09] Evaluation of Long-term integrity of the fuel assembly removed from the spent fuel pool

(4)Integrity evaluation for the spent fuel in wet storage

*YASUO MORISHIMA[1,2], SHIGEAKI TANAKA[1,2], KOTARO MATSUOKA[3] (1. IRID, 2. TOSHIBA, 3. TEPCO)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[1F10] Evaluation of long-term integrity of the fuel assembly removed from the spent fuel pool

(5)Integrity of fuels during dry storage

*Shinichi Ishioka[1,2], Toru Higuchi[1,2], Junji Matsunaga[3], Masaki Aomi[3], Yoshinori Etoh[4] (1. IRID, 2. Hitachi-GE Nuclear Energy, 3. Global Nuclear Fuel Japan, 4. Nippon Nuclear Fuel Development)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[1F11] Evaluation of long-term integrity of the fuel assembly removed from the spent fuel pool

(6)Summary of FY2015 and 2016 results

*Toru Higuchi[1,4], Shinichi Ishioka[1,4], Shigeaki Tanaka[2,4], Yasuo Morishima[2,4], Fumiyoshi Ueno[3,4], Koji Maeda[3,4] (1. Hitachi-GE Nuclear Energy, 2. Toshiba, 3. Japan Atomic Energy Agency, 4. International Research Institute for Nuclear Decommissioning)

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：307-1 Computational Science and Engineering

10:00 AM - 11:00 AM JST | 1:00 AM - 2:00 AM UTC | Room G C213 - C Block

[1G01-04] Damage and Failure Analysis

Chair:Masaaki Tanaka (JAEA)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[1G01] Reliability assessment on thermal fatigue of pipes induced by oscillation of thermally stratified fluid

*Masaaki Suzuki[1] (1. Tokyo Univ. of Science)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[1G02] Analytical and Experimental Study on Local Failure Mechanism of Notched Tensile Test Speciments

*Takashi Sakaguchi[1], Mizuki Yoshida[1], Takuya Sato[1], Naoto Kasahara[1] (1. Tokyo univ.)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[1G03] Study on Damage Evaluation Method of RC Slab Subjected to Rigid Missile Impact

*Kosuke Namba[1], Koji Shirai[1], Kazukuni Niwa[2], Kunio Takekoshi[2], Tatsuro Takahashi[2] (1. CRIEPI, 2. Terrabyte)

10:45 AM - 11:00 AM JST | 1:45 AM - 2:00 AM UTC

[1G04] Evaluation of Local Damage to Reinforced Concrete Panels Subjected to Oblique Impact of Rigid and Deformable Projectiles

*Haruji Tsubota[1], Yoshimi Ohta[1], Akemi Nishida[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：307-1 Computational Science and Engineering

11:00 AM - 12:00 PM JST | 2:00 AM - 3:00 AM UTC | Room G C213 - C Block

[1G05-08] High Performance Computing

Chair:Masahiro Tatsumi (NEL)

11:00 AM - 11:15 AM JST | 2:00 AM - 2:15 AM UTC

[1G05] An element-by-element Finite Element Contact Analysis Method toward Structural Analyses of an Entire Nuclear Facility

Development of Parallelization Technique for Performance Improvement

*Yoshio Suzuki[1] (1. JAEA)

11:15 AM - 11:30 AM JST | 2:15 AM - 2:30 AM UTC

[1G06] Monolithic Linear Equation Solver including Direct and Iterative Method for Parallel Finite Element Method

*Naoki Morita[1], Gaku Hashimoto[1], Hiroshi Okuda[1] (1. The University of Tokyo)

11:30 AM - 11:45 AM JST | 2:30 AM - 2:45 AM UTC

[1G07] Evaluation of preconditioned Chebyshev basis CG solver for multiphase CFD code JUPITER

*Akie Mayumi[1], Yasuhiro Idomura[1], Takuya Ina[1], Susumu Yamada[1], Toshiyuki Imamura[2] (1. JAEA, 2. RIKEN AICS)

11:45 AM - 12:00 PM JST | 2:45 AM - 3:00 AM UTC

[1G08] Acceleration of air flow simulation using lattice Boltzmann method

*Naoyuki Onodera[1], Yasuyuki Idomura[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

General Meeting

12:00 PM - 1:00 PM JST | 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room G C213 - C Block

[1G_GM] 「計算科学技術部会」第22回全体会議

[1G_GM] General Meeting

Planning Lecture | Technical division and Network：Computational Science and Engineering Division

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room G C213 - C Block

[1G_PL] What can be achieved with particle simulation? Challenge and foresight

Chair: Masahiro Tatsumi (Nuclear Engineering)

[1G_PL01] Application of an advanced Lagrangian approach to complex phenomena

*Mikio Sakai[1] (1. Univ. of Tokyo)

[1G_PL02] Large-scale tsunami simulation and challenge in railway simulation

*Kohei Murotani[1] (1. RTRI)

[1G_PL03] Current Status on First Principles Calculation and its Progress of Application on Nuclear Energy Field

*Masahiko Machida[1] (1. JAEA)

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：307-1 Computational Science and Engineering

2:45 PM - 3:50 PM JST | 5:45 AM - 6:50 AM UTC | Room G C213 - C Block

[1G09-12] Seismic and Fuel Analysis

Chair:Akemi Nishida (JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[1G09] Modeling method of fluid in spent fuel pool for seismic analysis using 3D FEM model of ABWR reactor building

(1)Applicability of virtual mass method to rectangle container

*Yoshihiro Goto[1], Shohei Onitsuka[1], Naoki Ojima[2], Tadashi Iijima[1], Hiroki Takahara[3] (1. Hitachi-GE, 2. HiICS, 3. Tokyo Institute of Technology)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[1G10] Modeling method of fluid in spent fuel pool for seismic analysis using 3D FEM model of ABWR reactor building

(2)Practical modeling of fluid in spent fuel pool

*Shohei Onitsuka[1], Yoshihiro Goto[1], Naoki Ojima[2], Tadashi Iijima[1] (1. Hitachi GE, 2. HiICS)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[1G11] Study on Fuel Loading Pattern Optimization using Deep Learning and Reinforcement Learning

(2)Study on Prediction of Depletion Characteristics of Reactor Core

*Masahiro Tatsumi[1] (1. NEL)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[1G12] Study on Fuel Loading Pattern Intuitive Generation Method by using Deep Learning

*KAZUKI ISHITANI[1] (1. Nuclear Engineering and Services Company)

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：307-1 Computational Science and Engineering

3:50 PM - 4:55 PM JST | 6:50 AM - 7:55 AM UTC | Room G C213 - C Block

[1G13-16] Accident Analysis

Chair:Kei Ito (Kyoto Univ.)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

[1G13] Study on quench behavior at a core-disruptive accident for a fast breeder reactor (33)Numerical simulation of jet breakup behavior by a lattice Boltzmann method

*Shimpei Saito[1], Yutaka Abe[1], Akiko Kaneko[1], Hideki Nariai[1] (1. University of Tsukuba)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[1G14] Development of a multi-physics MPS code for the severe accident simulation (3)Implementation of a developed eutectic model

*Kenta INAGAKI[1] (1. CRIEPI)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[1G15] Criticality simulation in a gas-solid multiphase flow

*Kazuya Takabatake[1], Mikio Sakai[1], Akira Yamaguchi[1], Dimitrios Pavldis[2], Christopher Pain[2] (1. Univ. Tokyo, 2. Imperial College London)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[1G16] Numerical simulation of gas-solid-liquid flows using the DEM coarse grain model

*Kotaro Tamura[1], Mikio Sakai[1] (1. The University of Tokyo)

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：307-1 Computational Science and Engineering

4:55 PM - 6:15 PM JST | 7:55 AM - 9:15 AM UTC | Room G C213 - C Block

[1G17-21] Microscopic Analysis

Chair:Masaaki Suzuki (Tokyo Univ. of Sci.)

4:55 PM - 5:10 PM JST | 7:55 AM - 8:10 AM UTC

[1G17] MD simulations to evaluate effects of stacking fault energies on defect formation process in crystalline materials under neutron irradiation (3)

Daiki Nakanishi[2], Tomoya Kawabata[2], *Taira Okita[1], Mitsuhiro Itakura[3] (1. Research into Artifacts, Center for Engineering, the University of Tokyo, 2. Department of Engineering, the University of Tokyo, 3. Center for Computational Science & e-Systems, Japan Atomic Energy Agency)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[1G18] Modelling for the behaviors of irradiation-induced defects in face-centered cubic metals

*Yukiya Adachi[1], Sho Hayakawa[2], Taira Okita[3], Mituhiro Itakura[4] (1. School of Engineering, the University of Tokyo , 2. Department of Engineering, the University of Tokyo , 3. Research into Artifacts, Center for Engineering, the University of Tokyo, 4. Center for Computational Science & e-Systems, Japan Atomic Energy Agency)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[1G19] Influence of stacking fault energies on the interaction between a void and dislocation evaluated by MD simulations (2)

*KOHEI DOIHARA[1], TAIRA OKITA[2], MITSUHIRO ITAKURA[3] (1. School of Engineering, The University of Tokyo, 2. Research into Artifacts, Center for Engineering, The University of Tokyo, 3. Japan Atomic Energy Agency)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[1G20] Atomistic study of interaction between a dislocation and a defect cluster in BCC-Fe

*Sho Hayakawa[1], Taira Okita[2], Mitsuhiro Itakura[3], Haixuan Xu[4], Yury N. Osetsky[5] (1. The University of Tokyo, 2. The University of Tokyo , 3. Japan Atomic Energy Agency, 4. The University of Tennessee, 5. Oak Ridge National Laboratory)

5:55 PM - 6:10 PM JST | 8:55 AM - 9:10 AM UTC

[1G21] High precision calculation of heavy-ion collisions based on the spectral method

*Yoritaka Iwata[1,2], Yasuhiro Takei[3] (1. Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology, 2. Department of Mathematics, Shibaura Institute of Technology, 3. Mizuho Information & Research Institute)

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-1 Radioactive Waste Management

10:05 AM - 10:55 AM JST | 1:05 AM - 1:55 AM UTC | Room H C212 - C Block

[1H01-03] Liquid Waste Treatment

Chair:Hisakazu Nakata (JAEA)

10:05 AM - 10:20 AM JST | 1:05 AM - 1:20 AM UTC

[1H01] Development of Treatment for Low Radioactive Effluent in Tokai Reprocessing Plant.

(16)Study on Hydrogen Generation from Cement Solidified Products.

*Yoshiyuki Ito[1], Ryotatsu Matsushima[1], Fuminori Sato[1], Yasuo Saito[1] (1. JAEA)

10:20 AM - 10:35 AM JST | 1:20 AM - 1:35 AM UTC

[1H02] Development of Treatment for Low Radioactive Effluent in Tokai Reprocessing Plant

(17)Study on Cement Based Encapsulation of Sodium Carbonate Liquid Waste by Full-scale Mixing

*Ryotatsu Matsushima[1], Fuminori Sato[1], Yasuo Saito[1], Daiki Atarashi[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Shimane University)

10:35 AM - 10:50 AM JST | 1:35 AM - 1:50 AM UTC

[1H03] Oxidative decomposition of lactic acid in radioactive liquid waste

*Yoichi Arai[1,2], Sou Watanabe[1], Hiromichi Ogi[1], Toshio Kubota[2], Kazunori Nomura[1] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Ibaraki University)

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-1 Radioactive Waste Management

10:55 AM - 12:00 PM JST | 1:55 AM - 3:00 AM UTC | Room H C212 - C Block

[1H04-07] Characterization of Waste Package

Chair:Keita Irisawa (JAEA)

10:55 AM - 11:10 AM JST | 1:55 AM - 2:10 AM UTC

[1H04] Development of Confirmation Methods of Waste Packages to Radioactive Wastes Generated from Research Facilities

(1)Development Plan for Confirmation Methods of Waste Packages for Near Surface Disposal

*Sari Izumo[1], Hirokazu Hayashi[1], Hisakazu Nakata[1], Yutaka Kameo[1], Hiroya Amazawa[1], Akihiro Sakai[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

11:10 AM - 11:25 AM JST | 2:10 AM - 2:25 AM UTC

[1H05] Development of Confirmation Methods of Waste Packages to Radioactive Wastes Generated from Research Facilities

(2)Construction of Radiochemical Analytical Scheme for Metal Samples

*Yusuke Shimomura[1], Mami Kochiyama[1], Tomoko Haraga[1], Ken-ichiro Ishimori[1], Yutaka Kameo[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

11:25 AM - 11:40 AM JST | 2:25 AM - 2:40 AM UTC

[1H06] Development of Confirmation Methods of Waste Packages to Radioactive Wastes Generated from Research Facilities

(3)Study of Common Evaluation Method to Determine the Radioactivity Concentration

*Hirokazu Hayashi[1], Sari Izumo[1], Hisakazu Nakata[1], Tomoyuki Tsuji[1], Hiroya Amazawa[1], Akihiro Sakai[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

11:40 AM - 11:55 AM JST | 2:40 AM - 2:55 AM UTC

[1H07] Development of Confirmation Methods of Waste Packages to Radioactive Wastes Generated from Research Facilities

(4)Study on Filling of Sandy Soil into Voids in Waste Container

*Hisakazu Nakata[1], Hirokazu Hayashi[1], Hiroya Amazawa[1], Akihiro Sakai[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-2 Waste Disposal and Its Environmental Aspects

2:45 PM - 4:20 PM JST | 5:45 AM - 7:20 AM UTC | Room H C212 - C Block

[1H08-13] Performance Assessment and Scenario

Chair:Tamotsu Kozaki (Hokkaido Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[1H08] Geosphere Stability Project

(1)Analysis of uncertainties included in development of Geological-Evolutionary Models (GEMs)

*Toshiyuki Matsuoka[1], Hironori Onoe[1], Tetsuya Komatsu[1], Ken-ichi Yasue[2], Teruki Iwatsuki[1], Ryuji Takeuchi[1], Tomoko Kato[1], Eiji Sasao[1] (1. JAEA, 2. JAEA (pr.:AIT))

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[1H09] Geosphere Stability Project

(2)Analysis on effects of uncertainties for evaluation of long-term variability of groundwater flow conditions

*Hironori Onoe[1], Toshiyuki Matsuoka[1], Tetsuya Komatsu[1], Ken-ichi Yasue[2], Teruki Iwatsuki[1], Ryuji Takeuchi[1], Tomoko Kato[1], Eiji Sasao[1] (1. JAEA, 2. JAEA (Pr.: AIT))

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[1H10] Advance of biosphere assessment method and setting of transfer processes model by considering near-surface hydrological feature.

*Sanae Shibutani[1], Yukiko Fukaya[2], Takeshi Sugiyama[2], Kyoko Ichikawa[2] (1. Nuclear waste management organization of Japan, 2. JAPAN NUS CO.,LTD.)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[1H11] Evaluation for Influence of Human Intrusion on Geological Disposal System

Groundwater Flow Simulation for Borehole Excavation

*Shizuka Takai[1], Yuki Nishimura[1], Taro Shimada[1], Hideo Kimura[1], Seiji Takeda[1] (1. Japana Atomic Energy Agency)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[1H12] Applicability of the optimization method for radioactive waste disposal based on probabilistic approach

*Ryo Nakabayashi[1], Daisuke Sugiyama[1] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry)

4:00 PM - 4:15 PM JST | 7:00 AM - 7:15 AM UTC

[1H13] Effects of Heat Generation of High-Loaded Vitrified Waste on Design of Near-Field of Geological Disposal Facility

*Kota Kawai[1], Kenji Takeshita[1] (1. Tokyo Institute of Technology, Laboratory for Advanced Nuclear Energy)

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-2 Waste Disposal and Its Environmental Aspects

4:20 PM - 5:25 PM JST | 7:20 AM - 8:25 AM UTC | Room H C212 - C Block

[1H14-17] Solutes Transport

Chair:Hiromitsu Saegusa (NUMO)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[1H14] Modeling of solutes transport at the Horonobe URL

(1)In-situ tracer tests for fractures and rock matrices in mudstone

*Masaki Takeda[1], Hirokazu Ohno[1], Eiichi Ishii[1], Yukio Tachi[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[1H15] Modeling of solutes transport at the Horonobe URL

(2)Characterization of solutes transport in fractures based on data from in-situ tracer tests

*Hirokazu Ohno[1], Masaki Takeda[1], Eiichi Ishii[1], Yukio Tachi[1] (1. JAEA)

4:50 PM - 5:05 PM JST | 7:50 AM - 8:05 AM UTC

[1H16] Modeling of solutes transport at the Horonobe URL

(3)In-situ tracer tests in the rock matrix

*Tsuyoshi Ito[1], Yukio Tachi[1], Kazuaki Nemoto[1], Tomofumi Sato[1], Masaki Takeda[1], Hirokazu Ohno[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

5:05 PM - 5:20 PM JST | 8:05 AM - 8:20 AM UTC

[1H17] Geochemical condition and solutes transport property around a closure tunnel

*Teruki Iwatsuki[1], Kazuki Hayashida[1], Hiroaki Murakami[1], Yusuke Watanabe[1] (1. JAEA)

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-2 Waste Disposal and Its Environmental Aspects

5:25 PM - 6:15 PM JST | 8:25 AM - 9:15 AM UTC | Room H C212 - C Block

[1H18-20] Alumina Solidified Body and Vitrified Waste

Chair:Ryo Nakabayashi (CRIEPI)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[1H18] Effect of addition of alumina on iodine immobilization of alumina solidified body

*Kaoru Masuda[1], Shin-ya Okamoto[1], Hiroshi Murakami[1], Osamu Kato[2], Satoshi Yoshida[2], Yaohiro Inagaki[3], Tomofumi Sakuragi[4] (1. Kobelco Research Inst., 2. Kobe Steel, 3. Kyushu University, 4. RWMC)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[1H19] Effects of Magnesium ion on Dissolution of Nuclear Waste Glass

*Hajime Iwata[1], Nobuyuki Sekine[2], Seiichiro Mitsui[1] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. NESI)

5:55 PM - 6:10 PM JST | 8:55 AM - 9:10 AM UTC

[1H20] Dissolution Behavior of BPI Glass under Geological Disposal Conditions

*Atsushi Mukunoki[1], Takahiro Kikuchi[1], Tamotsu Chiba[1], sakuragi Tomofumi[2], Tsutomu Sato[3], Toshihiro Kogure[4] (1. JGC Corporation, 2. Radioactive Waste Management Funding and Research Center, 3. Hokkaido University, 4. The University of Tokyo)

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：402-1 Nuclear Materials and the Irradiation Behavior

10:00 AM - 12:10 PM JST | 1:00 AM - 3:10 AM UTC | Room I C310 - C Block

[1I01-08] Radiation Effect

Chair:Naoyuki Hashimoto (Hokkaido Univ.)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[1I01] Evaluation of irradiation effect for fracture toughness of austenitic stainless steel

*Tomonori Abe[1], Shigeaki Tanaka[1], Seiji Sakuraya[2], Tetsuya Toyota[3], Takayuki Kaminaga[4], Suguru Ooki[4] (1. Toshiba Corporation, 2. Nippon Nuclear Fuel Development CO., Ltd., 3. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., 4. Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[1I02] Thermal and irradiation effect on microstracture of duplex stainless steel in BWR environment

*Shigeaki Tanaka[1], Tomonori Abe[1], Yuuji Kitsunai[2], Testuya Toyota[3], Takayuki Kaminaga[4], Suguru Ooki[4] (1. Toshiba Corpration, 2. Nippon Nuclear Fuel Development Co., LTD., 3. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., 4. Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[1I03] Ion irradiation-induced microstructural changes in heat-affected zone of stainless weld overlay cladding of RPV steel

*Yoosung Ha[1], Hisashi Takamizawa[1], Satoshi Hanawa[1], Yutaka Nishiyama[1], Naoki Ebisawa[2], Takeshi Toyama[2], Yasuyoshi Nagai[2] (1. JAEA, 2. Tokoku Univ.)

10:45 AM - 11:00 AM JST | 1:45 AM - 2:00 AM UTC

[1I04] Consideration of the correlation between microstructures and mechanical properties of irradiated austenitic stainless steels.

*Hitoshi Seto[1], Yuji Kitsunai[1], Masato Koshiishi[1], Shigeaki Tanaka[2], Tetsuya Toyota[3], Takayuki Kaminaga[4], Masaru Harada[4], Suguru Ooki[4] (1. NFD, 2. Toshiba, 3. Hitachi-GE, 4. TEPCO)

11:00 AM - 11:15 AM JST | 2:00 AM - 2:15 AM UTC

[1I05] Electron-irradiation effects on diffusivity of Cu in Fe studied by 3D-AP

*Takeshi Toyama[1], Can Zhao[1], Masaki Shimodaira[1], Keiko Tomura[1], Koji Inoue[1], Yasuyoshi Nagai[1], Toshimasa Yoshiie[1] (1. IMR, Tohoku Univ.)

11:15 AM - 11:30 AM JST | 2:15 AM - 2:30 AM UTC

[1I06] Measurement of diffusion coefficient of carbon in pure zirconium

*Teppei Otsuka[1], Tsuyoshi Matsumoto[1] (1. Faculty of Science and Engineering, KINDAI University)

11:30 AM - 11:45 AM JST | 2:30 AM - 2:45 AM UTC

[1I07] Effect of Hydrogen Absorption and Irradiation on Microstructure and Mechanical Properties of Hafnium

*Kazuhiro Tsuchida[1], Mai Dung Thi Do[1], Kenta Murakami[1], Masahide Suzuki[1], Akihiro Iwase[2] (1. Nagaoka University of Technology, 2. Osaka Prefecture University)

11:45 AM - 12:00 PM JST | 2:45 AM - 3:00 AM UTC

[1I08] Reserach and Development of RBWR for High Efficiency Transuranium Elements Burner

(4)Effects of ion irradiation on Zr alloys (2)

*Hideo Watanabe[1], Katsuhito Takahashi[2], Yusaku Maruno[3] (1. Kyushu Univ.,, 2. NFD Co. Ltd., 3. Hitachi Ltd.)

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：402-1 Nuclear Materials and the Irradiation Behavior

2:45 PM - 4:25 PM JST | 5:45 AM - 7:25 AM UTC | Room I C310 - C Block

[1I09-14] Reactor Pressure VesselRPV

Chair:Takeshi Toyama (Tohoku Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[1I09] Applicability advancement of probabilistic fracture mechanics for reactor pressure vessels

(1)Guideline on failure frequency calculation of Japanese reactor pressure vessels

*Yinsheng Li[1], Jinya Katsuyama[1], Kazuya Osakabe[2], shumpei uno[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Mizuho Information & Research Institute)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[1I10] Applicability advancement of probabilistic fracture mechanics for reactor pressure vessels

(2)Discussion on application of PFM into failure evaluation of reactor pressure vessels

*Jinya Katsuyama[1], Koichi Masaki[1], Yinsheng Li[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[1I11] Practicality advancement of probabilistic fracture mechanics for reactor pressure vessels

(3)Benchmark analysis for verification of probabilistic fracture mechanics analysis code PASCAL

*Koichi MASAKI[1], Shumpei Uno[2], Jinya Katsuyama[1], Yinsheng Li[1] (1. JAEA, 2. MHIR)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[1I12] Multiscale Modeling of Irradiation Embrittlement of RPV steels

*Toshiki Nakasuji[1], Xiaoyong Ruan[1], Kazunori Morishita[1] (1. Kyoto university)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[1I13] Effects of solute elements on microstructural change in ion-irradiated RPV model alloys

*Katsuhiko Fujii[1], Koji Fukuya[1] (1. Institute of Nuclear Safety System)

4:00 PM - 4:15 PM JST | 7:00 AM - 7:15 AM UTC

[1I14] Development of reconstitution technology for RPV surveillance test specimen with electron beam welding

*Seiji Sakuraya[1], Yuji Kitsunai[1], Masato Koshiishi[1], Yasuo Morishima[2], Tetsuya Toyota[3] (1. Nippon Nuclear Fuel Development Co.,LTD., 2. Toshiba Corpration, 3. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：402-1 Nuclear Materials and the Irradiation Behavior

4:25 PM - 6:05 PM JST | 7:25 AM - 9:05 AM UTC | Room I C310 - C Block

[1I15-20] Corrosion Behavior

Chair:Hiroaki Abe (Univ. of Tokyo)

4:25 PM - 4:40 PM JST | 7:25 AM - 7:40 AM UTC

[1I15] Fundamental study on corrosion characteristics of wire-wrapped fuel cladding in lead-bismuth eutectic

*Yuhei Nakabo[1], Annette Heinzel[2], Alfons Weisenburger[2], Minoru Takahashi[3], Masatoshi Kondo[3] (1. Tokyo Institute of Technology, 2. Karlsruhe Institute of Technology, 3. Laboratory for Nuclear Energy)

4:40 PM - 4:55 PM JST | 7:40 AM - 7:55 AM UTC

[1I16] Study on corrosion immunity of RPV inner welding

(1)Material characterization

*Hideki Yuya[1], Masataka Oyama[1], Jian Xu[2], Zihao Wang[2], yoichi takeda[2], tetsuo shoji[2] (1. Chubu Electric Power Company, 2. Tohoku University)

4:55 PM - 5:10 PM JST | 7:55 AM - 8:10 AM UTC

[1I17] Tensile fracture behavior at grain boundary in irradiated stainless steels immersed in PWR primary water

*Terumitsu Miura[1], Takuya Fukumura[1], Katsuhiko Fujii[1], Koji Fukuya[1] (1. Instuitute of Nuclear Safety System)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[1I18] Grain Boundary Oxidation Behavior of 19 dpa Neutron Irradiated Stainless Steels in Simulated PWR Water

*Takuya Fukumura[1], Terumitsu Miura[1], Katsuhiko Fujii[1], Koji Fukuya[1], Yuji Kitsunai[2] (1. Institute of Nuclear Safety System, Inc., 2. Nuclera Fuel Development)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[1I19] Long term thermal aging effect on the SCC initiation susceptibility of L-grade austenitic stainless steel

*Keietsu Kondo[1], So Aoki[1], Shinichiro Yamashita[1], Yoshiyuki Kaji[1], Masahiro Yamamoto[1] (1. JAEA)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[1I20] Study on Applicability of Crack Growth Rate Models in IASCC Evaluations for BWR Internal Components

*Takahiro Hayashi[1], Tatsuya Kubo[1], Toshiyuki Saito[1] (1. TOSHIBA Corporation)

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：302-1 Advanced Reactor System

10:50 AM - 12:00 PM JST | 1:50 AM - 3:00 AM UTC | Room J C309 - C Block

[1J01-04] Innovative Reactors and Technologies

Chair:Tetsuo Matsumura (CRIEPI)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[1J01] Study on safety enhancement of the fast reactor by using nanoparticle suspension sodium

Reaction Suppression (11)

*Keiichi Nagai[1], Jun-ichi Saito[1], Kuniaki Ara[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[1J02] Study on safety enhancement of the fast reactor by using nanoparticle suspension sodium

Reaction Suppression (12)

*Jun-ichi SAITO[1], Keiichi NAGAI[1], Kuniaki ARA[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[1J03] Research on fundamental technology for SCWR based on RISA

3rd report, Electrochemical measurement of radioactivated stainless steel

*Ryota Taguchi[1], Tomonori Ihara[1], Tatsuya Hazuku[1], Tomoji Takamasa[1], Sho Kano[2], Hiroaki Abe[2] (1. Tokyo University of Marine Science and Technology , 2. The University of Tokyo)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[1J04] Research on fundamental technology for SCWR based on RISA

4th report, RISA on metal surface wettability

*Toru Miyoshi[1], Tomonori Ihara[2], Tatsuya Hazuku[2], Tomoji Takamasa[2], Shinichi Morooka[1] (1. Waseda Univ., 2. Tokyo Univ. of Marine Science and Technology)

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：302-1 Advanced Reactor System

2:45 PM - 3:55 PM JST | 5:45 AM - 6:55 AM UTC | Room J C309 - C Block

[1J05-08] Pu-burning Gas-cooled Reactor

Chair:Masatoshi Kuroda (Kumamoto Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[1J05] Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR

(14)Objectives, current status and future

*Koji OKAMOTO[1], Kazutaka Ohashi[2], Koichi Ohira[3], Kazuhiko Kunitomi[4] (1. The University of TOkyo, 2. Fuji Electric Co., Ltd., 3. Nuclear Fuel Industries, Ltd., 4. Japan Atoic Energy Agency)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[1J06] Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR

(15)Vital Area Identification Analysis concerning Pu-burner HTGR

*Kazuyuki Demachi[1], Shi Chen[1], Koji Okamoto[1] (1. The University of Tokyo)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[1J07] Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR

(16)Experimental Study on the Transient Oxidation of Nuclear Graphite under Air Ingress Conditions

*Wataru SAGAWA[1], Yang Wu[1], Penghui Chai[2], Masahiro Kondo[1], Koji Okamoto[1] (1. The University of Tokyo, 2. The University of Tokyo(currently working at JAEA))

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[1J08] Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR

(17)Numerical Study on the Transient Oxidation of Nuclear Graphite under Air Ingress Conditions

*Yang Wu[1], Wataru Sagawa[1], Penghui Chai[2], Masahiro Kondo[1], Koji Okamoto[1] (1. The University of Tokyo, 2. The University of Tokyo (Currently working at JAEA))

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：302-1 Advanced Reactor System

3:55 PM - 5:05 PM JST | 6:55 AM - 8:05 AM UTC | Room J C309 - C Block

[1J09-12] Gas-cooled Reactors

Chair:Masaki Honda (NFI)

3:55 PM - 4:10 PM JST | 6:55 AM - 7:10 AM UTC

[1J09] Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR

(18)Fuel design and core design

*Minoru Goto[1], Yoshitomo Inaba[1], Shohei Ueta[1], Jun Aihara[1], Yuji Fukaya[1], yukio Tachibana[1], Koji Okamoto[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. The University of Tokyo)

4:10 PM - 4:25 PM JST | 7:10 AM - 7:25 AM UTC

[1J10] Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR

(19)Preliminary reactivity transient analyses

*Masaaki Nakano[1], Kazutaka Ohashi[1], Koji Okamoto[2] (1. Fuji Electric, 2. The University of Tokyo)

4:25 PM - 4:40 PM JST | 7:25 AM - 7:40 AM UTC

[1J11] Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR

(20)Study on 3S-TRISO fuel fabrication

*Yohei Saiki[1], Masaki Honda[1], Masashi Takahashi[1], Koichi Ohira[1], Takashi Okamoto[2] (1. Nuclear Fuel Industries, Ltd., 2. The University of Tokyo)

4:40 PM - 4:55 PM JST | 7:40 AM - 7:55 AM UTC

[1J12] Development of Security and Safety fuel for Pu-burner HTGR

(21)Test and Characterization for ZrC Coating

*Shohei Ueta[1], Jun Aihara[1], Yukio Tachibana[1], Kazuhiko Kunitomi[1], Koji Okamoto[2] (1. JAEA, 2. Univ. Tokyo)

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：302-1 Advanced Reactor System

5:05 PM - 6:15 PM JST | 8:05 AM - 9:15 AM UTC | Room J C309 - C Block

[1J13-16] Gas-cooled Reactor Fuel

Chair:Masaaki Nakano (Fuji Electric)

5:05 PM - 5:20 PM JST | 8:05 AM - 8:20 AM UTC

[1J13] Research on Advanced Fuel Element for Upgrading Safety of High Temperature Gas-Cooled Reactors

(1)Outlines

*Yukio Tachibana[1], Koichi Ohira[2], Masatoshi Kuroda[3] (1. JAEA, 2. NFI, 3. Kumamoto University)

5:20 PM - 5:35 PM JST | 8:20 AM - 8:35 AM UTC

[1J14] Research on Advanced Fuel Element for Upgrading Safety of High Temperature Gas-Cooled Reactors

(2)Development of fabrication technology of oxidation resistant fuel element

*Jun Aihara[1], Shohei Ueta[1], Masaki Honda[2], Hiroaki Ogawa[1], Taiju Shibata[1], Naoki Mizuta[1], Yoshitomo Inaba[1], Yukio Tachibana[1] (1. JAEA, 2. NFI)

5:35 PM - 5:50 PM JST | 8:35 AM - 8:50 AM UTC

[1J15] Research on Advanced Fuel Element for Upgrading Safety of High Temperature Gas-Cooled Reactors

(3)Development on Inspection of Oxidation Resistant Fuel Element

*Masaki Honda[1], Atushi Yasuda[1], Koichi Ohira[1], Yukio Tachibana[2] (1. Nuclear Fuel Industries, LTD., 2. Japan Atomic Energy Agency)

5:50 PM - 6:05 PM JST | 8:50 AM - 9:05 AM UTC

[1J16] Research on Advanced Fuel Element for Upgrading Safety of High Temperature Gas-Cooled Reactors

(4)Modeling for Casting Oxidation Resistant Fuel Element

*Masatoshi Kuroda[1], Takuya Tojo[1], Takenori Yamamoto[1], Jun Aihara[2], Yukio Tachibana[2] (1. Kumamoto University, 2. JAEA)

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：202-1 Radiation Behaviors, Radiation Shielding

10:00 AM - 11:55 AM JST | 1:00 AM - 2:55 AM UTC | Room K N301 - N Block

[1K01-07] Experiment, Detector, Radioactive Inventory Evaluation

Chair:Masahiro Taniguchi (TAISEI)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[1K01] Development of LED coupled scintillation fiber detector for radioactivity measurement of decontaminated waste (2)

*Noriaki Nakao[1], Motoyuki Asada[1], Yoshihiko Susuta[1], Masakazu Iwabuchi[1], Shimada Tomoo[1] (1. Shimizu Corporation)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[1K02] Measurement of light fragment yields from carbon bombarded with 800 MeV/u Si

*Tomoki Yui[1], Tsuyoshi Kajimoto[1], Kenichi Tanaka[1], Satoru Endo[1], Nobuhiro Shigyo[2], Seung-Woo HONG[3], Tae-Sun PARK [3], Koan Sik JOO[4], Cheol Woo LEE[5] (1. Hiroshima Univ., 2. Kyushu Univ., 3. Sungkyunkwan Univ., 4. Myongji Univ., 5. Korea Atomic Energy Research Institute)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[1K03] Application of adjoint neutron flux for evaluation of radioactive inventory

*Jun Ueno[1], Kazuki Isitani[1], Hidenori Tanabe[2], Tadashi Murakami[2], Ken-ichi Tanaka[3] (1. Nuclear Engineering and Services Co., 2. The Japan Atomic Power Co., 3. The Institute of Applied Energy)

10:45 AM - 11:00 AM JST | 1:45 AM - 2:00 AM UTC

[1K04] Shielding experiment with 24 GeV protons at CERN/CHARM

(4)Dependency of Shield Thickness on Neutron Energy Spectrum

*Eunji LEE[1], Nobuhiro Shigyo[1], Tsuyoshi Kajimoto[2], Toshiya Sanami[3], Noriaki Nakao[4], Masayuki Hagiwara[3], Hiroshi Yashima[5], Hirohito Yamazaki[3], Robert Froeschl[6], Markus Brugger[6] (1. Kyushu Univ., 2. Hiroshima Univ., 3. High Energy Accelerator Research Organization, 4. Shimizu Corporation, 5. Kyoto University Research Reactor Institute, 6. CERN)

11:00 AM - 11:15 AM JST | 2:00 AM - 2:15 AM UTC

[1K05] Benchmark experiment for activation induced by high-energy neutrons

*Masayuki Hagiwara[1,2], Seiji Nagaguro[1,2], Kouichi Nishikawa[1,2], Atsushi Kanai[3], Fuyuki Kouno[3], Hiroaki Watanabe[1,2] (1. High Energy Accelerator Research Organization, 2. J-PARC Center, 3. Tokyo Nuclear Services)

11:15 AM - 11:30 AM JST | 2:15 AM - 2:30 AM UTC

[1K06] Consideration of low-activation methods for concrete by neutron irradiation test and PHITS calculation

*Seiichiro Tanaka[1], Koichi Okuno[1] (1. HAZAMA ANDO CORPORATION)

11:30 AM - 11:45 AM JST | 2:30 AM - 2:45 AM UTC

[1K07] Radiation dosimetry in Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant

*Kohei Iwanaga[1], Hideo Hirayama[1,2], Kenjiro Kondo[1,2], Seishiro Suzuki[1] (1. Nuclear Regulation Authority, 2. KEK)

Planning Lecture | Board and Committee：Standards Committee 2 -Advanced and Fundamental Systems Technical Committee, Radiation Shielding Subcommittee

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room K N301 - N Block

[1K_PL] Standardization of concrete compositoin for radiation shielding design

Chair: Yukio Sakamoto (ATOX)

[1K_PL01] Disucussion on the standardization of concrete compositoin for radiation shielding design

*Kenichi Kimura[1] (1. Fujita Corp.)

[1K_PL02] The concrete used for radiation shield walls

*Toshinobu Maenaka[1] (1. Takenaka Corp.)

[1K_PL03] Dose fluctuation by concrete compositions

*Mikihiro Nakata[1] (1. MHI NS ENG)

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：202-1 Radiation Behaviors, Radiation Shielding

2:45 PM - 4:40 PM JST | 5:45 AM - 7:40 AM UTC | Room K N301 - N Block

[1K08-14] Shielding Calculation, Monte Calro Code

Chair:Masayuki Hagiwara (KEK)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[1K08] The Development of FLEXible DOSE evaluation system (FLEXDOSE)
Improvement and Experiences

*Osamu Kubota[1], Yoshitaka Sugiura[1], Yusuke Matsui[1] (1. TEPCO SYSTEMS CORPORATION)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[1K09] Test of AMPX multigroup library for shielding in SCALE6.2.1

*Chikara Konno[1], Kenichi Tada[1] (1. JAEA)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[1K10] A Study on Leakage Dose of Straight Duct from Medical Linac Room

*Takuma Noto[1], Kazuaki Kosako[1], Takashi Nakamura[1] (1. Shimizu Corporation)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[1K11] 2017 Activity Report on Simple Calculation Code Review WG for Radiation Shielding
(1)A preliminary study about a thin layer and a back scattering effect - benchmark problem setting and trial calculation

*Fumiyoshi Nobuhara[1], Shohei Iwai[1], Satoshi Furusawa[1], Matsui Yuusuke[2], Osamu Kubota[2], Daisuke Takano[2] (1. Tokyo Nuclear Services Co., LTD., 2. TEPCO SYSTEMS CORPORATION)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[1K12] Monte-Carlo simulation study of secondary neutrons and gamma-rays generated from human tissue in proton beam therapy

*Noriyuki Motoyoshi[1], Hirotaka Sato[2], Michihiro Furusaka[2] (1. Grad. Sch. of Eng., Hokkaido Univ., 2. Fac. of Eng., Hokkaido Univ.)

4:00 PM - 4:15 PM JST | 7:00 AM - 7:15 AM UTC

[1K13] Evaluation of biological effects of BNCT driven with an accelerator with PHITS code

*Riichiro Nakamura[1], Keisuke Maehata[1], Nobuhiro Shigyo[1], Hiroki Tanaka[2] (1. Kyushu Univ., 2. KUR)

4:15 PM - 4:30 PM JST | 7:15 AM - 7:30 AM UTC

[1K14] Current status of egs5 code

*Yoshihito Namito[1], Hideo Hirayama[1], Takeshi Sugita[2] (1. KEK, 2. SSL)

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：202-1 Radiation Behaviors, Radiation Shielding

4:40 PM - 6:15 PM JST | 7:40 AM - 9:15 AM UTC | Room K N301 - N Block

[1K15-20] Shielding Material

Chair:Yoshihito Namito (KEK)

4:40 PM - 4:55 PM JST | 7:40 AM - 7:55 AM UTC

[1K15] Evaluation of the influence of the inter-member gap on PCa shielding wall by simulation

*Masanori Tokiyoshi[1], Masahiro Taniguchi[1], Kyohei Nishiyama[1] (1. TAISEI CORPORATION)

4:55 PM - 5:10 PM JST | 7:55 AM - 8:10 AM UTC

[1K16] The Impact of Aggregate Spatial Structure of Concrete for Gamma Ray Shielding

*Nishiyama Kyohei[1], Masahiro Taniguchi[1], Masanori Tokiyoshi[1] (1. TAISEI CORPORATION)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[1K17] Radiation Dose Evaluation on Shielding Vest Wearing
(1)Exposure Experiments

*Satoru Nagasawa[1], Hidenori Kawano[1], Ken-ichi Hozumi[2], Asami Tsurumaki[1], Hideo Hirayama[2], Yoshihito Namito[2], Hidemichi Ohhashi[1], Yukio Sakamoto[1] (1. ATOX CO., LTD., 2. High Energy Accelerator Organization)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[1K18] Radiation Dose Evaluation on Shielding Vest Wearing
(2)Calculation of Radiation Dose

*Hidenori Kawano[1], Tsurumaki Asami[1], Ken-ichi Hozumi[2], Satoru Nagasawa[1], Hideo Hirayama[2], Yoshihito Namito[2], Hidemichi Ohhashi[1], Yukio Sakamoto[1] (1. ATOX CO., LTD., 2. High Energy Accelerator Organization)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[1K19] Discussion on the standardization of shielding material Investigation of hydrogen contents in concrete body concrete

*Masahiro Taniguchi[1], Yukio Sakamoto [2], Masahiro Yoshida[3] (1. TAISEI CORPORATION, 2. ATOX Corp., 3. Nuclear Safety Technology Center)

5:55 PM - 6:10 PM JST | 8:55 AM - 9:10 AM UTC

[1K20] Evaluation of radiation shielding sheet material using tungsten particles

*Hirotaka Ino[1], Toshiharu Sakura[2], Mitsumasa Taguchi[3], Takeo Ebina[5], Masayoshi Kawai[6], Yoko Iwamiya[4], Takeyoshi Sunagawa[1] (1. Fukui Univecity of Technology, 2. Nuclear Technology, 3. QST, 4. CHOETSU KAKEN, 5. AIST, 6. KEK)

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：301-1 Reactor Physics, Utilization of Nuclear Data, Criticality Safety

2:45 PM - 3:50 PM JST | 5:45 AM - 6:50 AM UTC | Room L N302 - N Block

[1L01-04] Uncertainty Evaluation 1

Chair:Tatsuya Fujita (NRA)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[1L01] Uncertainty analysis for neutronics parameters of PWR core

(5)Uncertainty evaluation of core characteristics

*Yuki Takemoto[1], Kazuki Kirimura[1], Shinya Kosaka[1], Hideki Matsumoto[1], Toshikazu Takeda[2] (1. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 2. University of Fukui)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[1L02] Uncertainty Analysis of Reactivity Measurement in Solid-Moderated and -Reflected Core at Kyoto University Critical Assembly (2)

*Masao YAMANAKA[1], Song Hyun KIM[1], Cheol Ho PYEON[1] (1. Kyoto University Research Reactor Institute)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[1L03] Uncertainly evaluation of isotopic composition of spent fuel by random sampling method.

*Shunsuke Nihira[1], Go Chiba[1], Shintaro Okumura[1], Tadashi Narabayashi[1] (1. Hokkaido Univ)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[1L04] Impact of truncated coated fuel particles on neutronic characteristic in statistical geometry model of MVP code

*Hai Quan Ho[1], Yuki Honda[1], Nozomu Fujimoto[2], Minoru Goto[1], Etsuo Ishitsuka[1] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Kyushu University)

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：301-1 Reactor Physics, Utilization of Nuclear Data, Criticality Safety

3:50 PM - 5:10 PM JST | 6:50 AM - 8:10 AM UTC | Room L N302 - N Block

[1L05-09] Uncertainty Evaluation 2

Chair:Tomohiro Endo (Nagoya Univ.)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

[1L05] Study on the impact of thermal scattering law data improvements on nuclear calculation for light water reactor

*Satoshi Takeda[1], Mikiihko Muta[1], Hikaru Yamaguchi[1], Takanori Kitada[1], Yasunori Ohoka[2], Matsuoka Shogo[2], Nagano Hiroaki[2] (1. Osaka University, 2. NUCLEAR FUEL INDUSTRIES, LTD.)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[1L06] Investigation of the impact of the difference of probability table calculation method

*Kenichi Tada[1] (1. JAEA)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[1L07] Study on the effect of temperature and uranium enrichment on burnup characteristics in HTGRs

*Keisuke Morita[1], Nozomu Fujimoto[1], Yuji Fukaya[2], Yuki Honda[2] (1. Kyushu university, 2. JAEA)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[1L08] Reactivity effect of Pu heterogeneity in MOX fuel on critical analysis of light water reactor MOX core physics experiments

(1)Study on analysis models

*Tomohiro Sakai[1], Toru Yamamoto[1], Daiki iwahashi[1] (1. S/NRA/R)

4:50 PM - 5:05 PM JST | 7:50 AM - 8:05 AM UTC

[1L09] Reactivity effect of Pu heterogeneity in MOX fuel on critical analysis of light water reactor MOX core physics experiments

(2)Analysis on MOX core physics experiments performed at EOLE critical facility

*Toru Yamamoto[1], Tomohiro Sakai[1], Daiki Iwahashi[1] (1. Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R))

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：301-1 Reactor Physics, Utilization of Nuclear Data, Criticality Safety

5:10 PM - 6:15 PM JST | 8:10 AM - 9:15 AM UTC | Room L N302 - N Block

[1L10-13] Code Development and Varidation 1

Chair:Satoshi Wada (TOSHIBA)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[1L10] Development of Mitsubishi FBR nuclear design code system GALAXY-H/ENSEMBLE-TRIZ

(5)Development of fuel pin power reconstruction model

*Yohei Kamiyama[1], Hiroki Koike[1], Kazuki Kirimura[1], Yuki Takemoto[1], Shinya Kosaka[1] (1. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[1L11] Development of Mitsubishi FBR nuclear design code system GALAXY-H/ENSEMBLE-TRIZ

(6)Development of shielding analysis model

*Kazuki Kirimura[1], Hiroki Koike[1], Shinya Kosaka[1], Akio Yamamoto[2] (1. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 2. Nagoya University)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[1L12] Development of uncertainty evaluation methodology for core characteristics with Mitsubishi new nuclear design code system GalaxyCosmo-S

(1)Summary of uncertainty evaluation methodology and system

*Hiroki Koike[1], Kazuki Kirimura[1], Daisuke Sato[1], Shinya Kosaka[1], Hiroyuki Fujime[2] (1. MHI, 2. MHI NSE)

5:55 PM - 6:10 PM JST | 8:55 AM - 9:10 AM UTC

[1L13] Development of uncertainty evaluation methodology for core characteristics with Mitsubishi new nuclear design code system GalaxyCosmo-S

(2)Test analysis of uncertainties for core characteristics

*Hiroyuki Fujime[1], Hiroki Koike[2], Kazuki Kirimura[2], Daisuke Sato[2], Shinya Kosaka[2] (1. MHI NSE, 2. MHI)

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：201-1 Nuclear Physics, Nuclear Data Measurement/Evaluation/Validation, Nuclear Reaction Technology

10:00 AM - 11:15 AM JST | 1:00 AM - 2:15 AM UTC | Room M N304 - N Block

[1M01-05] Nuclear Transmutation of LLFP 1

Chair:Satoshi Chiba (Tokyo Tech)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[1M01] Development of nuclear transmutation methods for converting LLFP into stable or short-lived nuclides

(1)Overview

*Tadashi Ikehara[1], Reiko Fujita[1], Masatoshi Kawashima[1], Susumu Shimoura[2], Koji Niita[4], Hiroyoshi Sakurai[3] (1. JST, 2. UTokuo, 3. RIKEN, 4. RIST)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[1M02] Development of nuclear transmutation methods for converting LLFP into stable or short-lived nuclides

(2)Cross section measurement of LLFP at RIBF

*Hideaki Otsu[1], Wang He[1], Hiroyoshi Sakurai[1], Xiahui Sun[1] (1. RIKEN Nishina Center)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[1M03] Development of nuclear transmutation methods for converting LLFP into stable or short-lived nuclides

(3)Measurement of isotopic production cross sections of proton- and deuteron-induced reactions on ^{93}Zr at 200 MeV/u

*Shoichiro Kawase[1], Yukinobu Watanabe[1], Keita Nakano[1], Junki Suwa[1], He Wang[2], Nobuyuki Chiga[2], Hideaki Otsu[2], Hiroyoshi Sakurai[2], Satoshi Takeuchi[3], Takashi Nakamura[3] (1. Kyushu Univ., 2. RIKEN, 3. TITech)

10:45 AM - 11:00 AM JST | 1:45 AM - 2:00 AM UTC

[1M04] Development of nuclear transmutation methods for converting LLFP into stable or short-lived nuclides

(4)Measurement of isotopic production cross sections of proton- and deuteron-induced reactions on ^{93}Zr at 50 MeV/u

*Keita Nakano[1], Yukinobu Watanabe[1], Shoichiro Kawase[1], Junki Suwa[1], Hideaki Otsu[2], Hiroyoshi Sakurai[2], He Wang[2], Nobuyuki Chiga[2], Takashi Nakamura[3], Satoshi Takeuchi[3] (1. Kyushu Univ., 2. RIKEN Nishina Center, 3. Titech)

11:00 AM - 11:15 AM JST | 2:00 AM - 2:15 AM UTC

[1M05] Development of nuclear transmutation methods for converting LLFP into stable or short-lived nuclides

(5)Photoabsorption cross section of ^{79,80}Se and ^{93,94}Zr via Coulomb breakup reactions

*Satoshi Takeuchi[1], Takashi Nakamura[1], Hideaki Otsu[2], He Wang[2], Yukinobu Watanabe[3], Shoichiro Kawase[3] (1. Tokyo Tech, 2. RNC, 3. Kyushu Univ.)

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：201-1 Nuclear Physics, Nuclear Data Measurement/Evaluation/Validation, Nuclear Reaction Technology

11:15 AM - 12:00 PM JST | 2:15 AM - 3:00 AM UTC | Room M N304 - N Block

[1M06-08] Nuclear Transmutation of LLFP 2

Chair:Tatsuya Katabuchi (Tokyo Tech)

11:15 AM - 11:30 AM JST | 2:15 AM - 2:30 AM UTC

[1M06] Development of nuclear transmutation methods for converting LLFP into stable or short-lived nuclides

(6)Performance of OEDO beamline

*Shin'ichiro Michimasa[1], Susumu Shimoura[1], Nobuaki Imai[1], Shisuke Ota[1], Masanori Dozono[1], Toshiyuki Sumikama[2], Hideaki Otsu[2], Shoichiro Kawase[3], Satoshi Takeuchi[4], for ImPACT-RIBF collaboration (1. Center for Nuclear Study, the University of Tokyo, 2. RIKEN Nishina Center, 3. Kyushu University, 4. Tokyo Institute of Technology)

11:30 AM - 11:45 AM JST | 2:30 AM - 2:45 AM UTC

[1M07] Development of nuclear transmutation methods for converting LLFP into stable or short-lived nuclides

(7)Neutron capture cross-section measurements of Cs and Se isotope nuclides at J-PARC MLF ANNRI

*Shoji NAKAMURA[1], Atsushi KIMURA[1], Brian Yamada Hales[1], Osamu IWAMOTO[1], Yuji SHIBAHARA[2], Uehara AKIHIRO[2], Toshiyuki FUJII[3] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Kyoto University Research Reactor Institute, 3. Osaka University)

11:45 AM - 12:00 PM JST | 2:45 AM - 3:00 AM UTC

[1M08] Development of nuclear transmutation methods for converting LLFP into stable or short-lived nuclides

(8)Neutron capture cross-section measurements of stable Se nuclides as part of the ImPACT Project

*Brian Yamada Hales[1], Shoji Nakamura[1], Atsushi Kimura[1], Osamu Iwamoto[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：201-1 Nuclear Physics, Nuclear Data Measurement/Evaluation/Validation, Nuclear Reaction Technology

2:45 PM - 4:00 PM JST | 5:45 AM - 7:00 AM UTC | Room M N304 - N Block

[1M09-13] Nuclear Transmutation of LLFP 3

Chair:Tatsuhiko Ogawa (JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[1M09] Development of nuclear transmutation methods for converting LLFP into stable or short-lived nuclides

(9)Measurement of double differential (d,xn) cross sections for lithium at an incident energy of 200 MeV

*Hiroki Sadamatsu[1], Yukinobu Watanabe[1], Keita Nakano[1], Shoichiro Kawase[1], Tadahiro Kin[1], Yosuke Iwamoto[2], Daiki Satoh[2], Masayuki Hagiwara[3], Hiroshi Yashima[4], Tatsushi Shima[5] (1. Kyushu Univ., 2. Japan Atomic Energy Agency, 3. High Energy Accelerator Research Organization, 4. Kyoto Univ., 5. Osaka Univ.)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[1M10] Development of nuclear transmutation methods for converting LLFP into stable or short-lived nuclides

(10)Muon-Capture Reaction

*Hiroyoshi Sakurai[1] (1. RIKEN Nishina Center for Accelerator-Based Science)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[1M11] Development of nuclear transmutation methods for converting LLFP into stable or short-lived nuclides

(11)Development of nuclear data and the PHITS code for nulear transmutation of LLFP

*Koji Niita[1], Kazuo Takeda[1], Yukihiro Hasegawa[1] (1. Research Organization for Information Science and Technology)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[1M12] Development of nuclear transmutation methods for converting LLFP into stable or short-lived nuclides

(12)Nuclear Data Survey for ImPACT Program and PHITS interface of Nuclear Data

Shuichiro EBATA[1], *Masayuki AIKAWA[1], Koji NIITA[2] (1. Hokkaido University, 2. RIST)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[1M13] Development of nuclear transmutation methods for converting LLFP into stable or short-lived nuclides

(13)PHITS calculation of isotopic production cross sections for proton- and deuteron-induced reactions on LLFP nuclides

*Shunsuke Sato[1], Yukinobu Watanabe[1], Tatsuhiko Ogawa[2], Koji Niita[3] (1. Kyushu Univ., 2. JAEA, 3. RIST)

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：201-1 Nuclear Physics, Nuclear Data Measurement/Evaluation/Validation, Nuclear Reaction Technology

4:00 PM - 4:45 PM JST | 7:00 AM - 7:45 AM UTC | Room M N304 - N Block

[1M14-16] Nuclear Transmutation of LLFP 4

Chair:Masayuki Aikawa (Hokkaido Univ.)

4:00 PM - 4:15 PM JST | 7:00 AM - 7:15 AM UTC

[1M14] Development of nuclear transmutation methods for converting LLFP into stable or short-lived nuclides

(14)Calculation of cross sections based on microscopic theories

*Takashi Nakatsukasa[1], Kouhei Washiyama[1], Shuichiro Ebata[2], Kazuyuki Ogata[3], Kosho Minomo[3] (1. University of Tsukuba, 2. Hokkaido University, 3. Osaka University)

4:15 PM - 4:30 PM JST | 7:15 AM - 7:30 AM UTC

[1M15] Development of nuclear transmutation methods for converting LLFP into stable or short-lived nuclides

(15)Level densities of LLFPs and nuclei around LLFPs calculated based on the microscopic structure calculation

*Naoya Furutachi[1], Futoshi Minato[1], Osamu Iwamoto[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

4:30 PM - 4:45 PM JST | 7:30 AM - 7:45 AM UTC

[1M16] Development of nuclear transmutation methods for converting LLFP into stable or short-lived nuclides

(16)Development of Nuclear Data Library for the ImPACT project

*Osamu Iwamoto[1], Futoshi Minato[1], Naoya Furutachi[1], Nobuyuki Iwamoto[1], Satoshi Kunieda[1] (1. JAEA)

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：201-1 Nuclear Physics, Nuclear Data Measurement/Evaluation/Validation, Nuclear Reaction Technology

4:45 PM - 6:15 PM JST | 7:45 AM - 9:15 AM UTC | Room M N304 - N Block

[1M17-22] Neutron Capture Cross Sections, Photonucleear Reactions

Chair:Satoshi Kunieda (JAEA)

4:45 PM - 5:00 PM JST | 7:45 AM - 8:00 AM UTC

[1M17] Measurement of neutron capture cross section and capture gamma-ray spectrum of Te-128 at 550 keV

*Tatsuya Katabuchi[1], Michal Valasik[1], Masayuki Igashira[1] (1. Tokyo Institute of Technology)

5:00 PM - 5:15 PM JST | 8:00 AM - 8:15 AM UTC

[1M18] Measurements of neutron capture cross section of ^{35}Cl using NaCl samples with different Cl isotope compositions

*Kaoru Y. Hara[1], Nobuya Fujii[1], Takashi Kamiyama[1], Yuki Narita[1], Hirotaka Sato[1], Tatsuya Katabuchi[2], Nobuyuki Iwamoto[3], Shoji Nakamura[3], Yosuke Toh[3] (1. Hokkaido Univ., 2. Tokyo Institute of Technology, 3. Japan Atomic Energy Agency)

5:15 PM - 5:30 PM JST | 8:15 AM - 8:30 AM UTC

[1M19] Evaluation of Time-dependent Background in the KURRI-LINAC with the TOF method

*Jaehong Lee[1], Jun-ichi Hori[2], Tadafumi Sano[2], Ken Nakajima[2] (1.Department of Nuclear Engineering, Kyoto University, 2.Research Reactor Institute, Kyoto University)

5:30 PM - 5:45 PM JST | 8:30 AM - 8:45 AM UTC

[1M20] Measurement of dipole transition strength of Pb-206 using nuclear resonance fluorescence

*Toshiyuki Shizuma[1,2], Nobuyuki Iwamoto[2], Ayano Makinaga[3,4], Ronald Schwengner[5], R. Beyer[5], D. Bemmerer[5], M. Dietz[5], A. Junghans[5], T. Kögler[5], F. Ludwig[5] (1. QST, 2. JAEA, 3. JIFS, 4. Hokkaido Univ., 5. HZDR)

5:45 PM - 6:00 PM JST | 8:45 AM - 9:00 AM UTC

[1M21] Parities of low-energy states in Hf and W isotopes

*Mohamed Omer[1], Toshiyuki Shizuma[2], Ryoichi Hajima[1,2], Mitsuo Koizumi[1] (1. JAEA, 2. QST)

6:00 PM - 6:15 PM JST | 9:00 AM - 9:15 AM UTC

[1M22] Investigation of new radiotherapy planning using LCS-γ ray

*Ayano Makinaga[1,2] (1. JEin Institute for Fundamental Science, 2. Hokkaido University)

Oral presentation | V. Fusion Energy Engineering：501-1 Plasma Technology, including Inertial Confinement Fusion/501-2 Fusion Reactor Material Science (Reactor and Blanket Materials, Irradiation Behavior)

2:45 PM - 4:20 PM JST | 5:45 AM - 7:20 AM UTC | Room N N307 - N Block

[1N01-06] Engineering and Design for Nuclear Fusion (Plasma Engineering, Irradiation Behavior of Material)

Chair:Yasuyuki Itoh (Fukui Univ. of Tech.)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[1N01] Characterization of the Portable IEC Chamber for the SNM Interrogation System

*Mahmoud AbdelAziem Bakr[1], Kai Masuda[1], Tsuyoshi MISAWA[2], Yoshiyuki TAKAHASHI[2], Norio YAMAKAWA[4], Masaya YOSHIDA[3], Atsushi MATSUDA[4], Kiyoshi YOSHIKAWA[1] (1. Institute of Advanced Energy Kyoto University , 2. Research Reactor Institute, Kyoto University, 3. Graduate School of Energy Science, Kyoto University, 4. Pony Industry Co. Ltd)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[1N02] Linear MHD Simulation Based on a Real Coordinate System Satisfying the Solenoidal Condition of the Magnetic Field

*Wataru Takado[1], Yutaka Matsumoto[1], Kiyomasa Watanabe[2], Satoshi Tomioka[1], Shun-ichi Oikawa[1] (1. Hokkaido Univ., 2. NIFS)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[1N03] Particle energy distribution in a linear shaped inertial electrostatic confinement fusion neutron source

*Tomonobu Itagaki[1], Kohei Okutomo[1], Eiki Hotta[1], Jun Hasegawa[1], Kei Takakura[1], Toshiyuki Kohno[1] (1. Tokyo Institute of Technology)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[1N04] Impurity analysis of an irradiated low activation vanadium alloy specimen by radioactivity measurement

*Teruya Tanaka[1,2], Takuya Nagasaka[1,2], Takeo Muroga[1,2], Takeshi Toyama[3], Masanori Yamazaki[3] (1. NIFS, 2. SOKENDAI, 3. IMR, Tohoku Univ.)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[1N05] Study on hydride-metal composite as a neutron shielding material

*Hiroaki Muta[1], Teruya Tanaka[2], Masanori Suzuki[1], Yuji Ohishi[1], Ken Kurosaki[1], Shinsuke Yamanaka[1] (1. Osaka Univ., 2. NIFS)

4:00 PM - 4:15 PM JST | 7:00 AM - 7:15 AM UTC

[1N06] Instability of fine particles in F82H steel under electron and ion irradiation conditions

*Sho Kano[1], Huilong Yang[1], Jingjie Shen[1], Zishou Zhao[1], John Patrick McGrady[1], Dai Hamaguchi[2], Masami Ando[2], Hiroyasu Tanigawa[2], Hiroaki Abe[1] (1. The University of Tokyo, 2. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology)

Oral presentation | V. Fusion Energy Engineering：501-4 Reactor Component Technology, First Wall, Divertor, Magnet/501-5 Fusion Neutronics/501-6 Fusion Reactor System, Design, Application

4:20 PM - 6:00 PM JST | 7:20 AM - 9:00 AM UTC | Room N N307 - N Block

[1N07-12] Engineering and Design for Nuclear Fusion Heat-transfer Characteristic, Engineering Design)

Chair:Teruya Tanaka (NIFS)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[1N07] Evaluation of thermal diffusivity of first-wall materials for fusion reactor by Xe flash measurement

*Ryuta Kasada[1], Hideaki Yao[1], Masafumi Akiyoshi[2], Satoshi Konishi[1] (1. Institute of Advanced Energy, Kyoto University, 2. Osaka Prefecture University)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[1N08] Control of heat flux distribution in tungsten monoblocks on divertor plates

*Yasuyuki Itoh[1] (1. Fukui University of Technology)

4:50 PM - 5:05 PM JST | 7:50 AM - 8:05 AM UTC

[1N09] Development of ODS-Cu using a water-cooled high energy ball mill

*Hideaki Yao[1], Ryuta Kasada[1], Tetuyuki Konishi[1], Naoko Oono[2], Shigeharu Ukai[2], Hiroyuki Noto[3], Yoshimitu Hishinuma[3], Takeo Muroga[3] (1. Kyoto University, 2. Hokkaido University, 3. National Institute of Fusion Science)

5:05 PM - 5:20 PM JST | 8:05 AM - 8:20 AM UTC

[1N10] Present Status of JT-60SA Tokamak Assembly

*Fuminori OKano[1], Masaki Kei[1], Jun-ichi Yagyu[1], Yusuke Shibama[1], Shinji Sakurai[1], Masaya Hanada[1], Akira Sakasai[1], JT-60SA Team Team[1], Atsuro Hayakawa[2], Keiichi Sagawa[2] (1. QST, 2. Toshiba Corporation)

5:20 PM - 5:35 PM JST | 8:20 AM - 8:35 AM UTC

[1N11] Assessment of shut-down dose rate in maintenance area of TBM system

*Hyoseong Gwon[1], Hiromasa Iida[2], Hisashi Tanigawa[1], Takanori Hirose[1], Yoshinori Kawamura[1] (1. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology, 2. Nippon Advanced Technology Co.,Ltd.)

5:35 PM - 5:50 PM JST | 8:35 AM - 8:50 AM UTC

[1N12] Liquid metal atomization in vacuum for tritium and heat recovery
その3 真空中に於ける液体金属の微細化

*Okino Fumito[1], Ryuta Kasada[1], Satoshi Konishi[1] (1. Institute of Advanced Energy, Kyoto University)

Oral presentation | I. General Issues：General Issues

10:35 AM - 12:00 PM JST | 1:35 AM - 3:00 AM UTC | Room O Seminar room 1- Frontier Research in Applied Sciences Building

[1O01-05] Communication

Chair:Ryuta Takashima (Tokyo Univ. of Sci.)

10:35 AM - 10:50 AM JST | 1:35 AM - 1:50 AM UTC

[1O01] Perception of Nuclear Power in Terms of the Energy Choice

(3)Discussion about Dialogue Framework of Nuclear Energy

*Isshin Takenaka[1], Hiroshi Kimura[1], Noriko Kanzaki[1] (1. Public Outreach, NPO)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[1O02] Feasibility of Stakeholder Communication by Using the Roadmap for LWR Safety

*Masayuki Takizawa[1], Seiich Koshizuka[2] (1. Mitsubishi Research Institute, Inc., 2. The University of Tokyo)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[1O03] Structurizing public understanding on nuclear energy

*Norihiko Murayoshi[1], Kazunori Morishita[1] (1. Kyoto University)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[1O04] Agendas and Issues of Participatory Dialogues by Junior-High and High School Students from Fukushim Hama-doori and Capital Area

(4)"Exciting Class 2017" by Junior- and High Students on Thyroid Screening Test - Issues and Results of IWAKI Dialogues -

*Tetsuo Sawada[1], Natsumi KImura[2], Chieko Nakayama[3], Atsushi Koori[4] (1. Tokyo Tech., 2. Tohoku Univ., 3. Kanagawa Univ. High School, 4. Iwaki High School)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[1O05] Result of Radiation Education Class on Demand

Learners' Perceived Changes on Nuclear Radiation- - -Ransition in these Seven Years

*Hiroko Miyuki[1] (1. Kyoto University)

General Meeting

12:00 PM - 1:00 PM JST | 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room O Seminar room 1- Frontier Research in Applied Sciences Building

[1O_GM] 「社会・環境部会」第37回全体会議

[1O_GM] General Meeting

Planning Lecture | Technical division and Network：Social and Environmental Division

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room O Seminar room 1- Frontier Research in Applied Sciences Building

[1O_PL] A Commemorative Lecture by Recipients of Social and Environmental Division Awards in FY2016 Dialogue with Society and Professional Knowledge

Chair: Rieko Takaki (ECP)

[1O_PL01] The Necessity for Information Providing to the Public with All AESJ's Might and Current Situation

*Muneo Morokuzu[1] (1. PONPO)

[1O_PL02] Dialogue with the Public

Cases in Japan

*Naoki Yamano[1] (1. RADONet)

[1O_PL03] Dialogue with Stakeholders

Cases in Overseas and Implications to Japan

*Tomoko Murakami[1] (1. IEEJ)

Oral presentation | I. General Issues：General Issues

2:45 PM - 3:50 PM JST | 5:45 AM - 6:50 AM UTC | Room O Seminar room 1- Frontier Research in Applied Sciences Building

[1O06-09] Public Opinion Survey

Chair:Sin-Ya Hohara (Kindai Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[1O06] Measurement of Public Opinion on Nuclear Power Generation (11)

The results of a survey conducted in October, 2016

*Atsuko Kitada[1] (1. Institute of Nuclear Safety System, Incorporated)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[1O07] Results of the Public Opinion Surveys about Nuclear Energy (2006-2016)

(1)Survey Result in 2016 and Analysis of secular changes of Awareness Concerning Nuclear Energy

*Takeshi Iimoto[1], Noriaki Sakai[2], Yumiko Kawasaki[2], Makoto Funakoshi[2], Masayuki Tomiyama[3], Ryuta Takashima[4], Hiroshi Kimura[5], Kawakami Kazuhisa[6] (1. The Univ. of Tokyo, 2. JAERO, 3. Okachimachi-Taito J.H.S., 4. Tokyo Uni. of Sci., 5. PONPO, 6. IUHW)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[1O08] Results of the Public Opinion Surveys about Nuclear Energy (2006-2016)

(2)Understanding the Survey Results Using Cross Tabulation

*Hiroshi Kimura[1], Takeshi Iimoto[2], Ryuta Takashima[3], Kazuhisa Kawakami[4], Masayuki Tomiyama[5], Noriaki Sakai[6], Yumiko Kawasaki[6], Makoto Funakoshi[6] (1. PONPO, 2. The Univ. of Tokyo, 3. Tokyo Uni. of Sci., 4. IUHW, 5. Okachimachi-Taito J.H.S., 6. JAERO)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[1O09] Results of the Public Opinion Surveys about Nuclear Energy (2006-2016)

(3)A Statistical Analysis of Survey Results

*Ryuta Takashima[1], Shohei Nagata[1], Noriaki Sakai[2], Yumiko Kawasaki[2], Makoto Funakoshi[2], Masayuki Tomiyama[3], Hiroshi Kimura[4], Kawakami Kazuhisa[5], Takeshi Iimoto[6] (1. Tokyo Uni. of Sci., 2. JAERO, 3. Okachimachi-Taito J.H.S., 4. PONPO, 5. IUHW, 6. The Univ. of Tokyo)

Oral presentation | I. General Issues：General Issues

3:50 PM - 5:10 PM JST | 6:50 AM - 8:10 AM UTC | Room O Seminar room 1- Frontier Research in Applied Sciences Building

[1O10-14] Nuclear energy and law, politics, safety culture

Chair:Tetsuo Sawada (Tokyo Tech.)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

[1O10] Processes of Regulatory Compliance for UTR-KINKI with 2013-Regulation Standard Update

*Sin-ya Hohara[1], Wataru Sugiyama[1], Atsushi Sakon[1], Kengo Hashimoto[1], Hirokuni Yamanishi[1], Genichiro Wakabayashi[1], Tetsuo Itoh[1] (1. Kindai Univ. Atomic Energy Research Institute)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[1O11] Study on Engineering Roles for Judicial Discussion on Nuclear Safety

Investigation of Engineering Roles based on the Analysis of Recent Lawsuits regarding NPP

*Go Kikuchi[1], Tsuyoshi Takada[1] (1. Tokyo University)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[1O12] Poverty of politics and lack of the scientific literacy produced FUKUSHIMA

Ignorance of new effective decontamination technique and unnecessary new standards for acceptable limits for radioactivity in food

*Masayoshi Kawai[1] (1. High Energy Accelerator Research Organization)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[1O13] Development of educational textbook of Safety culture

*Miho Takagi[1], Noriyuki Maeda[1] (1. INSS)

4:50 PM - 5:05 PM JST | 7:50 AM - 8:05 AM UTC

[1O14] Examination of basic framework for fostering safety culture

*noriyuki maeda[1], Miho Takagi[1], Hiroyasu Iida[2] (1. INSS, 2. The Ohara Memorial Institute for Science of Labour)

Oral presentation | I. General Issues：General Issues

5:10 PM - 6:15 PM JST | 8:10 AM - 9:15 AM UTC | Room O Seminar room 1- Frontier Research in Applied Sciences Building

[1O15-18] Education and Human resorce development

Chair:Toshikazu Yano (Yano Environment and Energy Research Inst.)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[1O15] Enhancing Team Resource Management Skills

Improvement of the TRM skill training program

*Kohei Nonose[1], Hisao Shibue[1], Akihiko Nagasaka[1] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[1O16] Education of energy mix by active learning

*Shinichi Oiso[1] (1. INSS)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[1O17] Improvement of peltier-cooling-type high performance cloud chamber and photoelectron observation using a Crookes tube.

*Masafumi Akiyoshi[1] (1. Osaka Prefecture Univ.)

5:55 PM - 6:10 PM JST | 8:55 AM - 9:10 AM UTC

[1O18] Development of Human Resources for Research and Development to Support Nuclear Energy Utilization

*Teruhiko Kugo[1], Jyunpei Hamada[1], Hideaki Mineo[1], Nariaki Okubo[1], Masahide Takano[1], Tatsuro Matsumura[1], Masayuki Watanabe[1], Osamu Iwamoto[1], Yasuji Morita[1], Fujio Maekawa[1] (1. JAEA)

Oral presentation | VI. Health Physics and Environmental Science：Health Physics and Environmental Science

10:00 AM - 11:05 AM JST | 1:00 AM - 2:05 AM UTC | Room P Seminar room 2 - Frontier Research in Applied Sciences Building

[1P01-04] Environmental Safety Evaluation

Chair:Masahiko Machida (JAEA)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[1P01] Radioactive cesium-rich microparticle (CsMP): A window into the damaged reactors and its environmental impacts

(1)Isotopic signature and nano-texture of cesium-rich micro-particles: Release of uranium and fission products from the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant

*Satoshi Utsunomiya[1], Junpei Imoto[1], Asumi Ochiai[1], Genki Furuki[1], Shinya Yamasaki[4], Kenji Nanba[3], Toshihiko Ohnuki[2], Bernd Grambow[5], Gareth Law[6], Rodney C Ewing[7] (1. Kyushu Univ., 2. Tokyo Inst. Tech., 3. Fukushima Univ., 4. Tsukuba Univ., 5. Nantes Univ., 6. Manchester Univ., 7. Stanford Univ.)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[1P02] Radioactive cesium-rich microparticle (CsMP): A window into the damaged reactors and its environmental impacts

(2)Debris fragments released from the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant to the environment

*Asumi Ochiai[1], Junpei Imoto[1], Shinya Yamasaki[2], Kenji Nanba[3], Toshihiko Ohnuki[4], Bernd Grambow[5], Gareth TW Law[6], Rodney C Ewing[7], Satoshi Utsunomiya[1] (1. Kyushu Univ., 2. University of Tsukuba, 3. Fukushima Univ., 4. Tokyo Institute of Technology, 5. University of Nantes, 6. University of Manchester, 7. Stanford Univ.)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[1P03] Radioactive cesium-rich microparticle (CsMP): A window into the damaged reactors and its environmental impacts

(3)Dissolution kinetics of Cs-rich microparticle in a simulated body fluid

*Yuriko Nakano[1], Mizuki Suetake[1], Shinya Yamasaki[3], Kenji Nanba[4], Toshihiko Ohnuki[2], Bernd Grambow[5], Gareth TW Law[6], Rodney C Ewing[7], Satoshi Utusnomiya[1] (1. Kyushu Univ., 2. Tokyo Tech., 3. Tsukuba Univ., 4. Fukushima Univ., 5. Nantes Univ., 6. Manchester Univ., 7. Stanford Univ.)

10:45 AM - 11:00 AM JST | 1:45 AM - 2:00 AM UTC

[1P04] Radioactive cesium-rich microparticle (CsMP): A window into the damaged reactors and its environmental impacts

(4)Development of the new method to quantify the radioactivity fraction of Cs-rich microparticles in surface soils in Fukushima

*Ryohei Ikehara[1], Genki Furuki[1], Mizuki Suetake[1], Shinya Yamasaki[2], Kenji Nanba[3], Toshihiko Ohnuki[4], Bernd Grambow[5], Gareth TW Law[6], Rodney C Ewing[7], Satoshi Utsunomiya[1] (1. Kyushu University, 2. University of Tsukuba, 3. Fukushima University, 4. Tokyo Institute of Technology, 5. University of Nantes, 6. University of Manchester, 7. Stanford University)

Oral presentation | VI. Health Physics and Environmental Science：Health Physics and Environmental Science

11:05 AM - 12:00 PM JST | 2:05 AM - 3:00 AM UTC | Room P Seminar room 2 - Frontier Research in Applied Sciences Building

[1P05-07] Application to Medicine and Biology

Chair:Satoshi Utsunomiya (Kyushu Univ.)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[1P05] Possibility of suppression of diseases and aging associated with increased Mn-SOD activity in mouse brain by radon inhalation

*Takahiro Kataoka[1], Norie Kanzaki[1], Yusuke Kobashi[1], Yuto Yunoki[1], Tsuyoshi Ishida[1], Akihiro Sakoda[2], Yuu Ishimori[2], Kiyonori Yamaoka[1] (1. Grad. Sch. Health Sci., Okayama Univ., 2. Ningyo-toge JAEA)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[1P06] Data analysis of the inhibitory effects of disease by low-dose radiation using machine learning

*Norie Kanzaki[1], Takahiro Kataoka[1], Yusuke Kobashi[1], Tsuyoshi Ishida[1], Yuto Yunoki[1], Akihiro Sakoda[2], Yu Ishimori[2], Kiyonori Yamaoka[1] (1. Grad. Sch. Health Sci., Okayama Univ., 2. Ningyo-toge, JAEA)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[1P07] Improvement of spatial resolution of dynamic observation of Iron in plants by reducing diameter of pinhole collimator in micron RI imaging system

*Hiroki Taniguchi[1], Yuma Saneshige[1], Mitsuhiro Fujiwara[1], Atsuki Terakawa[1], Keizo Ishii[1] (1. Tohoku Univ.)

General Meeting

12:00 PM - 1:00 PM JST | 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room P Seminar room 2 - Frontier Research in Applied Sciences Building

[1P_GM] 「ヒューマン・マシン・システム研究部会」第56回全体会議

[1P_GM] General Meeting

Planning Lecture | Technical division and Network：Human-Machine Systems Research Division

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room P Seminar room 2 - Frontier Research in Applied Sciences Building

[1P_PL] IoT application in plants and its safety and security measures

Chair: Akio Gofuku (Okayama Univ.)

[1P_PL01] IoT applications for the plant

*Makoto Nakaya[1] (1. Yokogawa Electric)

[1P_PL02] Security and safety technologies for IoT

*Yasuko Fukuzawa[1] (1. Osaka Inst. of Tech.)

[1P_PL03] Security Management & Security Psychology in IoT

*Katsuya Uchida[1] (1. Inst. of Information Security)

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：303-1 Reactor Instrumentation, Instrumentation System, Reactor Control/303-2 Remote Control, Robotics, Image Processing

2:45 PM - 4:10 PM JST | 5:45 AM - 7:10 AM UTC | Room P Seminar room 2 - Frontier Research in Applied Sciences Building

[1P08-12] Robot, Instrumentation, Support System

Chair:Hiroshi Shimoda (Kyoto univ.)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[1P08] Performance Confirmation of MONJU Falied Fuel Detection and Location System

(3)Performance Confirmation using Simulanted Tag Gas

*Shinya Kato[1], Yuko Morohashi[1], Keitaro Muto[1] (1. JAEA)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[1P09] Performance Confirmation of MONJU Failed Fuel Detection and Location System

(4)Proposal for Tagging Gas Failed Fuel Detection and Location System

*Yuko Morohashi[1], Tetsuo Higuchi[2], keisuke Ishi[2], Akihiro Kitamura[3] (1. JAEA, 2. JEOL Ltd., 3. Labosoltech LLC)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[1P10] Electrical Isolation Supporting System

(1)Evaluation of isolation plan and conversion of paper-drawing to structured-drawing system

*Kei Takakura[1], Susumu Naito[1], Hiroki Shiba[2] (1. Power and Industrial Systems Research and Development Center, Toshiba Corporation, 2. Isogo Nuclear Engineering Center, Toshiba Corporation)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[1P11] Electrical Isolation Supporting System

(2)Automatic Isolation Planning with Deep Learning

*Susumu Naito[1], Kei Takakura[1], Hiroki Shiba[2] (1. Power and Industrial Systems Research and Development Center, Toshiba Corporation, 2. Isogo Nuclear Engineering Center, Toshiba Corporation)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[1P12] Fundamental study on ultrasonic velocity profiler method for flow measurement and robot transport

*Ryo Nishiwaki[1], Syun Kimura[1], Hideharu Takahashi[1], Gen Endo[1], Hiroshige Kikura[1] (1. Tokyo tech)

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：303-3 Human-Machine Systems, Advanced Information Processing

4:10 PM - 5:00 PM JST | 7:10 AM - 8:00 AM UTC | Room P Seminar room 2 - Frontier Research in Applied Sciences Building

[1P13-15] Human factors

Chair:Hiroshi Ujita (Inst. for Environmental and Safety Studies)

4:10 PM - 4:25 PM JST | 7:10 AM - 7:25 AM UTC

[1P13] Study on the Objectivity in Nuclear Power Plant Operation Training Evaluation based on Observable Information

*Yoshitaka Hoshii[1], Yoshitake Sohma[1], Makoto Takahashi[1], Kazukiyo Ueda[2] (1. Tohoku University, 2. BWR Operator Training Center Corporation)

4:25 PM - 4:40 PM JST | 7:25 AM - 7:40 AM UTC

[1P14] Considerations on transferring safety know-how for preventing human error

*Daisuke Takeda[1], Yuko Hirotsu[1] (1. CRIEPI)

4:40 PM - 4:55 PM JST | 7:40 AM - 7:55 AM UTC

[1P15] Enhancing Emergency Response on the Field Based on Analysis of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(3)Elicitation of Proactive Actions

*Kyoko Oba[1], Atsufumi Yoshizawa[2], Masaharu Kitamura[3] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Nagaoka University of Technology, 3. Research Institute for Technology Management Strategy)

Planning Lecture (Free Entry) | Special Lecture：Special Lecture

10:30 AM - 12:00 PM JST | 1:30 AM - 3:00 AM UTC | Room Q Lecture Hall - Frontier Research in Applied Sciences Building

[1Q_PL01] Prediction of volcano eruption at Mt. Usu and its disaster prevention measures

Chair: Michihiro Furusaka (Hokkaido Univ.)

[1Q_PL0101] The 2000 eruption of Mt. Usu and operation for mitigation of its disaster

*Hiromitsu Ohshima[1] (1. Hokkaido Univ.)

[1Q_PL0102] Disaster medical system in volcano eruption at Mt. Usu

*Eichi Narimatsu[1] (1. Sapporo Medical Univ.)

Planning Lecture | Invited Lecture：Invited Lecture

12:05 PM - 12:55 PM JST | 3:05 AM - 3:55 AM UTC | Room Q Lecture Hall - Frontier Research in Applied Sciences Building

[1Q_PL02] Basic Policy for Atomic Energy

Chair: Mitsuru Uesaka (President of AESJ)

[1Q_PL0201] Basic Policy for Atomic Energy

*Yoshiaki Oka[1] (1. Chairman of JAEC)

Planning Lecture | Board and Committee：Board of Directors

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room Q Lecture Hall - Frontier Research in Applied Sciences Building

[1Q_PL03] Regulations on Nuclear Research (Nuclear Fuels and Radioisotopes)

Chair: Nobuaki Sato (Tohoku Univ.)

[1Q_PL0301] Opening Remarks (President of AESJ)

*Mitsuru Uesaka[1] (1. Univ. of Tokyo)

[1Q_PL0302] Trends of Regulation on Nuclear Fuels

*Shin-ichi Okita[1] (1. NRA)

[1Q_PL0303] Trends of Regulation on Radioisotopes

*Masakatsu Yoshioka[1] (1. NRA)

[1Q_PL0304] Panel Discussions

*Chair: Mitsuru Uesaka[1], Shin-ichi Okita[2], Masakatsu Yoshioka[2], Ken Nakajima[3], Nobuaki Sato[4] (1. Univ. of Tokyo, 2. NRA, 3. Kyoto Univ., 4. Tohoku Univ.)

[1Q_PL0305] Closing Remarks (Vice President of AESJ)

*Shigeaki Okajima[1] (1. JAEA)

Oral presentation | VI. Health Physics and Environmental Science：Health Physics and Environmental Science

2:45 PM - 3:50 PM JST | 5:45 AM - 6:50 AM UTC | Room Q Lecture Hall - Frontier Research in Applied Sciences Building

[1Q01-04] Environmental Dynamics

Chair:Haruyasu Nagai (JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[1Q01] Recompilation of Cs-137 release rate of the FDNPS accident

*Hiromi Yamazawa[1], Shigekazu Hirao[2] (1. Nagoya Univ., 2. Fukushima Univ.)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[1Q02] Measurement of ^{90}Sr radioactivity in radioactive particle originated from Fukushima Nuclear Power Plant Accident

*Shunsuke Nakamura[1], Endo Satoru[1], Kajimoto Tsuyoshi[1], Tanaka Kenichi[1], Maeda Makoto[1] (1. Hiroshima Univ.)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[1Q03] The behavior of radioactive cesium in the autumn full circulation of Lake Onuma of Mt. Akagi, Gunma Prefecture

*Yukiko Okada[1], Koiti Murakami[1], Haruaki Matsuura[1], Takafumi Uchiyama[1], Kyuma Suzuki[2], Shun Watanabe[2], Toshihiro Kuge[2], Kinichi Tsunoda[3], Seiichi Nohara[4], Yoshitaka Minai[5] (1. Tokyo City University, 2. Gunma Prefectural Fisheries Experiment Station., 3. Gunma University, 4. National Institute for Environmental Studies, 5. Musashi University)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[1Q04] Radioactive nuclide transport in coastal area including the harbor in Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant

*Masahiko Machida[1], Susumu Yamada[1], Masahisa Watanabe[1] (1. JAEA)

Oral presentation | VI. Health Physics and Environmental Science：Health Physics and Environmental Science

3:50 PM - 5:10 PM JST | 6:50 AM - 8:10 AM UTC | Room Q Lecture Hall - Frontier Research in Applied Sciences Building

[1Q05-09] Dosimetry 1

Chair:Michiya Sasaki (CRIEPI)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

[1Q05] Fundamental research in for deformable scintillation materials

*hidehito nakamura[1], nobuhiro sato[1], daisuke maki[1], yoshiyuki shirakawa[2], sentaro takahashi[1] (1. Kyoto Uiversity, 2. Waseda University)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[1Q06] A method for estimating artificial radionuclide contribution of γ-ray air dose rate after changing measurement method

*Akihiro Kimura[1], Akane Ishihata[1], Setsuo Ito[1], Yoichi Ishikawa[1], Masato Takahashi[1], Takashi Ando[1] (1. MERMC)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[1Q07] Approach to the acceleration of the radioactivity measurement at Fukushima Daiichi NPS

*Hirokuni Sasaki[1], Takao Ohtomo[1], Junichi Taira[1], Hiroaki Saneshige[1] (1. Tokyo Electric Power Company Holdings,Inc.)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[1Q08] Measurement of Gross Beta Radioactivity with a Low Background Gas Flow Counter

Measuring for sample water mainly containing Sr-90

*Katsumi Nagasawa[1], Hironobu Sato[1], Jyunichi Taira[1], Hiroaki Sanesige[1] (1. Tokyo Erectric Power Company Holdings, Inc.)

4:50 PM - 5:05 PM JST | 7:50 AM - 8:05 AM UTC

[1Q09] Image reconstruction of radioactive contamination using a compact Compton camera inside the building of the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Yuki Sato[1], Yuta Terasaka[1], Yuta Tanifuji[1], Hiroshi Usami[1], Masaaki Kaburagi[1], Hiroko Nakamura Miyamura[1], Kuniaki Kawabata[1], Tatsuo Torii[1] (1. JAEA)

Oral presentation | VI. Health Physics and Environmental Science：Health Physics and Environmental Science

5:10 PM - 6:15 PM JST | 8:10 AM - 9:15 AM UTC | Room Q Lecture Hall - Frontier Research in Applied Sciences Building

[1Q10-13] Environmental Radioactivity and Dynamics

Chair:Hiromi Yamazawa (Nagoya Univ.)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[1Q10] Isotopic Abundance of ^{40}K (^{40}K/K) in Soils and Plants under Coniferous Stands in the Czech Republic

*Harumi Fukuhara[1], Shunsuke Takahashi[1], Kazumasa Okamoto[1], Kikuo Umegaki[1], Ryoko Fujiyoshi[1] (1. Hokkaido University)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[1Q11] Dose variation measurement at the high background radiation area in Indonesia

*Michiya Sasaki[1], Ryohei Yamada[2], Naofumi Akata[3,4], Shinji Tokonami[2], Masahiro Hosoda[2], Kazuki Iwaoka[2], Pornnumpa Canis[2], Hiromi Kudo[2], Kumar Sarata Sahoo[5], Dadong Iskandar[6] (1. CRIEPI, 2. Hirosaki Univ., 3. NIFS, 4. SOKENDAI, 5. NIRS, 6. BATAN)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[1Q12] R&D of radioactive cesium dynamics accompanying forest fires and assessment of the environmental impact

*Minsik KIM[1], Hitoshi Shiotani[2], Kazuyuki Sakuma[1], Alex Malins[1], Masahiko Machida[1], Akihiro Kitamura[1] (1. Japan Atomic Energy Agency , 2. Advanced Simulation Technology Of Mechanics R&D, Co., Ltd.)

5:55 PM - 6:10 PM JST | 8:55 AM - 9:10 AM UTC

[1Q13] Development of an Optimization Analysis Sequence OPAS and its Application to the Prediction Models for Radioactive Cesium Distribution

*Tadakazu Suzuki[1], Takesi Sugita[1], Sakae Kinase[2], Hiroshi Kurikami[2], Akihiro Kitamura[2] (1. NAIS Co. Ltd., 2. JAEA)

Thu. Sep 14, 2017

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-1 Radioactive Waste Management

9:30 AM - 10:45 AM JST | 12:30 AM - 1:45 AM UTC | Room A B11 - B1 Block

[2A01-05] Decontamination and Evaluation of Radiolysis Gas

Chair:Takeshi Tsukada (CRIEPI)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2A01] Development of decontamination technology for clearance of low level Uranium contained metal waste

Study of Uranium processing facility

*Takuji Fukuda[1], Yohei Saiki[1], Toyokazu Aoki[1], Kazunari Oguchi[1] (1. Nuclear Fuel Industries, Ltd.)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2A02] Development of the electrochemical decontamination system (2nd report)

*Masaki Ogawa[1], Kazuya Narumiya[1], Yohei Mitsuno[1], Masanori Kanda[1] (1. NGK INSULATORS,LTD.)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[2A03] Behavior of Radiolytic Gas in Zeolite Bed under Gamma-ray Irradiation

*Takafumi Motooka[1], Isao Yamagishi[1] (1. JAEA)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[2A04] Basic Study on Reduction of Hydrogen Concentration for Radioactive Waste Long-Term Storage Containers

(1)Experimental Plans

*Yota Suzuki[1], Yusei Tanaka[1], Hiep Nguyen H.[1], Gaku Takase[1], Yoshihisa Hiraki[1], Kazuyuki Takase[1], Isamu Kudo[2], Ryutaro Hino[3] (1. Nagaoka University of Technology, 2. Advan Eng, 3. Japan Atomic Energy Agency)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[2A05] Basic Study on Reduction of Hydrogen Concentration for Radioactive Waste Long-Term Storage Containers

(2)Development of hydrogen recombination catalyst using geopolymer

*Isamu Kudo[1], Shogo Taira[1], Keisuke Tanizawa[1], Taro Utsumi[2], Nobuhiro Oda[2], Hisayuki Suematsu[2], Kazuyuki Takase[2] (1. DAVAN ENG, 2. Nagaoka University of Technology)

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-1 Radioactive Waste Management

10:45 AM - 12:00 PM JST | 1:45 AM - 3:00 AM UTC | Room A B11 - B1 Block

[2A06-10] Vitrification 1

Chair:Ippei Amamoto (JAEA)

10:45 AM - 11:00 AM JST | 1:45 AM - 2:00 AM UTC

[2A06] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

(39)A Basic research on the applicability of iron phosphate glass for low-level radioactive waste - Overview and plan of fused glass solidification with nuclides contamination -

*Fuminori Sato[1], Takahito Chaki[2], Yasuo Saito[1], Tsuyoshi Arai[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Shibaura Institute of Technology)

11:00 AM - 11:15 AM JST | 2:00 AM - 2:15 AM UTC

[2A07] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

(40)Improvement of vitrified solids of surrogate nuclides to the treated ion exchange resin

*Kouichi Ikeda[1], Takeshi Tsukada[1], Tsuyoshi Usami[1], Shizue Furukawa[1], Kazuyoshi Uruga[1] (1. criepi)

11:15 AM - 11:30 AM JST | 2:15 AM - 2:30 AM UTC

[2A08] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

(41)Evaluation of advanced borosilicate glasses chemical durabilities

*Kohei Owaku[1], satoshi yuuki[1], yoshiyuki miura[1], haruka tada[1], norio kanehira[1] (1. JAPAN NUCLEAR FUEL LIMITED)

11:30 AM - 11:45 AM JST | 2:30 AM - 2:45 AM UTC

[2A09] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

(42)Bottom drain test and synchrotron X-ray absorption analysis of iron phosphate glass sample containing simulated HLLW

*Yoshihiro Okamoto[1], Hidekazu Kobayashi[1], Takayuki Nagai[1], Hiromi Kobayashi[2], Masanobu Honma[2], Kazuya Hirono[2], Kiyoshi Hatakeyama[2], Hideaki Shiwaku[1] (1. JAEA, 2. E&E Techno Service Co. Ltd.)

11:45 AM - 12:00 PM JST | 2:45 AM - 3:00 AM UTC

[2A10] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

(43)Separation property of HLW adsorption glass for Mo and Zr recovery

*Hirohide Kofuji[1], Sou Watanabe[1], Ichiro Goto[1], Yasunori Miyazaki[1], Kazunori Nomura[1], Masayuki Takeuchi[1] (1. JAEA)

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-1 Radioactive Waste Management

2:45 PM - 4:20 PM JST | 5:45 AM - 7:20 AM UTC | Room A B11 - B1 Block

[2A11-16] Vitrification 2

Chair:Tetsuo Fukasawa (HGNE)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[2A11] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

(44)Effect of bubbling and mechanical agitation on reduction of yellow phase

*Takeshi Tsukada[1], Kazuyoshi Uruga[1], Tsuyoshi Usami[1] (1. CRIEPI)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[2A12] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

(45)Facilitation of cold-cap reaction by powderization of feed glass

*Uruga Kazuyoshi[1], Takeshi Tsukada[1], Tsuyoshi Usami[1] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[2A13] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

(46)Reaction of Platinoids in the cold cap

*Tsuyoshi Usami[1], Kazuyoshi Uruga[1], Takeshi Tsukada[1] (1. CRIEPI)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[2A14] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

(47)Noble Metal Descending Behavior in a Molten Glass - Observation of simulating fluid -

*Iku MIYASAKA[1], Midori UCHIYAMA[1], Kunihiko NAKANO[1], Hiroaki FUJIWARA[1] (1. IHI Corp.)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[2A15] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

(48)Noble Metal Descending Behavior in Molten Glass -Numerical Analysis of the Motion of Plumes Containing Noble Metal Particles-

*Shunji Homma[1], Tamaki Yoshikawa[1], Ryota Nakajima[1], Iku Miyasaka[2], Midori Uchiyama[2], Hiroaki Fujiwara[2] (1. Saitama University, 2. IHI)

4:00 PM - 4:15 PM JST | 7:00 AM - 7:15 AM UTC

[2A16] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

(49)Numerical modeling of behavior of noble metal particles in Joule heated glass melter

*Hiroaki Fujiwara[1], Hiroshi Ikai[1], Kunihiko Nakano[1], Syun-ichiro Ueno[1], Iku Miyasaka[1] (1. IHI)

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-1 Radioactive Waste Management

4:20 PM - 5:25 PM JST | 7:20 AM - 8:25 AM UTC | Room A B11 - B1 Block

[2A17-20] Vitrification 3

Chair:Hirohide Kofuji (JAEA)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[2A17] Immobilization of strontium in porous glass

*Seo Uchimura[1], Kayo Sawada[1], Youichi Enokida[1] (1. Nagoya University)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[2A18] Examination and evaluation of iron phosphate glass composition aimed for high loading low radioactive waste liquid

*Takahito Chaki[1], Tsuyoshi Arai[2], Fuminori Sato[3], Yasuo Saito[3] (1. Shibaura Institute of Technology Graduate School, 2. Shibaura Institute of Technology , 3. Japan Atomic Enrgy Agency)

4:50 PM - 5:05 PM JST | 7:50 AM - 8:05 AM UTC

[2A19] Effect of Addition of Cs on Local Structure Around Zr in Iron Phosphate Glass

*Yuri Tajimi[1], Hirohide Kofuji[2], Sou Watanabe[2], Tetsuji Yano[3], Rikiya Kado[3], Haruaki Matsuura[1] (1. Tokyo City University, 2. Japan Atomic Energy Agency, 3. Tokyo Institute of Technology)

5:05 PM - 5:20 PM JST | 8:05 AM - 8:20 AM UTC

[2A20] Study on the performance of nuclides contamination gives to the substance formation in the iron phosphate glass

*Masahiro Mouri[1], Takahito Chaki[1], Tsuyoshi Arai[2], Fuminori Sato[3], Yasuo Saito[3] (1. Shibaura Institute of Technology graduate school, 2. Shibaura Institute of Technology, 3. Japan Atomic Energy Agency)

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-1 Radioactive Waste Management

5:25 PM - 6:30 PM JST | 8:25 AM - 9:30 AM UTC | Room A B11 - B1 Block

[2A21-24] Vitrification 4

Chair:Uruga Kazuyoshi (CRIEPI)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[2A21] Development of Recovery Process of Platinum-group Metals from HLLW for Stable Production and Volume Reduction of Homogeneous Vitrified Object

(24)Comprehensive evaluation of sorbent for separation of platimum group species

*Ippei AMAMOTO[1], Hidekazu KOBAYASHI[1], Yasuo AYAME[1], Takashi OHNISHI[1], Akiko KOSHIZAKA[2], Yoshio HASEGAWA[2], Yusuke INABA[3], Kazuo UTSUMI[3], Kenji TAKESHITA[3], Jun ONOE[4] (1. JAEA, 2. Art Kagaku, 3. Tokyo Tech, 4. Nagoya Univ.)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[2A22] Thermodynamic optimization of MoO_3 solubility in SiO_2-B_2O_3-Al_2O_3-CaO-Na_2O glass melts

*Toru Sugawara[1], Toshiaki Ohira[1], Kouhei Oowaku[2], Norio Kanehira[2] (1. Akita University, 2. Japan Nuclear Fuel Limited)

5:55 PM - 6:10 PM JST | 8:55 AM - 9:10 AM UTC

[2A23] Local Structure of Simulated Radioactive Wastes around Mo and Zr in Molten Borosilicate Glasses Including Vanadium

*Kei Shiina[1], Yuri Tazimi[1], Takafumi Uchiyama[1], Toshiaki Kakihara[2], Hidenori Kawashima[2], Haruaki Matsuura[1] (1. Tokyo City University, 2. IHI corpoation)

6:10 PM - 6:25 PM JST | 9:10 AM - 9:25 AM UTC

[2A24] Investigation of platinum group compounds generated in the vitrification process

(1)Synthetic experiments of ruthenium, rhodium, and glass frit

*Takayuki Nagai[1], Hidekazu Kobayashi[1], Yoshihiro Okamoto[1], Hideaki Shiwaku[1], Daisuke Akiyama[2], Nobuaki Sato[2] (1. JAEA, 2. IMRAM, Tohoku Univ.)

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：306-1 Nuclear Safety Engineering, Nuclear Installation Safety, PSA

9:30 AM - 10:50 AM JST | 12:30 AM - 1:50 AM UTC | Room B B12 - B1 Block

[2B01-05] Light Water Reactor Behavior Under Accident Conditions 2

Chair:Kenji Kamiyama (JAEA)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2B01] Analysis of MCCI phenomena by MELCOR and SAMPSON codes

(1)Study on Debris Behaviors focused on Flow and Radiation immediately after Falling onto Cavity Floor

*Masashi Himi[1], Koetsu Ito[1], Yoshihiro Ide[1], Hidetoshi Morita[1], Koichi Nakamura[2] (1. Advancesoft co., 2. CRIEPI)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2B02] Analysis of MCCI phenomena by MELCOR and SAMPSON codes

(2)Simulation of the phenomena by use of MELCOR and SAMPSON codes

*Koetsu Ito[1], Masashi Himi[1], Yoshihiro Ide[1], Hidetoshi Morita[1], Kohichi Nakamura[2] (1. Advancesoft Corp., 2. CRIEPI)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[2B03] Fundamental experiment on the U-Zr-Gd-O molten corium solidification behavior

*ayako sudo[1], Igor Poznyak[2], Yuji Nagae[1], Toshio Nakagiri[1], Masaki Kurata[1] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Reserch Center Rez)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[2B04] Study on Molten Core Coolability under Precautionary Water Injection into Containment Vessel

(1)Development of Breakup Particle Agglomeration Model in JASMINE

Toshinori Matsumoto[1], Ryuhei Kawabe[1], Kohei Ajima[1], *Tomoyuki Sugiyama[1], Yu Maruyama[1] (1. JAEA)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[2B05] Study on Molten Core Coolability under Precautionary Water Injection into Containment Vessel

(2)Analysis by Improved Melt Spreading Model in JASMINE

Ryuhei Kawabe[1], Toshinori Matsumoto[1], Kohei Ajima[1], Tomoyuki Sugiyama[1], *Yu Maruyama[1] (1. JAEA)

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：306-1 Nuclear Safety Engineering, Nuclear Installation Safety, PSA

10:50 AM - 11:55 AM JST | 1:50 AM - 2:55 AM UTC | Room B B12 - B1 Block

[2B06-09] Safety Assessment for Fast Reactors 1

Chair:Tomoyuki Sugiyama (JAEA)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[2B06] Experimental Study on Self-leveling Behavior of Debris Bed

Development of empirical correlation for bed high of mixed particles

*Ryo Miura[1], Humiya Matsuoka[1], Ngo Phi Manh[1], Phan Le Hoang Sang[1], Tatsuya Matsumoto[1], Wei Liu[1], Koji Morita[1] (1. Kyushu University)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[2B07] Applicability assessment of empirical correlations to the prediction of the distance for fragmentation of molten core materials in sodium

*Kenichi Matsuba[1], Mikio Isozaki[1], Junichi Toyooka[1], Kenji Kamiyama[1], Vladimir Zuev[2], Alexander Kolodeshnikov[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. NNC/RK)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[2B08] Studies on relocation behavior of molten core materials in the core disruptive accident of sodium-cooled fast reactors

(4)Effects of test conditions on dispersion and sedimentation of molten-metal in a shallow water pool

*Yuki Emura[1], Kenji Kamiyama[1], Ken-ichi Matsuba[1], Mikio Isozaki[1], Yuya Imaizumi[1] (1. JAEA)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[2B09] Studies on Relocation Behavior of Molten Core Materials in the Core Disruptive Accident of Sodium-cooled Fast Reactors

(5)A Behavior of a Heavy Metal Jet with Free Surface Conditon of MPS Method

*Mamoru Konomura[1], Kenji Kamiyama[2] (1. Univ. of Fukui, 2. JAEA)

General Meeting

12:00 PM - 1:00 PM JST | 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room B B12 - B1 Block

[2B_GM] 「海外情報連絡会」第57回全体会議

[2B_GM] General Meeting

Planning Lecture | Technical division and Network：International Nuclear Information Network

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room B B12 - B1 Block

[2B_PL] Current Energy Policy and Nuclear Energy in U.S.A.

Chair: Masahiro Hamamoto (Hitachi GE)

[2B_PL01] Current Energy Policy and Nuclear Energy in U.S.A.

*Ross Matzkin-Bridger[1,2] (1. Embassy of US, 2. US DOE, Japan Office)

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：306-1 Nuclear Safety Engineering, Nuclear Installation Safety, PSA

2:45 PM - 3:45 PM JST | 5:45 AM - 6:45 AM UTC | Room B B12 - B1 Block

[2B10-13] Safety Assessment for Fast Reactors 2

Chair:Mamoru Konomura (Univ. of Fukui)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[2B10] Study on In-Vessel Retention (IVR) of Unprotected Accident for Fast Reactor

(9)Uncertainty in Assessments of Initiating Phase in ULOF

*Kenichi Kawada[1], Shinya Ishida[1] (1. JAEA)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[2B11] Study on In-Vessel retention (IVR) of Unprotected Accident for Fast Reactor

(10)Evaluation of discharge amount of core fuel for Transition Phase in ULOF

*Hirotaka Tagami[1], Yoshiharu Tobita[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[2B12] Study on In-Vessel Retention (IVR) of Unprotected Accident for Fast Reactor

(11)Best Estimate and Uncertainty Assessment of PAMR/PAHR Phase in ULOF

*Joji Sogabe[1], Yusaku Wada[1], Tohru Suzuki[1,2], Yoshiharu Tobita[1] (1. JAEA, 2. Tokyo City Univ.)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[2B13] Study on In-Vessel Retention (IVR) of Unprotected Accident for Fast Reactor

(12)Criticality Assessment of PAMR Phase in ULOF

*Shinya Ishida[1], Yoshiharu Tobita[1] (1. JAEA)

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：306-1 Nuclear Safety Engineering, Nuclear Installation Safety, PSA

3:45 PM - 4:30 PM JST | 6:45 AM - 7:30 AM UTC | Room B B12 - B1 Block

[2B14-16] Safety Measures for Sodium Facilities

Chair:Kenichi Matsuba (JAEA)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[2B14] Dismantling technology for large-scale sodium components used for a long time

(1)Behavior of impurity adhesion to sodium equipment

*Kazuhito SHIMOYAMA[1], Masato HAYAKAWA[1], Shigeaki SUZUKI[2], Hiroyuki MIYAKOSHI[1], Kuniaki ARA[1] (1. JAEA, 2. Ascend)

4:00 PM - 4:15 PM JST | 7:00 AM - 7:15 AM UTC

[2B15] Dismantling technology for large-scale sodium components used for a long time

(2)Adhesion behavior of sodium vapor in cover gas region

*Shigeaki SUZUKI[1], Masato HAYAKAWA[2], Kazuhito SHIMOYAMA[2], Ryota UMEDA[2], Eiichi YOSHIDA[2], Hiroyuki MIYAKOSHI[2] (1. Ascend, 2. JAEA)

4:15 PM - 4:30 PM JST | 7:15 AM - 7:30 AM UTC

[2B16] Dismantling technology for large-scale sodium components used for a long time

(3)Burning control for component with sodium deposits during air plasma cutting

*Masato HAYAKAWA[1], Shigeaki SUZUKI[2], Kazuhito SHIMOYAMA[1], Ryota UMEDA[1], Eiichi YOSHIDA[1], Hiroyuki MIYAKOSHI[1] (1. JAEA, 2. Ascend)

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：305-1 Design and Manufacturing of Reactor Components and Transportation Vessel/Storage Facility

4:30 PM - 5:00 PM JST | 7:30 AM - 8:00 AM UTC | Room B B12 - B1 Block

[2B17-18] Design of Reactor Equipment

Chair:Takeshi Sonoda (CRIEPI)

4:30 PM - 4:45 PM JST | 7:30 AM - 7:45 AM UTC

[2B17] Structural Integrity Assessment of the Advanced Reactor Internals under Flow-Induced Loads for the Further Enhancement of Safety of a PWR Plant

*Hirokazu Sugiura[1], Shigeyuki Watanabe[1], Akihisa Iwasaki[1], Hideyuki Morita[1], Koji Maeta[1], Keisuke Matsuyama[1], Daisuke Kanamori[2] (1. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 2. Kansai Electric Power co., Inc.)

4:45 PM - 5:00 PM JST | 7:45 AM - 8:00 AM UTC

[2B18] Development of cross fin heat exchanger for nuclear power plant

*Hisaharu Sakae[1] (1. IHI)

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：305-2 Operational Management, Inspection and Maintenance of Reactor

5:00 PM - 6:30 PM JST | 8:00 AM - 9:30 AM UTC | Room B B12 - B1 Block

[2B19-24] Structural Inspection and Testing

Chair:Keijiro Hirose (CRIEPI)

5:00 PM - 5:15 PM JST | 8:00 AM - 8:15 AM UTC

[2B19] Development of nondestructive inspection for concrete structures
(1)Experimental study

*Hiroaki Fujiyoshi[1], Ryota Ogawa[1], Takashi Matsunaga[1], Mitsuyuki Sagisaka[1], Yoshihiro Isobe[1] (1. Nuclear Fuel Industries ltd.)

5:15 PM - 5:30 PM JST | 8:15 AM - 8:30 AM UTC

[2B20] Development of nondestructive inspection for concrete structures
(2)Theoretical studies using the finite element method

*Ryota Ogawa[1], Hiroaki Fujiyoshi[1], Takashi Matsunaga[1], Mitsuyuki Sagisaka[1], Yoshihiro Isobe[1] (1. Nuclear Fuel Industries LTD.)

5:30 PM - 5:45 PM JST | 8:30 AM - 8:45 AM UTC

[2B21] Development of an inspection system for integrity and construction quality of bolts based on hammering test using AE sensor

*MITSUYUKI SAGISAKA[1], TAKASHI MATSUNAGA[1], HIROAKI FUJIYOSHI[1], RYOTA OGAWA[1], YOSHIHIRO ISOBE[1] (1. Nuclear Fuel Industries, ltd.)

5:45 PM - 6:00 PM JST | 8:45 AM - 9:00 AM UTC

[2B22] Sizing characteristics of defect length on ferromagnetic material surface by eddy current testing
Comparison between calculated and experimental results

*Noriyasu Kobayashi[1], Souichi Ueno[1], Daisuke Matsukawa[1], Fumikazu Morikawa[1], Tomoki Fujita[1], Takashi Kasuya[1], Kentaro Tsuchihashi[1] (1. Toshiba)

6:00 PM - 6:15 PM JST | 9:00 AM - 9:15 AM UTC

[2B23] Development of nondestructive inspection for steel rod and pipe 4

*Takashi Matsunaga[1], Hiroaki Fujiyoshi[1], Ryota Ogawa[1], Mitsuyuki Sagisaka[1], Yasuhumi Ukai[2], Yoshihiro Isobe[1] (1. Nuclear Fuel Industries ltd., 2. Atree, Inc)

6:15 PM - 6:30 PM JST | 9:15 AM - 9:30 AM UTC

[2B24] Material Test and Bursting Test of Used Rupture Disk in Monju

*Shoichi ICHIKAWA[1], Kenji ITO[1], Fumitsugu WAKIMOTO[1], Kohei TONE[1], Yusuke WATANABE[1], Takanori KOBAYASHI[1], Ryoichi UEKURA[1] (1. JAEA)

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：306-1 Nuclear Safety Engineering, Nuclear Installation Safety, PSA

9:30 AM - 11:05 AM JST | 12:30 AM - 2:05 AM UTC | Room C Open Hall - B1 Block

[2C01-06] PRA 1

Chair:Akio Gofuku (Okayama Univ.)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2C01] The Progress of PRA for Tokai No.2 Power Station

(1)HRA evaluation results of Tokai No.2 Power Station during Power Operation (Level1)

*Haruka Inoue[2], Masaru Yamanaka[1], Atsuo Ikeda[2], Takayuki Negishi[2] (1. The Japan Atomic Power Company, 2. Nuclear Enginnering And Service Company)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2C02] Study for upgrading of Human Reliability Analysis

(1)Development of HRA Guide adopting concept of "Narrative" for Qualitative Analysis

*Yukihiro Kirimoto[1], Hiromichi Miura[1], Akihiko Nagasaka[1], Kenichi Kanda[1], Kazuma Abe[2] (1. CRIEPI, 2. Tohoku-EPCO)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[2C03] Study for upgrading of Human Reliability Analysis

(2)A Concept of Human Failure Events Database

*Akihiko Nagasaka[1], Yuuko Hirotsu[1], Hisao Shibue[1], Hiromichi Miura[1], Yukihiro Kirimoto[1] (1. CRIEPI)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[2C04] Examination about utilization of multi agent system for probabilistic risk assessment

*Kenichi Kanda[1], Kazuma Abe[1], Hiromichi Miura[1], Tomoaki Yoshida[1] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[2C05] Study on Method of Dynamic Multi-Unit Probabilistic Risk Assessment Considering Influences in Multiple Units

*Yuki Nakano[1], Satoshi Takeda[1], Takanori Kitada[1] (1. Graduate School of Engineering Osaka Univ.)

10:45 AM - 11:00 AM JST | 1:45 AM - 2:00 AM UTC

[2C06] Quantitative Analysis on Off-site Emergency Management on Multi-unit Site Under Severe Accident Condition

*SUNGHYON JANG[1], Akira Yamaguchi[1] (1. The University of Tokyo)

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：306-1 Nuclear Safety Engineering, Nuclear Installation Safety, PSA

11:05 AM - 12:10 PM JST | 2:05 AM - 3:10 AM UTC | Room C Open Hall - B1 Block

[2C07-10] PRA 2

Chair:Tatsuya Itoi (Univ. of Tokyo)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[2C07] Study on PRA Methodology for Seismic Induced Tsunami Event

(1)Evaluation of Seismic Induced Tsunami Event Using DQFM Method

*HIROHISA YAMAKAWA[1], Hitoshi Muta[1], Ken Matsumoto[1], Yuki Kameko[1], Takayuki Negishi[2], Atsuo Ikeda[2], Hidekazu Suwa[2], Hiroto Matsumoto[2] (1. Tokyo City Univ., 2. Nuclear Engineering and Services Co.)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[2C08] Study on PRA Methodology for Seismic Induced Tsunami Event

(2)The Comparison of MCS Methodology and DQFM Methodology

*Hidekazu Suwa[1], Takayuki Negishi[1], Atsuo Ikeda[1], Hiroto Matsumoto[1], Hitoshi Muta[2], Ken Muramatsu[2], Hirohisa Yamakawa[2] (1. Nuclear Engineering and Services Co., 2. Tokyo City Univ.)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[2C09] Development of a fragility evaluation methodology for the Tsunami PRA

*Takanori Togashi[1], Takeshi Kunimasa[1], Keigo Maehara[1], Ryusuke Haraguchi[2] (1. THE KANSAI ELECTRIC POWER CO.,INC., 2. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.)

11:50 AM - 12:05 PM JST | 2:50 AM - 3:05 AM UTC

[2C10] Evaluation of Annual Probability of Tornado Missile Strike on Arbitrary Horizontal and Vertical Plates

*Yuzuru Eguchi[1], Takahiro Murakami[1], Soichiro Sugimoto[1], Yasuo Hattori[1], Hiromaru Hirakuchi[1] (1. CRIEPI)

Planning Lecture | Board and Committee：Standards Committee 3 -Nuclear Safety Evaluation Committee

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room C Open Hall - B1 Block

[2C_PL] Significance and Overview of Basic Safety Principles on Earthquake Engineering for Nuclear Power Plants

Chair: Tsuyoshi Takada (Univ. of Tokyo)

[2C_PL01] The Objective and Scope of Basic Safety Principles on Earthquake Engineering for NPP

*Tsuyoshi Takada[1] (1. Univ. of Tokyo)

[2C_PL02] Overview of Basic Safety Principles on Earthquake Engineering for NPP

*Takashi Takata[1] (1. JAEA)

[2C_PL03] Consideration on Practical Application

*Shigeru Fujimoto[1] (1. Kanagawa Univ.)

[2C_PL04] Comprehensive Discussion

*Tsuyoshi Takada[1] (1. Univ. of Tokyo)

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：306-1 Nuclear Safety Engineering, Nuclear Installation Safety, PSA

2:45 PM - 4:25 PM JST | 5:45 AM - 7:25 AM UTC | Room C Open Hall - B1 Block

[2C11-16] PRA 3

Chair:Sunghyon Jang (Univ. of Tokyo)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[2C11] Development of Internal Flood Level 1 PRA Model for Light Water Reactor

*Tamio Koriyama[1], Kotaro Sakata[1], Yoshikane Hamaguchi[1], Tomomichi Itoh[1] (1. S/NRA/R)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[2C12] The Progress of PRA for SHIKA NPS unit2

(2)PRA evaluation results of SHIKA NPS unit2 during shutdown state(Level1)

*Shinichi Hamatani[1,2], Mutsuhiro Nakada[1], Toshihiro Aida[1], Daisuke Suimon[1], Keigo Morita[1], Takayuki Negishi[2], Atsuo Ikeda[2], Junya Masuko[2] (1. Hokuriku Electric Power Co., 2. Nuclear Engineering and Services Co.)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[2C13] KK-6,7 project Internal Event Operating Level 1 PRA Model Sophistication Progress Report

(1)Project summary

*ryota tomiyasu[1], chikahiro sato[1], hiroshi abe[1], masanori takeuchi[2], toshinobu kita[2], yoshihiro ooyama[2] (1. TEPCO SYSTEMS CORPORATION, 2. Tokyo Electric Power Company Holdings,Inc.)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[2C14] KK-6,7 project Internal Event Operating Level 1 PRA Model Sophistication Progress Report

(2)Identification Initiating Event and Estimation of Frequency

*Keisuke Maeda[1], Ryouta Tomiyasu[1], Natsuki Shiraishi[1], Chikahiro Sato[1], Hiroshi Abe[1], Masanori Takeuchi[2], Toshinobu Kita[2], Yoshihiro Ooyama[2] (1. TEPSYS, 2. TEPCO HD)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[2C15] KK-6,7 project Internal Event Operating Level 1 PRA Model Sophistication Progress Report

(3)Analysis of Accident Sequence

*Shohei Yamagishi[1], Shunsuke Tanno[1], Teruyoshi Sato[1], Chikahiro Sato[1], Hiroshi Abe[1], Masanori Takeuchi[2], Toshinobu Kita[2], Yoshihiro Ooyama[2] (1. TEPSYS, 2. TEPCO)

4:00 PM - 4:15 PM JST | 7:00 AM - 7:15 AM UTC

[2C16] KK-6,7 project Internal Event Operating Level 1 PRA Model Sophistication Progress Report

(4)Evaluation of Interinfluence between Adjacent Units

*Shuhei Matsunaka[1], Hiroshi Abe[1], Manabu Watanabe[2], Yoshihiro Oyama[2] (1. TEPCO SYSTEMS, 2. TEPCO)

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：306-1 Nuclear Safety Engineering, Nuclear Installation Safety, PSA

4:25 PM - 6:20 PM JST | 7:25 AM - 9:20 AM UTC | Room C Open Hall - B1 Block

[2C17-23] Fukushima Nuclear Accident

Chair:Shunsuke Uchida (IAE)

4:25 PM - 4:40 PM JST | 7:25 AM - 7:40 AM UTC

[2C17] Our lesson based on the information on background and process of Tsunami height evaluation at before the Fukushima Daiich nuclear accident.

*Yoshitaka Yoshida[1], Takeshi Matsuoka[1], Takashi Sawada[1], Genki Yagawa[1], Naoto Sekimura[1], Ayao Tsuge[1], Hideki Nariai[1], Masaki Shiratori[1], Hiroshi Miyano[1], Hiroyuki Kameda[1] (1. Working Group on Fukushima Nuclear Accident, Science Council of Japan)

4:40 PM - 4:55 PM JST | 7:40 AM - 7:55 AM UTC

[2C18] Analysis of Plant Data Measured at Fukushima-Daiichi NPP Unit 3

Estimated Mechanism of PCV Pressure Variation during the expected MCCI phase

*IKKEN SATO[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

4:55 PM - 5:10 PM JST | 7:55 AM - 8:10 AM UTC

[2C19] Study on ascertaining and analyzing reactor core status by MAAP code

(17)In-depth analysis for Unit-2 accident progression using MAAP code

*Yuki Nakamura[1], Yoshihiro Kojima[1], Naoki Shinji[1] (1. IRID/Toshiba)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[2C20] Study on ascertaining and analyzing reactor core status by MAAP code

(18)In-depth analysis for Unit-3 accident progression using MAAP code

*Yoshihiro Kojima[1], Yuki Nakamura[1], Naoki Shinji[1] (1. Toshiba)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[2C21] Evaluation method using material analysis of specimen in plasma heating experiment

(1)Outline of evaluation method using material analysis of specimen in plasma heating experiment

*Yuta Abe[1], Toshio Nakagiri[1], Ikken Sato[1], Natsuko Nakano[2], Hidenobu Yamaguchi[3], Shinichiro Maruyama[4] (1. Japan Atomic Energy Agency (JAEA), 2. Kaken, 3. Nissan ARC, 4. SUMITOMO MITSUI CONSTRUCTION)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[2C22] Evaluation method using material analysis of specimen in plasma heating experiment

(2)Application possibility of materials analysis and LIBS using the plasma basics heating experiment

*Tomohiko Kawakami[1], Abe Yuta[2], Fabio Spaziani[1], Nakano Natsuko[1], Toshio Nakagiri[2] (1. Kaken, 2. Japan Atomic Energy Agency)

5:55 PM - 6:10 PM JST | 8:55 AM - 9:10 AM UTC

[2C23] Evaluation method using material anaiysis of specimen in plasma heating experiment

(3)Cutting of Simulated Fuel Assembly Heating Examination by AWJ

*Shinichiro Maruyama[1], Yuta Abe[2], Toshio Nakagiri[2], Satoshi Watatani[1], Yuji Takashima[3] (1. SUMITOMO MITSUI CONSTRUCTION, 2. Japan Atomic Energy Agency(JAEA), 3. NISSIN KIKO)

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-3 Decommissioning Technology of Nuclear Facilities

9:40 AM - 12:00 PM JST | 12:40 AM - 3:00 AM UTC | Room D B31 - B3 Block

[2D01-09] System Development and Evaluation

Chair:Ken-Ichi Tanaka (IAE)

9:40 AM - 9:55 AM JST | 12:40 AM - 12:55 AM UTC

[2D01] Experimental Evaluation of Estimation method of Radioactive Concentration

*Yasushi Nagumo[1], Takahiro Tadokoro[1], Yuichiro Ueno[1], Toshihisa Tsukiyama[2], Hideki Yamai[2], Takashi Kitahara[2] (1. Hitachi, Ltd., Research & Development Group, Center for Technology Innovation-Energy, 2. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

9:55 AM - 10:10 AM JST | 12:55 AM - 1:10 AM UTC

[2D02] Comparison of Arising Radioactive Wastes among Decommissioning Scenarios For a Small Research Reactor

*Anggoro Septilarso[1], Daisuke Kawasaki[1], Satoshi Yanagihara[1] (1. University of Fukui)

10:10 AM - 10:25 AM JST | 1:10 AM - 1:25 AM UTC

[2D03] Study on concrete permeation calculation for decommissioning (2)

Calculation of composition sensitivity coefficient

*Riku Nakamura[1], Ken-ichi Tanaka[2,1], Satoshi Chiba[1] (1. Tokyo Tech, 2. The Institute of Applied Energy)

10:25 AM - 10:40 AM JST | 1:25 AM - 1:40 AM UTC

[2D04] Development of 3-dimensional induced activity evaluation method for PWR

*Kazuro Hiromoto[1], Tomohiro Ogata[1], Takashi Muramatsu[1,3], Shouzou Komori[2] (1. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 2. Kyushu Electric Power Co., Inc., 3. Japan Nuclear Safety Institute)

10:40 AM - 10:55 AM JST | 1:40 AM - 1:55 AM UTC

[2D05] Evaluation of cross contamination in decontaminating concrete plate contaminated with radioactivity

*Kohei Urabe[1], Kazuyuki Torii[1], Motoyuki Asada[1], Norikazu Kinoshita[1] (1. Shimizu Corporation)

10:55 AM - 11:10 AM JST | 1:55 AM - 2:10 AM UTC

[2D06] Development of manpower estimation models for decommissioning activities

*Ryota Sugimoto[1], Daisuke Kawasaki[1], Satoshi Yanagihara[1] (1. University of Fukui)

11:10 AM - 11:25 AM JST | 2:10 AM - 2:25 AM UTC

[2D07] Development of dismantling sequence generation system based on 3D model components of machine

Development of decommissioning engineering technology

*Atsuko Enomoto[1], Hiroshi Seki[1], Takuya Yoshida[1], Mitsutaka Imamura[2], Takashi Kitahara[2], Junya Tahata[2] (1. Hitachi, Ltd., Research & Development, 2. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

11:25 AM - 11:40 AM JST | 2:25 AM - 2:40 AM UTC

[2D08] Integration of Knowledge Management Support System for the Decommissioning of Nuclear Facilities

(8)The Outcomes of Knowledge Management Support System

*Yasuyoshi TARUTA[1,2], Yasuaki Kato[2], Satoshi Yanagihara[1], Yukihiro Iguchi[1,2], Masashi Tezuka[2], Yuya Koda[2], Koichi Kitamura[2], Riichiro Mizoguchi[3] (1. Univ. Fukui, 2. JAEA, 3. JAIST)

11:40 AM - 11:55 AM JST | 2:40 AM - 2:55 AM UTC

[2D09] A study on Evaluation of project management data in "Fugen" decommissioning

*Yuya kouda[1], Masashi tezuka[1], Satoshi yanagihara[2] (1. Fugen Decommissioning Engineering center, 2. University of Fukui)

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-3 Decommissioning Technology of Nuclear Facilities

2:45 PM - 4:20 PM JST | 5:45 AM - 7:20 AM UTC | Room D B31 - B3 Block

[2D10-15] Development for Fuel Debris Treatment 1

Chair:Satoshi Yanagihara (Fukui Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[2D10] Development of Fuel Debris Canister

(1)Outline of Collection, Transfer and Storage of Fuel Debris

*Toshihiro Matsuoka[1], Hideaki Uchiyama[2], Chihiro Narazaki[3], Manabu Ueno[4] (1. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 2. International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 3. TOSHIBA CORPORATION, 4. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[2D11] Development of Fuel Debris Canister

(2)Specification of Fuel Debris Canister

*Yasuhiro Tomiita[1], Hideaki Uchiyama[2], Toshihiro Matsuoka[1], Chihiro Narazaki[3], Manabu Ueno[4] (1. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 2. International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 3. TOSHIBA CORPORATION, 4. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[2D12] Development of Fuel Debris Canister

(3)Evaluation of Fuel Debris Condition in a Canister for Criticality Safety

*Seiji Yamamoto[3], Hideaki Uchiyama[1], Toshihiro Matsuoka[2], Tetsuro Takeshita[3], Chihiro Narazaki[3], Yoshiki Ida[3], Manabu Ueno[4] (1. International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 2. International Research Institute for Nuclear Decommissioning / Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 3. International Research Institute for Nuclear Decommissioning / TOSHIBA CORPORATION, 4. International Research Institute for Nuclear Decommissioning / Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[2D13] Development of Fuel Debris Canister

(4)Drop Test of Canister

*Yoshiharu Kikuchi[4], Hideaki Uchiyama[1], Toshihiro Matsuoka[2], Chihiro Narazaki[3], Nodoka Miyamoto[4], Kazuma Hirosaka[4], Noboru Saito[4], Manabu Ueno[4] (1. International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 2. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 3. TOSHIBA CORPORATION, 4. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[2D14] Development of Fuel Debris Canister

(5)Verification Test of Impact Limiter

*Noboru Saito[4], Hideaki Uchiyama[1], Toshihiro Matsuoka[2], Chihiro Narazaki[3], Nodoka Miyamoto[4], Kazuma Hirosaka[4], Yoshiharu Kikuchi[4], Manabu Ueno[4] (1. International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 2. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 3. TOSHIBA CORPORATION, 4. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

4:00 PM - 4:15 PM JST | 7:00 AM - 7:15 AM UTC

[2D15] Development of Fuel Debris Canister

(6)Evaluation of Drop Test by Static Numerical Simulation

*Kazuma Hirosaka[4], Hideaki Uchiyama[1], Toshihiro Matsuoka[2], Chihiro Narazaki[3], Nodoka Miyamoto[4], Noboru Saito[4], Yoshiharu Kikuchi[4], Manabu Ueno[4] (1. International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 2. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 3. TOSHIBA CORPORATION, 4. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-3 Decommissioning Technology of Nuclear Facilities

4:20 PM - 6:30 PM JST | 7:20 AM - 9:30 AM UTC | Room D B31 - B3 Block

[2D16-23] Development for Fuel Debris Treatment 2

Chair:Hiroshi Masaki (IRID/TOSHIBA)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[2D16] Development of Fuel Debris Canister

(7)Measurement of Hydrogen Production Amount by Gamma-Radiolysis of Water

*Nodoka Miyamoto[4], Hideaki Uchiyama[1], Toshihiro Matsuoka[2], Chihiro Narazaki[3], Yoshiharu Kikuchi[4], Manabu Ueno[4], Yoichi Wada[4] (1. International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 2. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 3. TOSHIBA CORPORATION, 4. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[2D17] Development of Fuel Debris Canister

(8)Analytical Evaluation of Hydrogen Production Amount by Gamma-Radiolysis of Water

*Yoichi Wada[4], Hideaki Uchiyama[1], Toshihiro Matsuoka[2], Chihiro Narazaki[3], Nodoka Miyamoto[4], Yoshiharu Kikuchi[4], Manabu Ueno[4] (1. International Research Institute for Nuclear Decommissioning , 2. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 3. TOSHIBA CORPORATION, 4. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

4:50 PM - 5:05 PM JST | 7:50 AM - 8:05 AM UTC

[2D18] Development of Fuel Debris Canister

(9)Measurement of Quantity of Hydrogen by Radiolysis of Concrete Component Water under γ-Ray Irradiation

*Taisuke Tsukamoto[2], Hideaki Uchiyama[1], Toshihiro Matsuoka[2], Yasuhiro Tomiita[2], Takayuki Hase[2], Chihiro Narazaki[3], Manabu Ueno[4] (1. International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 2. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 3. TOSHIBA CORPORATION, 4. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

5:05 PM - 5:20 PM JST | 8:05 AM - 8:20 AM UTC

[2D19] Development of Fuel Debris Canister

(10)Examination of Corrosion Resistance for Canister Candidate Material

*Kosuke Inaba[1], Hideaki Uchiyama[2], Ikumasa Koshiro[1], Kenji Sato[1], Toshihiro Matsuoka[1], Yasuhiro Tomiita[1], Chihiro Narazaki[3], Manabu Ueno[4] (1. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 2. International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 3. TOSHIBA CORPORATION, 4. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

5:20 PM - 5:35 PM JST | 8:20 AM - 8:35 AM UTC

[2D20] Development of an immersion ultrasonic imaging method for the shape reconstruction of nuclear fuel debris

*Toshiya Kono[1], Kazushi Kimoto[1], Hiroshige Kikura[2] (1. OKAYAMA Univ., 2. Tokyo Institute of Technology)

5:35 PM - 5:50 PM JST | 8:35 AM - 8:50 AM UTC

[2D21] Fuel debris recovery plan that constantly carries out critical measures at Fukushima Daiichi Power Station

Continuous collection of fuel debris by boron crystal blasting

*Haruo Morishige[1] (1. Fukushima Nuclear Accident Contermeasures Review Group)

5:50 PM - 6:05 PM JST | 8:50 AM - 9:05 AM UTC

[2D22] Study of Pre-treatment of defueling Fuel Debris for drying storage

Evaluation of Drying characteristic focused on form of Fuel Debris

*Seiya Suzuki[1], Nobuo Okamura[1], Masayuki Watanabe[1], Kenji Koizumi[1] (1. International Research Institute for Nuclear Decommissioning(Japan Atomic Energy Agency))

6:05 PM - 6:20 PM JST | 9:05 AM - 9:20 AM UTC

[2D23] Development of simultaneous measurement for multi isotopes by ICP-QQQ-MS

*Maho Iwasaki[1], Soich Sato[1], Naoya Kaji[1] (1. IRID(JAEA))

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：304-1 Thermal Hydraulics, Energy Conversion, Energy Transfer, Energy Storage

9:30 AM - 10:35 AM JST | 12:30 AM - 1:35 AM UTC | Room E B32 - B3 Block

[2E01-04] Phase Change

Chair:Ayako Ono (JAEA)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2E01] On Improvement of Pool Boiling Heat Transfer coefficient by Honeycomb Porous plate

*Shoji Mori[1], Ryuta Yanagisawa[1], Kunito Okuyama[1] (1. Yokohama National university)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2E02] Mechanism of the flashing phenomena induced by microwave heating

*Shunya Fujita[1], Yutaka Abe[1], Akiko Kaneko[1], Tomohisa Yuasa[1], Tomoomi Segawa[2], Yoshikazu Yamada[2] (1. University of tsukuba, 2. Japan Atomic Energy Agency)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[2E03] Study on Cooling Process of High-Temperature Body Using Nanofluids

*Yutaro Umehara[1], Tomio Okawa[1], Koji Enoki[1], Wei Liu[2] (1. UEC, 2. KYUSHU Univ.)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[2E04] The impacts of scale effect on heat transfer and momentum transport on steam-water interface of a supersonic steam injector.

*Masaya Fujishiro[1], Yutaka Abe[1], Akiko Kaneko[1] (1. University of tsukuba)

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：304-1 Thermal Hydraulics, Energy Conversion, Energy Transfer, Energy Storage

10:35 AM - 12:00 PM JST | 1:35 AM - 3:00 AM UTC | Room E B32 - B3 Block

[2E05-09] Thermal Hydraulics Simulation 1

Chair:Tatsuya Hazuku (Tokyo Univ. of Marine Sci. and Tech.)

10:35 AM - 10:50 AM JST | 1:35 AM - 1:50 AM UTC

[2E05] Development of evaluation method on thermal stratification by cavity flow in a vertical branch pipe with elbow and horizontal section

Measurement and understanding of thermal hydraulics phenomena about thermal stratification

*Yoshiteru Komuro[1], Atsushi Kodama[1], Keiichi Hori [1], Hironori Noguchi[1], Yoshiyuki Kondo[1], Koichi Tanimoto[1] (1. MHI)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[2E06] Development of evaluation method on thermal stratification by cavity flow in a vertical branch pipe with elbow and horizontal section

Development of evaluation method for cavity flow penetration depth

*Atsushi Kodama[1], Yoshiteru Komuro[1], Keiichi Hori[1], Hironori Noguchi[1], Yoshiyuki Kondo[1], Koichi Tanimoto[1] (1. MHI)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[2E07] Numerical analysis of the bubble condensation on subcooled flow boiling

*Shintaro Sakamoto[1], Hiroki Ohori[1], Koji Enoki[1], Tomio Okawa[1] (1. UEC)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[2E08] Numerical simulation for steam-air mixture flow and wall condensation heat transfer in a circular tube

*Yoichi Utanohara[1], Michio Murase[1] (1. INSS)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[2E09] Submergence behavior of liquid jet falling into a shallow pool

Comparison of detailed simulation and results of visualization in a simplified system

*Fumihito Kimura[1], Hiroyuki Yoshida[2], Akiko Kaneko[1], Yutaka Abe[1] (1. University of Tsukuba, 2. Japan Atomic Energy Agency)

Planning Lecture (Free Entry) | Board and Committee：Ethics Committee

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room E B32 - B3 Block

[2E_PL] Ethics of nuclear power stakeholders necessary to prepare for disasters

Chair: Tomohito Nakano (TOSHIBA)

[2E_PL01] Safety Enhancement of Tomari NPP based on the New Regulatory Guide

*Atsushi Yamada[1] (1. HEPCO)

[2E_PL02] Lesson and Learn of Fukushima Daiichi NPP Accident and Regulatory Comparison between Japan and US

*Tadashi Narabayashi[1] (1. Hokkaido Univ.)

[2E_PL03] Nuclear safety measures from the view point of ethics

*Kyoko Oba[1] (1. JAEA)

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：304-1 Thermal Hydraulics, Energy Conversion, Energy Transfer, Energy Storage

2:45 PM - 4:05 PM JST | 5:45 AM - 7:05 AM UTC | Room E B32 - B3 Block

[2E10-14] Thermal Hydraulics in Fast Reactor 1

Chair:Yoshihisa Nishi (CRIEPI)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[2E10] Thermal-hydraulic numerical evaluation for thermal striping of sodium-cooled fast reactor

Study on applicability of temperature fluctuation intensity estimation method to triple parallel jets sodium test

*Masaaki Okano[1], Hiroyuki Sakamoto[2], Tomoaki Ogata[2], Hironori Nakamura[3], Kazuhiro Oyama[3], Osamu Watanabe[3], Masaaki Tanaka[4], Hiroyuki Ohshima[4] (1. MHI, 2. MHI NSE, 3. MFBR, 4. JAEA)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[2E11] Study on Gas Entrainment in Sodium Cooled Fast Reactors, 11;

Applicability of Vortex Model Based Evaluation on Vortex Type Gas Entrainment

*Toshiki Ezure[1], Kei Ito[2], Yuri Kameyama[3], Masaaki Tanaka[1], Akikazu Kurihara[1], Hiroyuki Ohshima[1] (1. JAEA, 2. Kyoto Univ., 3. NDD Corp.)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[2E12] A Study on Cooling Process of Decay Heat Removal Systems in a Reactor Vessel of Sodium-cooled fast Reactor by Scaled Water Experiments

Flow Visualization Experiments Simulating Operation of Decay Heat Removal Systems under a Severe Accident

*Ayako Ono[1], Akikazu Kurihara[1], Masaaki Tanaka[1], Hiroyuki Ohshima[1], Yasuhiro Miyake[2], Masami Ito[4], Shigeru Nakane[3] (1. JAEA, 2. NDD, 3. NESI, 4. ASCEND)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[2E13] Study on splashing phenomenon of liquid jet collision

*Yi Zhan[1], Naoki Oya[1], Koji Enoki[1], Tomio Okawa[1], Mitsuhiro Aoyagi[2], Shuji Ohno[2], Takashi Takata[2] (1. UEC Univ., 2. JAEA)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[2E14] Study on coolant behavior in damaged core of sodium-cooled fast reactor

(1)Measurement of gas-liquid two-phase flow in a simulated debris bed

*Daisuke Ito[1], Milka Rivera Nava[1], Kei Ito[1], Yasushi Saito[1], Mitsuhiro Aoyagi[2], Kenichi Matsuba[2], Kenji Kamiyama[2] (1. KURRI, 2. JAEA)

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：304-1 Thermal Hydraulics, Energy Conversion, Energy Transfer, Energy Storage

4:05 PM - 5:10 PM JST | 7:05 AM - 8:10 AM UTC | Room E B32 - B3 Block

[2E15-18] Thermal Hydraulics in Fast Reactor 2

Chair:Masaki Morishita (JAEA)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[2E15] Development of multi-level, multi-scenario simulation systems for sodium cooled fast reactor

(1)Overall plan for development of simulations systems

*Hiroyuki Ohshima[1], Takashi Takata[1], Norihiro Doda[1], Shin Kikuchi[1], Nobuyoshi Koga[2], Yoshihiro Deguchi[3] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Hiroshima University, 3. Tokushima University)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[2E16] Development of multi-level, multi-scenario simulation systems for sodium cooled fast reactor

(2)Conceptual design of multi-level simulation system and development plan

*Norihiro Doda[1], Hideo Araseki[1], Kunihiko Nabeshima[1], Takashi Takata[1], Masaaki Tanaka[1], Hiroyuki Ohshima[1] (1. JAEA)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[2E17] Development of multi-level, multi-scenario simulation systems for sodium cooled fast reactor

(3)Conceptual design of multi-scenario simulation system and development plan

*Takashi Takata[1], Kei Ito[1], Akhirio Uchibori[1], Mitsuhiro Aoyagi[1], Hiroyuki Ohshima[1] (1. JAEA)

4:50 PM - 5:05 PM JST | 7:50 AM - 8:05 AM UTC

[2E18] Development of multi-level, multi-scenario simulation systems for sodium cooled fast reactor

(4)Experimental database construction for code V&V

*Shin Kikuchi[1], Akikazu Kurihara[1], Nobuyoshi Koga[2], Yoshihiro Deguchi[3], Takashi Takata[1], Hiroyuki Ohshima[1] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Hiroshima University, 3. Tokushima University)

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：304-1 Thermal Hydraulics, Energy Conversion, Energy Transfer, Energy Storage

5:10 PM - 6:30 PM JST | 8:10 AM - 9:30 AM UTC | Room E B32 - B3 Block

[2E19-23] Equipments for Accidents

Chair:Hiroyuki Yoshida (JAEA)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[2E19] Developement of Passive Debris Cooling System

(5)Evalutation of phase diagrama of debris-refractory layer component (UO_2-ZrO_2-Zr)

*Yuya Takahashi[1], Satoru Kuboya[1], Yoshiro Nishioka[1], Isao Sakaki[2], Tadashi Fujii[3], Takafumi Tsuji[4] (1. Toshiba, 2. Retired Toshiba, 3. Hitachi-GE Nuclear Energy, 4. Chubu Electric Power)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[2E20] Development of Passive Debris Cooling System

(6)Erosion Resistance of Heat Resistant Materials by Molten Debris

*Satoru Kuboya[1], Yuya Takahashi[1], Yoshiro Nishioka[1], Isao Sakaki[2], Tadashi Fujii[3], Takafumi Tsuji[4] (1. Toshiba, 2. Retired Toshiba , 3. Hitachi-GE Nuclear Energy, 4. CHUBU Electric Power Co.)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[2E21] Developement of Passive Debris Cooling System

(7)Applicability evaluation of Heat Resistant Materials

*YOSHIRO NISHIOKA[1], HIDEKI HORIE[1], SATORU KUBOYA[1], TAKAHASHI TAKAHASHI[1], MIKA TAHARA[1], TAKAHUMI TSUJI[2], TADASHI FUJII[3] (1. TOSHIBA, 2. CHUBU Electric Power, 3. HITACHI-GE Nuclear Energy)

5:55 PM - 6:10 PM JST | 8:55 AM - 9:10 AM UTC

[2E22] Evaluation of cooling capability of isolation condenser under accident conditions

(1)Analyses for Fukushima Daiichi Unit 1

*Yasunori YAMAMOTO[1], Masayoshi MORI[1], Tadashi NARABAYASHI[1], Yuki KURA[1], Go CHIBA[1] (1. Hokkaido University)

6:10 PM - 6:25 PM JST | 9:10 AM - 9:25 AM UTC

[2E23] Evaluation of cooling capability of isolation condenser under accident conditions

(2)Experiments simulating isolation condenser at high pressure and temperature

*Masayoshi MORI[1], Yasunori YAMAMOTO[1], Tadashi NARABAYASHI[1], Yuki KURA[1], Go CHIBA[1] (1. Hokkaido University)

Oral presentation | I. General Issues：General Issues

9:30 AM - 10:35 AM JST | 12:30 AM - 1:35 AM UTC | Room F C214 - C Block

[2F01-04] Nuclear Energy policy

Chair:Masafumi Akiyoshi (OPU)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2F01] An Approach to the Fundamental Aspect of Energy and the Art of Commissioning

(6)The Essence of the Speech at the Fourth Memorial Party of Ex-manager Masao Yoshida

*Kazuo Watanabe[1] (1. WNR-Cx Watanabe Lab.)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2F02] Public Policies Building of Energy Security

(3)Study on a consensus building process of the Atomic Energy Policy post the Fukushima accident

*Yuko Koito[1], Akira Yamaguchi[1], Sunghyon Jang[1] (1. Tokyo Univ.)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[2F03] Investigation of Enhancement in Nuclear Energy Acceptability of Japan

*Toshikazu Yano[1] (1. Yano Environment and Energy Research Institute)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[2F04] Proposal of a new nuclear fuel cycle

*Tadao Takahashi[1] (1. FBR Senior research Laboratory)

Oral presentation | I. General Issues：General Issues

10:35 AM - 12:00 PM JST | 1:35 AM - 3:00 AM UTC | Room F C214 - C Block

[2F05-09] Nuclear Non-proliferation & Nuclear Security

Chair:Hironobu Unesaki (Kyoto Univ.)

10:35 AM - 10:50 AM JST | 1:35 AM - 1:50 AM UTC

[2F05] Interface between Safety and Security

Training simulator for sabotage protection

*Mitsutoshi Suzuki[1], Yo Nakamura[1], Yoshiki Kimura[1], Kazuyuki Demachi[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. The University of Tokyo)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[2F06] Study on Discrimination Methodology for Material Attribution in Nuclear Forensics

(3)Study on Material Discrimination based on Nuclear Material Particle Shape

*Yoshiki Kimura[1], Nobuo Shinohara[1], Tetsuya Matsumoto[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. AYUU)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[2F07] A study on how to simultaneously promote and strengthen nuclear nonproliferation and nuclear security

(2)Synergy effect for nuclear security

*kazunori suda[1], ryo shimizu[1], makiko tazaki[1], hiroshi tamai[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[2F08] A study on how to simultaneously promote and strengthen nuclear nonproliferation and nuclear security

(3)Effective utilization of NMAC (Nuclear material accounting and control)

*Makiko TAZAKI[1], Kazunori SUDA[1], Ryo SHIMIZU[1], Hiroshi Tamai[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[2F09] A study on how to simultaneously promote and strengthen nuclear nonproliferation and nuclear security

(4)NMAC Application properties consideration to MOX fuel fabrication facility

*simizu ryo[1], tazaki makiko[1], tamai hiroshi[1], suda kazunori[1] (1. JAEA, ISCN, Policy Research Office)

General Meeting

12:00 PM - 1:00 PM JST | 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room F C214 - C Block

[2F_GM] 「核不拡散，保障措置，核セキュリティ連絡会」第19回全体会議

[2F_GM] General Meeting

Planning Lecture | Technical division and Network：Nuclear Non-Proliferation, Safeguard, Nuclear Security Network

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room F C214 - C Block

[2F_PL] International Trends and Challenges regarding Nuclear Non-proliferation and Nuclear Security

Chair: Hironobu Unesaki (Kyoto Univ.)

[2F_PL01] Efforts to implement non-proliferation through security trade control and sanctions imposed by UN

*Kazuto Suzuki[1] (1. Hokkaido Univ.)

[2F_PL02] Readiness for Nuclear Terrorism

Nuclear Forensics Framework in Advanced Nations

*Hiroshi Tamai[1] (1. JAEA)

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：304-1 Thermal Hydraulics, Energy Conversion, Energy Transfer, Energy Storage

2:45 PM - 4:40 PM JST | 5:45 AM - 7:40 AM UTC | Room F C214 - C Block

[2F10-16] Thermal Hydraulics at Accidents

Chair:Yasuo Koizumi (JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[2F10] Experiments on Influences of Injecting Seawater and Boric Acid under Severe Accident Conditions

(7)Boiling concentration of sea water and blockage with precipitated salt in 5x5 bundle geometry

*Masahiro Furuya[1] (1. CRIEPI)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[2F11] Experiments on influences of injecting seawater and boric acid under severe accident conditions

(8)Characterization of salt deposit layer growth and cladding temperature of heated rod bundles

*miyuki akiba[1], akitoshi hotta[1], retsu kojo[1] (1. NRA)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[2F12] Evaluation of Fission Product Release during the NPP Severe Accident

(19)Improvement of Molybdenum Release Model in the SAMPSON Code

Ayumi Itoh[1], *Hidetoshi Karasawa[1], Marco Pellegrini[1], Masanori Naitoh[1] (1. Institute of Applied Energy)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[2F13] Evaluation of Fission Product Released during the NPP Sevier Acccident

(20)Evaluation of Cs Deposition Distribution in the Primary Circuit by Phebus FPT1 Test Analysis

*Hidetoshi Karasawa[1], Ayumi Itoh[1], Marco Pellegrini[1], Masanori Naitoh[1] (1. The Institute of Applied Energy)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[2F14] Study on the influence of internal structures of reactor containment vessel on density stratified layer erosion during a severe accident

*Satoshi Abe[1], Masahiro Ishigaki[1], Yasuteru Sibamoto[1], Taisuke Yonomoto[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

4:00 PM - 4:15 PM JST | 7:00 AM - 7:15 AM UTC

[2F15] The CIGMA facility experiment on containment vessel outer surface cooling

Effect of initial gas composition (2)

*Masahiro Ishigaki[1], Satoshi Abe[1], Yasuteru Sibamoto[1], Taisuke Yonomoto[1] (1. JAEA)

4:15 PM - 4:30 PM JST | 7:15 AM - 7:30 AM UTC

[2F16] Study on Air Ingress Phenomena during a Depressurization Accident of VHTR

(2)Discussion on Onset Time of Natural Circulation

*Tetsuaki Takeda[1] (1. University of Yamanashi)

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：304-1 Thermal Hydraulics, Energy Conversion, Energy Transfer, Energy Storage

4:40 PM - 6:30 PM JST | 7:40 AM - 9:30 AM UTC | Room F C214 - C Block

[2F17-23] Filter and Scrubbing 1

Chair:Hide Okada (IAE)

4:40 PM - 4:55 PM JST | 7:40 AM - 7:55 AM UTC

[2F17] Development of a high efficiency multi-nuclide aerosol filters for radiation protection during a process of cutting core

(4)Investigation of Raduation Protection Technology based on the capture test

*Tadashi Narabayashi[1], Akinori Ishii[1], Yuta Watanabe[1], Go Chiba[1], Yasunori Yamamoto[1], Masanobu Sato[2], Takao Masuda[1] (1. Hokkaido Univ., 2. Tohoku Univ.)

4:55 PM - 5:10 PM JST | 7:55 AM - 8:10 AM UTC

[2F18] Depelopment of a high efficiency muiti-nuclide aerosol filters for radiation protection during a process of cutting core

(5)Improvement of Decontamination Factor by using steam injection

*Yuta Watanabe[1], Tadashi Narabayashi[1], Akinori Ishii[1], Yasunori Yamamoto[1], Go Chiba[1], Takao Masuda[1], Masanobu Sato[2] (1. Hokkaido University, 2. Tohoku University)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[2F19] Development of a high efficiency multi-nuclide aerosol filters for radiation protection during a process of cutting core

(6)Measurement of Iodomethane diffusivity within MFI and FAU type Zeolite

*Noriki Hayakawa[1], Yuta Nakasaka[2], Yuta Ishizu[3], Takuya Yoshikawa[2], Takao Masuda[2] (1. Hokkaido University Graduate School of Chemical Sciences and Engineering, 2. Hokkaido University Graduate School of Engineering , 3. Hokkaido University Faculty of Engineering)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[2F20] Development of a High Efficiency Multi-nuclide Aerosol Filters for Radiation Protection during a Process of Cutting Core

(7)Evaluation of Sorption Performance of Methyl Iodine by Silver doped Zeolite under Steam Environment

*Daisuke Akiyama[1], Yutaka Masaki[1], Nobuaki Sato[1], Akira Kirishima[1], Tadashi Narabayashi[2] (1. Tohoku univ., 2. Hokkaido univ.)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[2F21] Development of a high efficiency multi-nuclide aerosol filters for radiation protection during a process of cutting core

(8)Development of a simple tool to estimate radioactivity trapped by filter element

*Go Chiba[1], Akinori Ishii[1], Tamotsu Kozaki[1], Tadashi Narabayashi[1], Nobuaki Sato[2] (1. Hokkaido university, 2. Tohoku university)

5:55 PM - 6:10 PM JST | 8:55 AM - 9:10 AM UTC

[2F22] Development of a high efficiency multi-nuclide aerosol filters for radiation protection during a process of cutting core

(9)Estimation of radioactivity of short half-lived fission product nuclides trapped by filter element

*Akinori Ishii[1], Go Chiba[1], Tamotsu Kozaki[1], Tadashi Narabayashi[1], Yasunori Yamamoto[1] (1. Hokkaido Univ.)

6:10 PM - 6:25 PM JST | 9:10 AM - 9:25 AM UTC

[2F23] Development of Evaluation Method for Decontamination Performance of Venturi Scrubber Based on Mechanistic Two-phase Flow Model

(1)Understanding of Two-phase Flow behavior by Water-air and Water-vapor Visualization Experiments

*Shinichiro Uesawa[1], Naoki Horiguchi[1], Takayuki Suzuki[1], Mitsuhiko Shibata[1], Hiroyuki Yoshida[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：301-1 Reactor Physics, Utilization of Nuclear Data, Criticality Safety

9:30 AM - 10:35 AM JST | 12:30 AM - 1:35 AM UTC | Room G C213 - C Block

[2G01-04] Code Development and Varidation 2

Chair:Takeshi Mitsuyasu (HGNE)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2G01] Small nuclear reactor for dispersed power systems

5)reactivity control method of the solid-moderator core with burnable poisons

*Rei Kimura[1], Satoshi Wada[1] (1. Toshiba)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2G02] Coupled analysis of neutronics and thermal-hydraulics for Lead Fast Reactor with RELAP5

*Koichi Yoshimura[1], Van Rooijen[1], Riho Horita[1] (1. UNIVERSITY OF FUKUI)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[2G03] Verification and validation of the TRACE/PARCS code

Analysis of the SPERT-III Experiments by TRACE/PARCS code (Cold-statrup, hot-standby, and operating power conditions)

*Tatsuya Fujita[1], Tomohiro Sakai[1] (1. S/NRA)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[2G04] Development of Three-dimensional Transport Code GENESIS

(3)Analysis of Kobayashi 3D Benchmark Problem

*Akio Yamamoto[1], Akinori Giho, Tomohiro Endo[1] (1. Nagoya University)

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：301-1 Reactor Physics, Utilization of Nuclear Data, Criticality Safety

10:35 AM - 11:55 AM JST | 1:35 AM - 2:55 AM UTC | Room G C213 - C Block

[2G05-09] Analysis Method Development 1

Chair:Kazuki Kirimura (MHI)

10:35 AM - 10:50 AM JST | 1:35 AM - 1:50 AM UTC

[2G05] Supercritical transient analysis in hypothetical fuel debris by multi-region approach based on integral kinetic model

*Delgersaikhan Tuya[1], Toru Obara[2] (1. Department of Nuclear Engineering, Tokyo Institute of Technology, 2. Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[2G06] Nuclear reactor one-point kinetic calculations with explicit model of fission product nuclides

*Koji Katagiri[1], Go Chiba[1], Tadashi Narabayashi[1] (1. Hokkaido Univ.)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[2G07] Analysis of ICPP criticality accident by Quasi-steady-state method taking into account change in uranium concentration during boiling

*Tomoaki Watanabe[1], Yuichi Yamane[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[2G08] Investigation of burnup calculations using Optimally-Weighted Predictor Corrector Method

*Shintaro Okumura[1], Go Chiba[1], Tadashi Narabayashi[1] (1. Hokkaido Univercity)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[2G09] An Investigation of the Core Neutronics Analysis Conditions for Evaluation of Burnup Nuclear Characteristics of Next-Generation Fast Reactors

(2)The Core Neutronics Analysis Conditions for Evaluation of Fuel Assembly Power Distribution and Maximum Linear Power Density

*Kazuo Takino[1], Kazuteru Sugino[1], Shigeo Ohki[1] (1. JAEA)

General Meeting

12:00 PM - 1:00 PM JST | 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room G C213 - C Block

[2G_GM] 「炉物理部会」第47回全体会議

[2G_GM] General Meeting

Planning Lecture | Technical division and Network：Reactor Physics Division

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room G C213 - C Block

[2G_PL] Rolling of the R&D road map in reactor physics

Chair: Akio Yamamoto (Nagoya Univ.)

[2G_PL01] Rolling strategy of the road map and vision/mission of reactor physics

*Yosuke Miki[1] (1. TEPSYS)

[2G_PL02] Overview of updated road map (systems and facilities)

*Kenji Yokoyama[1] (1. JAEA)

[2G_PL03] Overview of updated road map (human resources and technical issues)

*Kazuki Kirimura[1] (1. MHI)

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：301-1 Reactor Physics, Utilization of Nuclear Data, Criticality Safety

2:45 PM - 3:50 PM JST | 5:45 AM - 6:50 AM UTC | Room G C213 - C Block

[2G10-13] Analysis Method Development 2

Chair:Tomoaki Watanabe (JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[2G10] Development of collision probability method based on Mesh to Mesh computation (9)

Application of combination method with IC method to cylindrical system

*Tetsuo Matsumura[1] (1. CRIEPI)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[2G11] Research on a neutron transport calculation method based on IGA

*Willem Van Rooijen[1], Riho Horita[1] (1. Research Institute of Nuclear Engineering)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[2G12] Partial Current Discontinuity Factors via JFNK in HIRE-Theoretic Multigroup Transport Equations

*Nam Zin Cho[1], Seungsu Yuk[1], YuGwon Jo[1] (1. KAIST)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[2G13] Convergence Criterion in Monte Carlo Criticality Calculation based on Stochastic Differential Equation

*Taro Ueki[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：301-1 Reactor Physics, Utilization of Nuclear Data, Criticality Safety

3:50 PM - 5:10 PM JST | 6:50 AM - 8:10 AM UTC | Room G C213 - C Block

[2G14-18] Criticality Control Technique Development 1

Chair:Kenya Suyama (JAEA)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

[2G14] Study on container capacity limitations of remove fuel debris in defueling Fukushima Daiichi nuclear power station

(1)Effect of floor materials on the criticality of fuel debris leaked from a container during defueling work

*Kei Yoshioka[1], Naoyuki Takaki[1], Hiroki Takezawa[1], Toru Morikawa[1], Isamu Sato[1] (1. Tokyo City University)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[2G15] Study on container capacity limitations of removed fuel debris in defueling Fukushima Daiichi nuclear power station

(2)Criticality effect of deposition angle of fuel debris leaked from a container during defueling work

*Toru Morikawa[1], Kei Yoshioka[1], Naoyuki Takaki[1], Hiroki Takezawa[1], Isamu Sato[1] (1. Tokyo City University)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[2G16] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

(29)Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

*Makoto Nakano[1,2], Yasuhiro Harada[2,1], Yamato Hayashi[2,3], Yuuichi Morimoto[2,4] (1. MHI, 2. IRID, 3. Toshiba, 4. Hitachi GE)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[2G17] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

(30)Proposal of a statistical evaluation method for the criticality of the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

*Yuichi Morimoto[1,2], Masanori Akaike[1,2], Satoshi Takeo[1,2], Kazuya Ishii[1,2], Hiromi Maruyama[1,2,3] (1. IRID, 2. Hitachi GE, 3. NAIS)

4:50 PM - 5:05 PM JST | 7:50 AM - 8:05 AM UTC

[2G18] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

(31)Debris uncertainty on sub-criticality estimation with Feynman-alpha method

*Satoshi Wada[1,2], Kenichi Yoshioka[1,2], Shigeto Kikuchi[1,2] (1. IRID, 2. TOSHIBA)

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：301-1 Reactor Physics, Utilization of Nuclear Data, Criticality Safety

5:10 PM - 6:30 PM JST | 8:10 AM - 9:30 AM UTC | Room G C213 - C Block

[2G19-23] Criticality Control Technique Development 2

Chair:Kenya Suyama (JAEA)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[2G19] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

(32)Operation verification of Sub-criticality monitoring system using neutron source

*Shinya Kano[1,2], Mitsuru Oikawa[1,2], Hiroyuki Yazawa[1,2] (1. IRID, 2. Toshiba)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[2G20] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

(33)Study on Application of Y_{inf} Correlation Equation of Feynman-alpha Method to Sub-criticality

*Mikio TOKASHIKI[1], Shinya KANO[2,3], Satoshi WADA[2,3], Shigeto KIKUCHI[2,3] (1. Nuclear Fuel Industries, Ltd., 2. International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 3. TOSHIBA CORPORATION)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[2G21] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

(34)Criticality detection by virtual neutron capture method

*Takeshi Mitsuyasu[1,2], Aoyama Motoo[1,2], Yuichi Morimoto[1,2] (1. IRID, 2. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

5:55 PM - 6:10 PM JST | 8:55 AM - 9:10 AM UTC

[2G22] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

(35)Applicable confirmation examination of neutron detectors to radiation environment derived from the fuel assembly for subcritical multiplication factor monitor

*Koichi Okada[1,2], Hiroyuki Yazawa[1,3], Yuichi Morimoto[1,2], Takahiro Tadokoro[1,2], Yuichiro Ueno[1,2] (1. IRID, 2. Hitachi-GE, 3. TOSHIBA)

6:10 PM - 6:25 PM JST | 9:10 AM - 9:25 AM UTC

[2G23] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

(36)Neutron Multiplication Factor Estimation using Measured Data from PCV Gas Control System at Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Unit 1 (II)

*Masanori Akaike[1,2], Yuichi Morimoto[1,2], Satoshi Takeo[1,2], Hiromi Maruyama[1,2,3], Yu Toriyabe[1,2], Hideaki Matsumoto[4] (1. IRID, 2. Hitachi GE, 3. Present affiliation is NAIS, 4. TEPCO)

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-2 Waste Disposal and Its Environmental Aspects

9:30 AM - 10:20 AM JST | 12:30 AM - 1:20 AM UTC | Room H C212 - C Block

[2H01-03] Nitrate and Nitrate Ion

Chair:Kiyoshi Fujisaki (NUMO)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2H01] Numerical simulation of nitrate evolution in nitrate polluted groundwater using the model of nitrate evolution (2).

*Tooru Abe[1], Fumio Hirano[2], Morihiro Mihara[2], Akira Honda[2] (1. J-CAL, 2. JAEA)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2H02] A study on the safety of geological disposal of nitrate-containing waste (part 2)

(1)The exothermic measurement of the simulated waste and modeling heat flux

*Keiji Hara[1], Kazutoshi Hasegawa[1], Osamu Tochiyama[1], Natsue Adachi[1], Akira Kirishima[2], Morihiro Mihara[3] (1. Nuclear Safety Research Association, 2. Tohoku Univ., 3. Japan Atomic Energy Agency)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[2H03] A study on the safety of geological disposal of nitrate-containing waste (part 2)

(2)Simulation study on the possibility of thermal reaction runaway after disposal

*Kosuke Nonaka[1], Fumio Hirano[2], Morihiro Mihara[2], Keiji Hara[3], Osamu Tochiyama[3] (1. Japan Nuclear Fuel Chemical Analysis, 2. Japan Atomic Energy Agency, 3. Nuclear Safety Research Association)

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-2 Waste Disposal and Its Environmental Aspects

10:20 AM - 12:00 PM JST | 1:20 AM - 3:00 AM UTC | Room H C212 - C Block

[2H04-09] Cement

Chair:Hitoshi Owada (RWMC)

10:20 AM - 10:35 AM JST | 1:20 AM - 1:35 AM UTC

[2H04] In-situ experiment project on the chemical interaction among barrier materials

M-S-H precipitation by the reaction between sedimentary rock and alkali leachate in paleoseawater environment

*Satoru Miyoshi[1], Yukinobu Kimura[1], Urs Maeder[2], Veerle Cloet[3] (1. Obayashi Corporation, 2. University of Bern, 3. NAGRA)

10:35 AM - 10:50 AM JST | 1:35 AM - 1:50 AM UTC

[2H05] Study of the effects on surrounding rock and groundwater from shotcrete using low alkaline cement in Horonobe URL

*Masashi Nakayama[1], Reiko Okamoto[2], Mitsuyasu Shirase[2] (1. JAEA, 2. TAISEI CORPORATION)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[2H06] Evaluation of deterioration of hardened cement paste by interaction with groundwater

*Masahito Shibata[1], Kazuko Haga[1], Hideyuki Hokora[1], tsuneki ichikawa[2] (1. Taiheiyo Consultant Co.,Ltd, 2. Hokkaido University)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[2H07] Evaluation of decommissioning and waste management strategies for contaminated concrete structures

(1)Effects of microstructure on the diffusion behavior of Na^+ ions in hardened cement paste

*Kai Hashibe[1], Tamotsu Kozaki[2], Naoko Watanabe[2], Shingo Tanaka[2], Hiroaki Takiya[3], Naoya Hara[4] (1. Graduate School of Engineering Hokkaido University, 2. Faculty of Engineering Hokkaido University, 3. Japan Atomic Energy Agency, 4. Graduate School of Engineering, Tohoku University)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[2H08] Effect of sodium on thaumasite formation

*Hideyuki Hokora[1], Masahito Shibata[1], Haruka Takahashi[1], Shoichi Ogawa[1], Kazuko Haga[1] (1. Taiheiyo Consultant Co., Ltd.)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[2H09] Suppressing effect of fly ash on expansion of mortar due to delayed ettringite formation studied by solid-state NMR

*Sadayuki Watanabe[1], Toru Yoshino[1], Yuichiro Kawabata[2], Haruka Takahashi[3], Shoichi Ogawa[3] (1. TIRI, 2. PARI, 3. Taiheiyo Consultant Co., Ltd.)

Planning Lecture | Board and Committee：Public Information Committee

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room H C212 - C Block

[2H_PL] How to disseminate information to society as AESJ Activities of the Public Information Committee

Chair: Reiko Nunome (NUMO)

[2H_PL01] Current status and future issues of disseminating information from the Public Information Committee

*Mito Sagai[1] (1. CRIEPI)

[2H_PL02] Current status of Position Statement

Easy to understand and timeliness

*Ryuichi Yamamoto[1] (1. JAEA)

[2H_PL03] Open Discussion

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-2 Waste Disposal and Its Environmental Aspects

2:45 PM - 4:05 PM JST | 5:45 AM - 7:05 AM UTC | Room H C212 - C Block

[2H10-14] Sorption Behavior

Chair:Tsutomu Sato (Hokkaido Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[2H10] Pa Solution Chemistry Study for Uranium Waste Management

(2)A Study on Hydrolysis of Pa Using ^{233}Pa Tracer

*Shinsuke Komori[1], Akira Kirishima[1], Daisuke Akiyama[1], Nobuaki Sato[1] (1. Tohoku Univ.)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[2H11] Sorption of Europium to Biotite Flakes under the condition of saline water

*Tomoyuki Toyota[1], Yuichi Niibori[1], Taiji Chida[1] (1. TOHOKU University)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[2H12] Effect of boric acid on radionuclides sorption on bentonite

*Takamitsu Ishidera[1], Yukio Tachi[1], Yosuke Akagi[2] (1. JAEA, 2. MMC)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[2H13] Time dependence of sorption and desorption behavior of iodine on cementitious materilals.

*Naoki Yoshii[1], Naoyuki Tamura[1], Noriyuki Sasaki[1], Yosuke Akagi[2], Keiichi Tsujimoto[2], Kohei Yamaguchi[2] (1. JAPAN NUCLEAR FUEL LIMITED, 2. MITSUBISHI MATERIALS CORPORATION)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[2H14] Study on sorption of alkali ions into the cementitious materials(2)

Effect of Al content in C-A-S-H

*Shuichi Harasawa[1], Kazuko Haga[1], Haruka Takahashi[1], Sadayuki Watanabe[2], Kazuo Yamada[3] (1. Taiheiyo Consultant.co.Ltd., 2. Tokyo Metropolitan Industrial Research Institute, 3. National Institute For Enviromental Studies)

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-2 Waste Disposal and Its Environmental Aspects

4:05 PM - 4:55 PM JST | 7:05 AM - 7:55 AM UTC | Room H C212 - C Block

[2H15-17] Diffusion Behavior

Chair:Taiji Chida (Tohoku Univ.)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[2H15] Application of Stabilized Gold Nanoparticles in the Investigation of Transport in Natural Barriers

*Carlos Eduardo Ordonez[1], Shingo Tanaka[2], Naoko Watanabe[2], Tamotsu Kozaki[2] (1. Graduate School of Engineering Hokkaido University, 2. Faculty of Engineering Hokkaido University)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[2H16] Diffusion behavior of sulfate ion in compacted bentonite

*Kenya Kakuta[1], Shingo Tanaka[2], Naoko Watanabe[2], Tamotsu Kozaki[2] (1. Graduate School of Engineering Hokkaido University, 2. Faculty of Engineering Hokkaido University)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[2H17] Influence of carbonate to the diffusion of lanthanide elements in compacted bentonite

*Yuki Kakoi[1], Kazuyuki Fujii[1], Noriya Ookubo[1], Kazuya Idemitsu[1], Yaohiro Inagaki[1], Tatsumi Arima[1] (1. Kyushu Univ.)

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-2 Waste Disposal and Its Environmental Aspects

4:55 PM - 6:30 PM JST | 7:55 AM - 9:30 AM UTC | Room H C212 - C Block

[2H18-23] Engineering

Chair:Masakazu Chijimatsu (HAZAMA ANDO)

4:55 PM - 5:10 PM JST | 7:55 AM - 8:10 AM UTC

[2H18] Study of Production Techniques of Bentonite Mixed Soil

(1)Mixing test by test mixer

*YASUSHI SATO[1], TOSHIMITSU ONISHI[1] (1. JDC corporation)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[2H19] Study of Production Techniques of Bentonite Mixed Soil

(2)Mixing test by real scale mixer

*Yoshiyuki Yamada[1], Yasushi Sato[1], Kazuhisa Kondo[1], Takahiro Suzuki[1], Yoshifumi Fujimoto[1] (1. JDC Corporation)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[2H20] Filling performance of backfill material composed of crushed rock and bentonite pellet

*hitoshi nakashima[1], Akira Saito[1], Ryoji Yahagi[1], Satohito Toguri[1] (1. shimizu Corporation)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[2H21] A Study on Evaluation of Elastic Properties in Unsaturated Compacted Bentonite by Ultrasonic Measurement

*Shun Kimura[1], Kazumi Kitayama[1], Hideharu Takahashi[1], Kazushi Kimoto[2], Katsuyuki Kawamura[1], Hiroshige Kikura[1] (1. Tokyo Tech., 2. Okayama Univ.)

5:55 PM - 6:10 PM JST | 8:55 AM - 9:10 AM UTC

[2H22] Development of monitoring related technologies in geological disposal

Effect of concrete and iron on wireless power transfer

*Chiaki Nagai[1], Kenji Inukai[1], Tatsuya Tanaka[1], Masato Kobayashi[2], Hiromitsu Yamakawa[2], Akinori Hasui[2], Kazuhiro Tsubono[2], Takehiro Imura[3], Yoichi Hori[3] (1. Obayashi Corporation, 2. Radioactive Waste Management Funding and Research Center, 3. The University of Tokyo)

6:10 PM - 6:25 PM JST | 9:10 AM - 9:25 AM UTC

[2H23] Study on Measuring Method of Mass of Scattering Objects during Falling Impact

*Atsushi Yoshida[1], Kosuke Namba[1] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry)

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：402-1 Nuclear Materials and the Irradiation Behavior

10:05 AM - 12:00 PM JST | 1:05 AM - 3:00 AM UTC | Room I C310 - C Block

[2I01-07] Stainless Steel

Chair:Terumitsu Miura (INSS)

10:05 AM - 10:20 AM JST | 1:05 AM - 1:20 AM UTC

[2I01] FY2016 investigation for improvement of evaluation methods of irradiation effects on reactor pressure vessel and core internals

(1)Through-wall distribution of microstructure and mechanical property of irradiated JRQ material

*Tomohiro Kobayashi[1], Kenji Nishida[1], Masato Yamamoto[1] (1. CRIEPI)

10:20 AM - 10:35 AM JST | 1:20 AM - 1:35 AM UTC

[2I02] FY2016 investigation for improvement of evaluation methods of irradiation effects on reactor pressure vessel and core internals

(2)Fracture toughness evaluation by miniature C(T) specimens on irradiated base metal and weld metal

*Masato Yamamoto[1], Yoshinori Hashimoto[1] (1. CRIEPI)

10:35 AM - 10:50 AM JST | 1:35 AM - 1:50 AM UTC

[2I03] FY2016 investigation for improvement of evaluation methods of irradiation effects on reactor pressure vessel and core internals

(3)Characterization of microstructural change on neutron irradiated type 316L stainless steel

*Yuichi Miyahara[1], Kenji Nishida[1], Siwei Chen[1], Katsuhiko Fujii[2], Yuji Kitsunai[3] (1. CRIEPI, 2. INSS, 3. NFD)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[2I04] Fundamental technology development for evaluation of thermally ageing embrittlement of stainless steel welds used as pressure boundaries in nuclear power plants

(1)Summary

*Yutaka Watanabe[1], Toshiaki Horiuchi[2], Satoshi Minamoto[3], Yoichi Takeda[1], Hiroshi Abe[1] (1. Tohoku University, 2. Hokkaido University of Science, 3. NIMS)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[2I05] Fundamental technology development for evaluation of thermally ageing embrittlement of stainless steel welds used as pressure boundaries in nuclear power plants

(2)Thermal aging behavior of stainless steel welds

*Hiroshi ABE[1], Yutaka Watanabe[1], Yoichi Takada[1], Toshiaki Horiuchi[2], Satoshi Minamoto[3] (1. Tohoku University, 2. Hokkaido University of Science, 3. NIMS)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[2I06] Fundamental technology development for evaluation of thermally ageing embrittlement of stainless steel welds used as pressure boundaries in nuclear power plants

(3)Development of prediction model for G phase precipitation

*Toshiaki Horiuchi[1], Satoshi Minamoto[2], Hiroshi Abe[3], Yoichi Takeda[3], Yutaka Watanabe[3] (1. Hokkaido University of Science, 2. National Institute for Materials Science, 3. Tohoku University)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[2I07] Fundamental technology development for evaluation of thermally ageing embrittlement of stainless steel welds used as pressure boundaries in nuclear power plants

(4)Development of spinodal decomposition prediction model

*Satoshi Minamoto[1], Yutaka Watanabe[2], Youichi Takeda[2], Hiroshi Abe[2], Toshiaki Horiuchi[3] (1. National Institute for Materials Science , 2. Tohoku Univ., 3. Hokkaido University of Science)

General Meeting

12:00 PM - 1:00 PM JST | 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room I C310 - C Block

[2I_GM] 「材料部会」第35回全体会議

[2I_GM] General Meeting

Planning Lecture | Technical division and Network：Materials Science and Technology Division

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room I C310 - C Block

[2I_PL] Study on Risk Management Technology for Equipment Materials during Decommissioning of Accident-damaged Nuclear Power Plants

Chair: Masahiro Yamamoto (JAEA)

[2I_PL01] Things we should consider and implement for Decommissioning of Accident-damaged Nuclear Power Plants

*Takayuki Aoki[1] (1. Tohoku Univ.)

[2I_PL02] Conceptual study of post-accident plant decommissioning from risk management perspective

*Hideaki Kiyoura[1] (1. IRID)

[2I_PL03] Corrosion risk in decommissioning reactors after nuclear accident

*Yutaka Watanabe[1] (1. Tohoku Univ.)

[2I_PL04] A trial of risk management education for decommissioning accident-damaged plant

*Kazunori Morishita[1] (1. Kyoto Univ.)

[2I_PL05] Panel discussion

*Toru Ogawa[1], Hiroshi Miyano[2] (1. JAEA, 2. Hosei Univ.)

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：402-1 Nuclear Materials and the Irradiation Behavior

2:45 PM - 5:25 PM JST | 5:45 AM - 8:25 AM UTC | Room I C310 - C Block

[2I08-17] SiC

Chair:Hirotatsu Kishimoto (Muroran Inst. of Tech.)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[2I08] R&D for introducing silicon carbide materials to safety improvement of BWR's core

(1)Suppression of silica dissolution from SiC using corrosion resistant coating in simulated BWR environments

*Ryo Ishibashi[1], Takao Kondo[1], Shinichiro Yamashita[2] (1. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., 2. Japan Atomic Energy Agency)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[2I09] R&D for introducing silicon carbide materials to safety improvement of BWRs core

(2)Plant transient analysis with SiC clad fuel

*Yutaka Takeuchi[1], Kazuo Kakiuchi[1], Sato Hisaki[1], Noriko Shirasu[2], Hiroaki Saito[2], Shinichiro Yamashita[2] (1. Toshiba Corporation, 2. JAEA)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[2I10] Severe accident analysis for core fuel with SiC cladding

(1)Evaluation by severe accident analysis code MAAP

*Hideki Horie[1], Yutaka Takeuchi[1], Fumie Sebe[1], Kenya Takiwaki[1], Kazuo Kakiuchi[1], Hisaki Sato[1] (1. Toshiba Corporation)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[2I11] Severe accident analysis for core fuel with SiC cladding

(2)Evaluation by nuclear thermal hydraulics analysis code TRACT^{TM}

*Kenya Takiwaki[1], Yutaka Takeuchi[1], Hideki Horie[1], Kazuo Kakiuchi[1], Hisaki Sato[1] (1. Toshiba Corporation)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[2I12] The feasibility study on SiC composite fuel cladding for the Accident Tolerant Fuel to the existing PWR plants

(1)Evaluations of influence on core neutronics characteristics

*Kazuya Yamaji[1], Kazuki Kirimura[1], Shinya Kosaka[1], Shinichiro Yamashita[2] (1. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 2. Japan Atomic Energy Agency)

4:00 PM - 4:15 PM JST | 7:00 AM - 7:15 AM UTC

[2I13] The feasibility study on SiC composite fuel cladding for the Accident Tolerant Fuel to the existing PWR plants

(2)Study on fuel rod behavior during operation

*Kenichiro Furumoto[1], Hideyuki Teshima[1], Seiichi Watanabe[1], Teruhisa Yamamoto[1], Shinichiro Yamashita[2], Noriko Shirasu[2], Hiroaki Saito[2] (1. MNF, 2. JAEA)

4:15 PM - 4:30 PM JST | 7:15 AM - 7:30 AM UTC

[2I14] The feasibility study on SiC composite fuel cladding for the Accident Tolerant Fuel to the existing PWR plants

(3)Study on fuel behavior during design base accident

*Seiichi Watanabe[1], Hideyuki Teshima[1], Kenichiro Furumoto[1], Masaaki Katayama[2], Shinichiro Yamashita[3] (1. MNF, 2. MHI, 3. JAEA)

4:30 PM - 4:45 PM JST | 7:30 AM - 7:45 AM UTC

[2I15] The feasibility study on SiC composite fuel cladding for the Accident Tolerant Fuel to the existing PWR plants

(4)Evaluations of severe accident tolerance for SiC

*Yoshinori Yamakoshi[1], Kazuki Kirimura[1], Shinya Kosaka[1], Shinichiro Yamashita[2] (1. Mitsubishi Heavy Industries, LTD., 2. Japan Atomic Energy Agency)

4:45 PM - 5:00 PM JST | 7:45 AM - 8:00 AM UTC

[2I16] Microstructure and Strength Properties of Bonding Interface of NITE-SiC/SiC by Active Metal Brazing

*Atsuki Yoshihara[1], Naofumi nakazato[1], Joon-Soo Park[2], Chika Nogiwa[1], Hirotatsu Kishimoto[1] (1. Muroran Institute of Technology, 2. Organization of Advanced Sustainability Initiative for Energy System/Materials)

5:00 PM - 5:15 PM JST | 8:00 AM - 8:15 AM UTC

[2I17] Role of irradiation defects in SiC on hydrothermal corrosion

*Sosuke Kondo[1], Yuki Maeda[2], Kazuhiro Fukami[2], Tatsuya Hinoki[1] (1. Institute of Advanced Energy, Kyoto University, 2. Department of Materials Science and Engineering, Kyoto University)

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：302-1 Advanced Reactor System

9:30 AM - 11:55 AM JST | 12:30 AM - 2:55 AM UTC | Room J C309 - C Block

[2J01-09] Breakage Prevention of Containment Vessel

Chair:Matsubara Shinichiro (MHI)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2J01] Development of Estimation Technology for Availability of Measure for Failure of Containment vessel in Sodium Cooled Fast Reactor

(17)Outline

*Masayoshi UNO[1], MItsuhiro AOYAGI[2], Tadashi WATANABE[1], Munemichi KAWAGUCHI[2], Ikuo YAMAMOTO[1], Daisuke DOI[2], Kei Itho[2], Hiroki YADA[2], Masanori ANDO[2] (1. Research Institute of Nuclear Engineering, University of Fukui, 2. Japan Atomic Energy Agency)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2J02] Development of Estimation Technology for Availability of Measure for Failure of Containment vessel in Sodium Cooled Fast Reactor

(18)Summary of Development of Detailed Numerical Simulation Methods for Sodium Fire

*Mitsuhiro Aoyagi[1], Takashi Takata[1], Shuji Ohno[1], Erina Hamase[1], Masayoshi Uno[2] (1. JAEA, 2. University of Fukui)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[2J03] Development of Estimation Technology for Availability of Measure for Failure of Containment Vessel in Sodium Cooled Fast Reactor

(19)Numerical analysis of sodium droplet combustion by VOF method

*Tadashi Watanabe[1] (1. Univ. Fukui)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[2J04] Development of Estimation Technology for Availability of Measure for Failure of Containment Vessel in Sodium Cooled Fast Reactor

(20)Summary of sodium-concrete reaction experiments

*Kawaguchi Munemichi[1], Miyahara Shinya[1], Uno Masayoshi[2] (1. JAEA, 2. Univ. of Fukui)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[2J05] Development of Estimation Technology for Availability of Measure for Failure of Containment vessel in Sodium Cooled Fast Reactor

(21)Examination of chemical reaction behavior of core debris-sodium-concrete interactions by thermodynamic calculation

*Ikuo YAMAMOTO[1], Masayoshi Uno[1], Shinya Miyahara[1] (1. University of Fukui)

10:45 AM - 11:00 AM JST | 1:45 AM - 2:00 AM UTC

[2J06] Development of Estimation Technology for Availability of Measure for Failure of Containment vessel in Sodium Cooled Fast Reactor

(22)Chemical reaction analysis of the hydrogen combustion by sodium vapor/mist ignition

*Daisuke DOI[1,2], Kei Ito[1], Hiroshi Seino[1], Shinya Miyahara[2], Masayoshi Uno[2] (1. JAEA, 2. Univ. of Fukui)

11:00 AM - 11:15 AM JST | 2:00 AM - 2:15 AM UTC

[2J07] Development of Estimation Technology for Availability of Measure for Failure of Containment vessel in Sodium Cooled Fast Reactor

(23)Numerical simulation of hydrogen combustion in containment vessel of fast reactor

*Kei Ito[1], Daisuke Doi[1], Takashi Takata[1], Masayoshi Uno[2] (1. JAEA, 2. Fukui Univ.)

11:15 AM - 11:30 AM JST | 2:15 AM - 2:30 AM UTC

[2J08] Development of Estimation Technology for Availability of Measure for Failure of Containment vessel in Sodium Cooled Fast Reactor

(24)Study on behaviors of boundary components until mechanical loss of function based on experiments and analyses

*Hiroki Yada[1], Masanori Ando[1], Kazuyuki Tsukimori[1,2], Masakazu Ichimiya[2], Yoshinari Anoda[2], Masayoshi Uno[2] (1. JAEA, 2. University of Fukui)

11:30 AM - 11:45 AM JST | 2:30 AM - 2:45 AM UTC

[2J09] Development of Estimation Technology for Availability of Measure for Failure of Containment Vessel in Sodium Cooled Fast Reactor
(25)Proposal of evaluation method of the limits of mechanical loss of function in the boundary components

*Masanori Ando[1], Hiroki Yada[1], Kazuyuki Tsukimori[1,2], Masakazu Ichimiya[2], Yoshinari Anoda[2], Masayoshi Uno[2] (1. JAEA, 2. University of Fukui)

General Meeting

12:00 PM - 1:00 PM JST | 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room J C309 - C Block

[2J_GM] 「新型炉部会」第15回全体会議

[2J_GM] General Meeting

Planning Lecture | Over view Report：Over View Report 2 - Research Committee on Safety Design Guidelines for Generation-IV Sodium-cooled Fast Reactor

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room J C309 - C Block

[2J_PL] Research Committee Report on Safety Design Guidelines for Generation-IV Sodium-cooled Fast Reactor

Chair: Akira Yamaguchi (Univ. of Tokyo)

[2J_PL01] Development Approach of Safety Design Guideline

*Takaaki Sakai[1] (1. Tokai Univ.)

[2J_PL02] Status of International Review

*Yasushi Okano[1] (1. JAEA)

[2J_PL03] Development of SDG on Structures, Systems and Components

*Shigenobu Kubo[1] (1. JAEA)

[2J_PL04] Design Concept conformed to Safety Design Guideline

*Yoshio Shimakawa[1] (1. MFBR)

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：302-1 Advanced Reactor System

2:45 PM - 4:05 PM JST | 5:45 AM - 7:05 AM UTC | Room J C309 - C Block

[2J10-14] Decommissioning of Monju

Chair:Yoshitaka Chikazawa (JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[2J10] Safety evaluations for MONJU during decommissioning phase

(1)Approach to safety evaluations during decommissioning phase

*Yoshitaka Fukano[1], Satoshi Futagami[1], Yasuhiro Enuma[1], Takayuki Suzuki[1], Ryodai Nakai[1], Makinori Ikeda[1] (1. JAEA)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[2J11] Safety evaluations for MONJU during decommissioning phase

(2)Conservative thermal evaluations on fuel integrity

*Takero Mori[1], Masutake Sotsu[1], Yuya Imaizumi[1], Kazuo Yoshimura[1], Yoshitaka Fukano[1] (1. JAEA)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[2J12] Safety evaluations for MONJU during decommissioning phase

(3)Evaluation of accidents during decommissioning phase

*Tetsuya Mouri[1], Rika Mitsumoto[1], Satoshi Futagami[1], Iwao Suse[1], Yasuhiro Enuma[1] (1. JAEA)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[2J13] Safety evaluations for MONJU during decommissioning phase

(4)Resistance to hazards during decommissioning phase

*Kazuaki Matsui[1], Kosuke Aizawa[1], Rika Mitsumto[1], Satoshi Futagami[1], Iwao Suse[1], Yasuhiro Enuma[1] (1. JAEA)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[2J14] Evaluation thermal resistance of electric instrumentation and installation for MONJU during decommissioning phase

*Sho Kawanago[1], Rika Mitsumoto[1], Satoshi Futagami[1], Iwao Suse[1], Yasuhiro Enuma[1] (1. JAEA)

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：302-1 Advanced Reactor System

4:05 PM - 5:25 PM JST | 7:05 AM - 8:25 AM UTC | Room J C309 - C Block

[2J15-19] Pump and Reactor Vessel of Na-cooled Reactor

Chair:Yuichi Ohtani (MHI)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[2J15] The results obtained from the 20 years of "Monju" plant data

(10)Effect of natural convection prevention plate in primary sodium pump(2)

*Tatsuya Morioka[1], hashidate ryuta[1], Sawazaki Hiromasa[1], Shiotani Hiroki[1], Kunogi Kosuke[1] (1. JAEA)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[2J16] The results obtained from the 20 years of "Monju" plant data

(11)the shaft sealing mechanism of primary sodium pump

*Ryuta Hashidate[1], Tatsuya Morioka[1], Hiromasa Sawazaki[1], Hiroki Shiotani[1], Ikuhito Obata[1], Takanori Kobayashi[1], Ryouichi Uekura[1], (1. Japan Atomic Energy Agency)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[2J17] Preliminary Studies for Applicability related to the Large Reactor Vessel of Pool-type SFR

(1)Seismic Evaluation

*Masato Uchita[1], Koji Dozaki[1], Tetsuji Suzuno[2], Tsuyoshi Fukasawa[2], Hiroki Hayafune[3], Atsushi Katoh[3] (1. Japan Atomic Power Company , 2. Mitsubishi FBR Systems Inc., 3. Japan Atomic Energy Agency)

4:50 PM - 5:05 PM JST | 7:50 AM - 8:05 AM UTC

[2J18] Preliminary Studies for Applicability related to the Large Reactor Vessel of Pool-type SFR

(2)Thermal Hydraulic Analysis

*Hiroyuki Hagiwara[1], Osamu Watanabe[1], Kazuhiro Oyama[1], Masato Ando[1], Hiroyuki Ohshima[2], Hidemasa Yamano[3] (1. MFBR, 2. JAPC, 3. JAEA)

5:05 PM - 5:20 PM JST | 8:05 AM - 8:20 AM UTC

[2J19] Preliminary Studies for Applicability related to the Large Reactor Vessel of Pool-type SFR

(3)Thermal Transient Evaluation

*Yoshitaka Chikazawa[1], Shigenobu Kubo[1], Takayuki Miyagawa[2], Masao eto[3] (1. JAEA, 2. JAPC, 3. MFBR)

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：302-1 Advanced Reactor System

5:25 PM - 6:30 PM JST | 8:25 AM - 9:30 AM UTC | Room J C309 - C Block

[2J20-23] Decay Heat Removal and Na-cleaning

Chair:Masato Uchita (JAPC)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[2J20] Study on In-Vessel Coolability by Decay Heat Removal Systems in Sodium-cooled Fast Reactors

Preliminary Investigation of Experimental Requirements for A Sodium Test Apparatus with Different In-Vessel Direct Heat Exchangers

*Masaaki Tanaka[1], Katsunori Amano[1], Nobuyuki Ishikawa[1], Kunihiko Nabeshima[1], Hiroyuki Ohshima[1], Kazuhiro Oyama[2], Hironori Nakamura[2], Takashi Ichihara[2] (1. JAEA, 2. MFBR)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[2J21] PLANDTL-2 Experiment for Evaluation of Decay Heat Removal in Sodium-cooled Fast Reactors

Preliminary Confirmation Tests of Fundamental Performance at Steady and Transient Conditions

*Jun Kobayashi[1], Toshiki Ezure[1], Takamitsu Onojima[1], Ayako Ono[1], Akikazu Kurihara[1], Masaaki Tanaka[1], Hiroyuki Ohshima[1] (1. JAEA)

5:55 PM - 6:10 PM JST | 8:55 AM - 9:10 AM UTC

[2J22] Dry Cleaning Process Test for Fuel Assembly of Fast Reactor Plant System

(1)Sodium Test Loop Operation

*Yuichi Ohtani[1], Hideyuki Kudoh[1], Seiho Utsumi[1], Masako Tanaka[1], Atsushi Katoh[2], Yoshitaka Chikazawa[2], Keiichi Nagai[2], Kuniaki Ara[2], Masahiko Ohtaka[2], Akihiro Ide[3] (1. MHI, 2. JAEA, 3. MFBR)

6:10 PM - 6:25 PM JST | 9:10 AM - 9:25 AM UTC

[2J23] Dry Cleaning Process Test for Fuel Assembly of Fast Reactor Plant System

(2)Test Results and Prediction Evaluation of a Fuel Assembly

*Hideyuki Kudoh[1], Ohtani Yuichi[1], Seiho Utsumi[1], Masahide Hara[1], Atsushi Katoh[2], Yoshitaka Chikazawa[2], Keiichi Nagai[2], Kuniaki Ara[2], Masahiko Ohtaka[2], Akihiro Ide[3] (1. MHI, 2. JAEA, 3. MFBR)

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：404-3 Fuel Reprocessing

9:30 AM - 10:35 AM JST | 12:30 AM - 1:35 AM UTC | Room K N301 - N Block

[2K01-04] Pyroprocessing

Chair:Shimada Takashi (MHI)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2K01] Development of Innovative Nuclear Waste Burning System by Fast Reactor Cycle Using Pu Metallic Fuel with MA

(11)Electro-refining test of high-content-Zr TRU metal fuel (2)

*Takashi Omori[1], Hitoshi Nakamura[1], ryosuke Miura[1], Yasushi Tsuboi[1], Kazuo Arie[1], Masatoshi Iizuka[2], Tsuyoshi Murakami[2] (1. Toshiba Corporation, 2. Central Research Institute of Electric Power Industry)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2K02] Development of Innovative Nuclear Waste Burning System by Fast Reactor Cycle Using Pu Metallic Fuel with MA

(12)Study on Removal of Rare-earth Fission Products from Spent Salt by Precipitation

*Koichi Uozumi[1], Masatoshi Iizuka[1], Yoshiharu Sakamura[1], Takashi Omori[2] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry, 2. Toshiba Corporation)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[2K03] Co-precipitation for U and Pu onto Solid Cathode by Electrorefining in molten salt

*Kohei Tada[1], Shinichi Kitawaki[1], Yoshiharu Sakamura[2], Tsuyoshi Murakami[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Central Research Institute of Electric Power Industry)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[2K04] An electrochemical study on recovery of selenium dissolved in molten $CaCl_2$

*Yoshiharu Sakamura[1], Tsuyoshi Murakami[1], Koichi Uozumi[1] (1. CRIEPI)

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：404-3 Fuel Reprocessing

10:35 AM - 11:55 AM JST | 1:35 AM - 2:55 AM UTC | Room K N301 - N Block

[2K05-09] Minor actinides recovery

Chair:Yoshiharu Sakamura (CRIEPI)

10:35 AM - 10:50 AM JST | 1:35 AM - 1:50 AM UTC

[2K05] Single step MA recovery process using CMPO-HDEHP/SiO_2-P adsorbent

(1)Ln(III) elution process

*Tomoaki Sakurai[1], Ryoji Abe[1], Yuya Katai[2], Haruaki Matsuura[2], Tuyoshi Arai[3], Sou Watanabe[4], Yuichi Sano[4], Masayuki Takeuchi[4] (1. Shibaura Institute of Technology Graduate School, 2. Tokyo City University, 3. Shibaura Institute of Technology, 4. Japan Atomic Energy Agency)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[2K06] Single step MA recovery process using CMPO-HDEHP/SiO2-P adsorbent

(2)Structual analysis of complex

*Yuya Katai[1], Haruaki Matsuura[1], Tomoaki Sakurai [2], Tsuyoshi Arai[2], Sou Watanabe[3] (1. Tokyo City University, 2. Shibaura Institute of Technology, 3. Japan Atomic Energy Agency)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[2K07] Depending on the degree of crosslinking of the Sty-DVB carrier, Changes in adsorption / elution characteristics

*Ena Pe[1], Tsuyoshi Arai[2,4], Sou Watanabe[3], Yuichi Sano[3], Masayuki Takeuti[3], Kohei Nagosi[3], Ryoji Abe[4] (1. Tokyo Institute of Technology Graduate School, 2. Shibaura Institute of Technology, 3. Japan Atomic Energy Agency, 4. Shibaura Institute of Technology Graduate School)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[2K08] Examination of Novel Extractants for MA separation

*Hideya Suzuki[1], Yasuhiro Tsubata[1], Yasutoshi Ban[1], Mitsunobu Shibata[1], Tatsuya Kurosawa[1], Tomohiro Kawasaki[1], tatsuro matsumura[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[2K09] Influence of gamma-radiolysis of MA separation agent of HONTA on extraction performance

*Tomohiro Toigawa[1], Hideya Suzuki[1], Yasutoshi Ban[1], Sho Ishii[1], Tatsuro Matsumura[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

Planning Lecture | Technical division and Network：Reprocessing and Recycle Technology Division

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room K N301 - N Block

[2K_PL] Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation From Viewpoint of Reprocessing and Recycling

Chair: Masaki Ozawa (JST, Tokyo Tech)

[2K_PL01] Overview of ImPACT Program

*Reiko Fujita[1] (1. JST)

[2K_PL02] Separation and Recovery of LLFP from High-level Liquid Wastes

*Yuji Sasaki[1] (1. JAEA)

[2K_PL03] Dissolution of Vitrified Wastes through Electrolytic and Chemical Reduction

*Kazuhito Asano[1] (1. Toshiba)

[2K_PL04] Dissolution of Vitrified Wastes through High-temperature Reactions

*Hiromichi Takebe[1] (1. Ehime Univ.)

[2K_PL05] Wet Processing of Vitrified Wastes in Acidic Solutions

*Koichiro Takao[1] (1. Tokyo Tech)

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：404-3 Fuel Reprocessing

2:45 PM - 3:35 PM JST | 5:45 AM - 6:35 AM UTC | Room K N301 - N Block

[2K10-12] Recovery of U, Pu, Th

Chair:Koichi Uozumi (CRIEPI)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[2K10] Thermostability of Cyclic Urea Derivatives for Selective Precipitation of Uranium(VI)

*Keisuke Nishimura[1], Tomoya Suzuki[2], Masanobu Nogami[1], Yasuhisa Ikeda[2] (1. Graduate School of Science and Engineering Research, Kindai University, 2. Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Tokyo Institute of Technology)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[2K11] Fundamental Study on Simple Reprocessing Method for Spent Thorium Fuels by Using Uranium-Selective Precipitant

(3)Precipitation Behavior of Tetravalent Metal Ions upon Contact with Double-Headed 2-pyrrolidone Derivatives

*Hiroyuki Kazama[1], Satoru Tsushima[2,3], Yasuhisa Ikeda[1], Koichiro Takao[1] (1. LANE, Tokyo Tech, 2. HZDR, 3. WRHI, Tokyo Tech)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[2K12] Development of extraction apparatus for the co-processing process

(1)Evaluation of extraction performance with the changes of O/A ratio in centrifugal contactor

*Atsushi Sakamoto[1], Yuichi Sano[1], Masayuki Takeuchi[1], Masayuki Watanabe[1], Kenji Koizumi[1] (1. JAEA)

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：404-3 Fuel Reprocessing

3:35 PM - 4:10 PM JST | 6:35 AM - 7:10 AM UTC | Room K N301 - N Block

[2K13-14] Separation of Fission Products

Chair:Koichi Uozumi (CRIEPI)

3:35 PM - 3:50 PM JST | 6:35 AM - 6:50 AM UTC

[2K13] Temperature Effects on Extraction Behavior of Platinum Group Metals, Mo, and Zr in HNO_3(aq)-IL Biphasic Systems

*Soma Kono[1], Hiroyuki Kazama[2], Koichiro Takao[2], Tsuyosi Arai[3] (1. Shibaura Institute of Technology Graduate College, 2. Tokyo Institute of Technology, 3. Shibaura Institute of Technology)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

[2K14] Adsorption behavior of Mo (VI) and Zr (IV) onto impregnated non-woven material

*Ryoji ABE[1], Tsuyoshi ARAI[2], Sou Watanabe[3], Yuichi SANO[3], Masayuki TAKEUCHI[3] (1. Shibaura institute of technology Graduate School, 2. Shibaura institute of technology, 3. Japan Atomic Energy Agency)

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：404-3 Fuel Reprocessing

4:10 PM - 5:15 PM JST | 7:10 AM - 8:15 AM UTC | Room K N301 - N Block

[2K15-18] Safety in Fuel Cycle

Chair:Takehiko Tsukahara (Tokyo Tech)

4:10 PM - 4:25 PM JST | 7:10 AM - 7:25 AM UTC

[2K15] Conceptual Syudy of Dry Storage Method for Spent Fuel Assemblies Based on Haneycomb Concrete Overpack(COP)

*Yoshio Hida[1], Yoshiaki Katsuyama[2], Shigeki Hayashi[2], Hirohide Hashimoto[3], Takashi Murata[4] (1. WATS, 2. Kanden Plant, 3. IHI Construction Materials, 4. Murata Engineering)

4:25 PM - 4:40 PM JST | 7:25 AM - 7:40 AM UTC

[2K16] Study on the combustion behavior of radiolytically generated hydrogen explosion in vessels at the reprocessing plant

(14)Comparison with numerical analysis and experiment of simulated horizontal connected two large cylindrical vessels

*Yuki Akamatsu[1], Tatsuya Kudo[1], Yoshikazu Tamauchi[1], Masanao Nakano[1], Naoya Sakagami[1], Kohei Otake[1], Nobuyuki Arai[1], Wenbin Dai[2], Motohiro Sakaihara[2], Osamu Kanehira[2] (1. Japan Nuclear Fuel Limited, 2. Mitsubishi Materials Corporation)

4:40 PM - 4:55 PM JST | 7:40 AM - 7:55 AM UTC

[2K17] Study on the combustion behavior of radiolytically generated hydrogen explosion in vessels at the reprocessing plant

(15)Hydrogen concentration dependence of hydrogen explosion in simulated horizontal connected two large cylindrical vessels

*Tatsuya Kudo[1,3], Yoshikazu Tamauchi[1], Masanao Nakano[1], Naoya Sakagami[1], Kouhei Otake[1], Nobyuki Arai[1], Wenbin Dai[2], Motohiro Sakaihara[2], Osamu Kanehira[2] (1. JNFL, 2. MMC, 3. Tohoku university)

4:55 PM - 5:10 PM JST | 7:55 AM - 8:10 AM UTC

[2K18] Study on ruthenium volatilization during evaporation and dryness of nitrate solution

Volatilization of tetroxide ruthenium during dryness and denitration of simulated high-level liquid waste

*Tetsuya Kato[1], Tsuyoshi Usami[1], Takeshi Tsukada[1] (1. CRIEPI)

Awards Ceremony

6:00 PM - 6:30 PM JST | 9:00 AM - 9:30 AM UTC | Room K N301 - N Block

[2K_AC] Poster Session Awards Ceremony

6:00 PM - 6:30 PM JST | 9:00 AM - 9:30 AM UTC

[2K_AC] Poster Session Awards Ceremony

General Meeting

12:00 PM - 1:00 PM JST | 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room K N301 - N Block

[2K_GM] 「再処理・リサイクル部会」第33回全体会議

[2K_GM] General Meeting

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：202-2 Radiation Physics, Radiation Detection and Measurement

9:30 AM - 10:35 AM JST | 12:30 AM - 1:35 AM UTC | Room L N302 - N Block

[2L01-04] Imaging Technique

Chair:Katsunori Ueno (Hitachi)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2L01] Improvement of the Pinhole Compton Camera for measurement of the characteristic X-ray of ^{137}Cs

*Naoki Nakada[1], Hiroyuki Takahashi[1], Kenji Shimazoe[1], Yoshiaki Shikaze[2] (1. The University of Tokyo, 2. JAEA)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2L02] Study on Directional Gamma-Ray Imaging Method Using Silicon Strip Detector

*Yuri Yoshihara[1], Masaaki Kaburagi[2], Kenji Shimazoe[1], Hiroyuki Takahashi[1], Tatsuo Torii[2] (1. The Univ. of Tokyo, 2. JAEA)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[2L03] Measurement of lower part of PCV of Hamaoka Nuclear Power Plant Unit2 by using cosmic-ray muon radiography with nuclear emulsion (Part 5)

*Kunihiro Morishima[1], Mitsuhiro nakamura[1], Kenji Tsuji[2], Masataka Ooyama[2] (1. Nagoya University, 2. CHUBU Electric Power Co., Inc.)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[2L04] Measurement of Radioactive Profile in Woods in Fukushima Prefecture

*Masashi Takada[1], Hikaru Kuno[1], Youki Suzuki[2], Toshiaki Arima[3], Yoshimasa Miyazaki[3], Yumiko Suto[3], Toshikazu Suzuki[4] (1. National Defense Academy of Japan, 2. Forestry and Forest Products Research Institute, 3. National Institute of Radiological Sciences, 4. Chiyoda Technol Corporation)

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：202-2 Radiation Physics, Radiation Detection and Measurement

10:35 AM - 11:55 AM JST | 1:35 AM - 2:55 AM UTC | Room L N302 - N Block

[2L05-09] Application of Response Function

Chair:Kenji Shimazoe (Univ. of Tokyo)

10:35 AM - 10:50 AM JST | 1:35 AM - 1:50 AM UTC

[2L05] Applicability of Monte-Carlo Simulation to Equipment Design of Radiation Monitor

*Hirotaka SAKAI[1], Kei SUGIHARA[1], Genki TANAKA[1], Kanako HATTORI[1], Akira YUNOKI[2] (1. Toshiba Corp., 2. AIST)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[2L06] A Study of unfolding technique to CeBr3 scintillator for radioactivity measurement

*Tetsushi Azuma[1], Masateru Hayashi[1], Masahiro Shikai[1], Hiroshi Nishizawa[1], Masakazu Nakanishi[1] (1. Mitsubishi Electric Corporation)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[2L07] Spectral measurement of environmental gamma ray using an unfolding technique

*Masateru Hayashi[1], Tetsushi Azuma[1], Hiroshi Nishizawa[1], Masakazu Nakanishi[1] (1. Mitsubishi Electric)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[2L08] Development of the radioactive dust monitor with unfolding technique

*Toshihide Aiba[1], Hiroshi Nishizawa[1], Masateru Hayashi[1], Tetsushi Azuma[1], Masakazu Nakanishi[1] (1. Mitsubishi Electric)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[2L09] Linear Attenuation Coefficient Measurements for Low Atomic Number Materials by Energy-resolved X-ray CT

*Ikuo Kanno[1], Yoshihiro Maruyama[1], Takumi Hamaguchi[1], Tien-Hsiu Tsai[1] (1. Kyoto Univ.)

General Meeting

12:00 PM - 1:00 PM JST | 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room L N302 - N Block

[2L_GM] 「放射線工学部会」第47回全体会議

[2L_GM] General Meeting

Planning Lecture | Technical division and Network：Radiation Science and Technology Division

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room L N302 - N Block

[2L_PL] The latest development of superconducting detector

Chair: Hiroyuki Takahashi (Univ. of Tokyo)

[2L_PL01] Material analysis by superconducting tunnel junction X-ray detectors

*Masahiro Ukibe[1] (1. AIST)

[2L_PL02] Application and Recent Research Trend of Transition-Edge Sensors

*Keisuke Maehata[1] (1. Kyushu Univ.)

[2L_PL03] Microwave Multiplexers for Readout of Transition Edge Sensors

*Satoshi Kohjiro[1] (1. AIST)

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：202-2 Radiation Physics, Radiation Detection and Measurement

2:45 PM - 3:50 PM JST | 5:45 AM - 6:50 AM UTC | Room L N302 - N Block

[2L10-13] Medical Application

Chair:Ikuo Kanno (Kyoto Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[2L10] Epi-thermal neutron spectrometer for BNCT

*Naoki Suda[1], Akira Uritani[1], Kenichi Watanabe[1], Sachiko Yoshihashi[1], Atsushi Yamazaki[1] (1. Nagoya Univ.)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[2L11] The calculation of LBO ionization chamber sensitivity for epithermal neutron monitoring in Boron Neutron Capture Therapy

*Kei Kotani[1], Satoru Endo[1], Kenichi Tanaka[1], Tsuyosi Kajimoto[1] (1. Hiroshima Univ.)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[2L12] Evaluation of the proton beam RBE

*Hiroki Nagai[1], Satoru Endo[1], Kenichi Tanaka[1], Tsuyoshi Kajimoto[1] (1. Hiroshima University)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[2L13] Development of Analytical Method for ^{14}C Determination in Biomedical Sample by Mid-IR Cavity Ring-down Spectroscopy (2)

*Ryohei Terabayashi[1], Volker Sonnenschein[1], Noriyoshi Hayashi[1], Hideki Tomita[1], Lei Jin[1], Masahito Yamanaka[1], Norihiko Nishizawa[1], Atsushi Sato[2], Kenta Hashizume[2], Tetsuo Iguchi[1] (1. Nagoya university, 2. Sekisui Medical Co., Ltd. Drug Development Solutions Center)

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：202-2 Radiation Physics, Radiation Detection and Measurement

3:50 PM - 5:25 PM JST | 6:50 AM - 8:25 AM UTC | Room L N302 - N Block

[2L14-19] Detector Development

Chair:Masashi Takada (National Defense Academy of Japan)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

[2L14] Charge carrier transport properties of homoepitaxial diamond film on 8mm square single crystal diamond substrate

*Shintaro Hirano[2], Junichi Kaneko[1], Takehiro Shimaoka[2], Hiroaki Shimmyo[2], Masakatsu Tsubota[1], Syogo Itoh[2], Akiyoshi Chayahara[3], Yoshiaki Mokuno[3], Hitoshi Umezawa[3] (1. Faculty of Engineering, Hokkaido University, 2. Graduate School of Engineering, Hokkaido University, 3. National Institute of Advanced Industrial Science and Technology)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[2L15] Proposal and research of a novel neutron semiconductor detector using BGaN semiconductor materials

*Takayuki Nakano[1], Ken Mochizuki[1], Hisaya Nakagawa[2], Yoshio Honda[3], Hiroshi Amano[3,4], Kazunobu Kojima[5], Shigefusa F Chichibu[5,3], Hidenori Mimura[6], Yoku Inoue[1], Toru Aoki[6] (1. Shizuoka Univ., 2. Nagoya Univ., 3. IMaSS, Nagoya Univ., 4. Akasaki Research Center, 5. IMRAM, Tohoku Univ., 6. R.I.E. Shizuoka Univ.)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[2L16] Basic evaluation of thallium bromide (TlBr) detectors for non-distractive testing (2)

*makoto Kosaka[1,2], keitaro Hitomi[1], nobumichi Nagano[1], seong yun Kim[1], tatsuya Ito[1], norihisa Kimura[1,2], hiroki Sunaba[1,2] (1. TOHOKU university, 2. Japan Nuclear Fuel Limited)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[2L17] Development of a compact dosimeter for investigation inside primary containment vessel

*Katsunori Ueno[1], Takahiro Tadokoro[1], Takuya Fukumoto[1], Satoshi Okada[1], Yoichi Murai[2] (1. Hitachi GE, 2. IRID)

4:50 PM - 5:05 PM JST | 7:50 AM - 8:05 AM UTC

[2L18] Alpha Ray Detection by Using Dielectric Microcalorimeter with KTN Dielectric Thermosensor

*Shota YOSHIMOTO[1], Keisuke MAEHATA[1], Naoko IYOMOTO[1], Kazuhisa MITSUDA[2], Noriko YAMASAKI[2] (1. KYUSHU Univ., 2. Japan Aerospace Exploration Agency)

5:05 PM - 5:20 PM JST | 8:05 AM - 8:20 AM UTC

[2L19] Characteristic evaluation and application study of Organic Radiation Detector

*Gen Shikida[1], Eiji Takada[1], Hideyuki Imai[1], Toshimasa Tyaki[1], Fumihiko Nishikido[2], Hiroshi Iwase[4], Shigeki Naka[3], Hiroyuki Okada[3] (1. National Institute of Techonology,Toyama College, 2. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology, 3. University of Toyama, 4. High Energy Accelerator Research Organization)

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：202-2 Radiation Physics, Radiation Detection and Measurement

5:25 PM - 6:30 PM JST | 8:25 AM - 9:30 AM UTC | Room L N302 - N Block

[2L20-23] Pu-solution monitoring

Chair:Yasushi Nauchi (CRIEPI)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[2L20] Feasibility Study of Technology for Pu Solution Monitoring including FP

(1)Overview

*Megumi Sekine[1], Satoshi Suzuki[2], Takuya Matsuki[1], Koichi Tsutagi[1], Masafumi Tanigawa[1], Koichi Ishiyama[1], Hironobu Nakamura[1], Hirofumi Tomikawa[1] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. E&E Techno Service Co.,Ltd)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[2L21] Feasibility Study of Technology for Pu Solution Monitoring including FP

(2)Dose Rate Distribution Measurement Test inside the cell storing HAW tank

*Hayate Tokoro[1], Satoshi Suzuki[2], Ryuta Miyoshi[1], Yasuhiro Sakurai[1], Takuya Matuki[1], Koichi Tsutagi[1], Megumi Sekine[1], Yasuyuki Shimizu[1], Hironobu Nakamura[1] (1. JAEA, 2. E&E Techno Service Co.,Ltd)

5:55 PM - 6:10 PM JST | 8:55 AM - 9:10 AM UTC

[2L22] Feasibility Study of Technology for Pu Solution Monitoring including FP

(3)Result of Gamma-ray Dose Rate Measurement inside the Cell

Sekine Megumi[1], *SUZUKI SATOSHI[2], Tokoro Hayate[1], Sakurai Yasuhiro[1], Miyoshi Ryuta[1], Matsuki Takuya[1], Yasuda Takeshi[1], Tsutagi Koichi[1], Nakamura Hironobu[1], Tomikawa Hirofumi[1] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. E&E Techno Service Co.,Ltd)

6:10 PM - 6:25 PM JST | 9:10 AM - 9:25 AM UTC

[2L23] Feasibility Study of Technology for Pu Solution Monitoring including FP

(4)Comparison between Dose Rate Measurement Result and Simulation Result

*Takuya Matsuki[1], Naoki Nishida[1], Kazushi Horigome[1], Megumi Sekine[1], Takahiko Kitao[1], Hironobu Nakamura[1] (1. JAEA)

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：201-1 Nuclear Physics, Nuclear Data Measurement/Evaluation/Validation, Nuclear Reaction Technology

9:30 AM - 10:50 AM JST | 12:30 AM - 1:50 AM UTC | Room M N304 - N Block

[2M01-05] Fission reaction 1

Chair:Osamu Iwamoto (JAEA)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2M01] Evaluation of independent fission yields including the shell correction effects

*Kohsuke Tsubakihara[1], Chikako Ishizuka[1], Shin Okumura[1], Tadashi Yoshida[1], Satoshi Chiba[1] (1. Titech, Laboratory of Advanced Nuclear Energy)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2M02] Fission Probability of Actinide Nuclei Obtained Using ^{18}O-induced Multinucleon Transfer Channels

*kun ratha kean[1], Satoshi Chiba[1], Katsuhisa Nishio[2], Kentaro Hirose[2], Mark Vermeulen[2], Hiroyuki Makii[2], Riccardo Orlandi[2], Kazuaki Tsukada[2] (1. Tokyo Institute of Technology, 2. Japan Atomic Energy Agency)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[2M03] Pairing effects on fission observables with 3D-Langevin calculation using microscopic transport coefficients.

*MARK DENNIS USANG[1,2], FEDIR A. IVANYUK[3], CHIKAKO ISHIZUKA[1], SATOSHI CHIBA[1,4] (1. TOKYO INSTITUTE OF TECHNOLOGY, TOKYO, JAPAN, 2. MALAYSIA NUCLEAR AGENCY, BANGI, JAPAN, 3. INSTITUTE FOR NUCLEAR RESEARCH, KIEV, UKRAINE, 4. ASTRONOMICAL OBSERVATORY OF JAPAN, TOKYO, JAPAN)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[2M04] The charge polarization of ^{236}U fission fragments with the shape-4D Langevin model

*Chikako Ishizuka[1], Marik Usang[1], Satoshi Chiba[1] (1. LANE, IIR, Tokyo Tech)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[2M05] The nuclear friction coefficient derived from Time-Dependent Density Functional Theory

*Takashi Nishikawa[1], Yoritaka Iwata[2,3], Satoshi Chiba[2] (1. Tokyo Institute of Technology,Nuclear Engineering course, 2. Tokyo Institute of Technology,Institute of Innovative Research,Laboratory for Advanced Nuclear Energy, 3. Sibaura Institute of Technology)

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：201-1 Nuclear Physics, Nuclear Data Measurement/Evaluation/Validation, Nuclear Reaction Technology

10:50 AM - 11:55 AM JST | 1:50 AM - 2:55 AM UTC | Room M N304 - N Block

[2M06-09] Fission reaction 2, Resonance theory

Chair:Yukinobu Watanabe (Kyushu Univ.)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[2M06] Study of fission and nuclear collisions by antisymmetrized molecular dynamics (2)

*Atsuhiko Etori[1], Akira Ono[2], Masaaki Kimura[3], Chikako Ishizuka[1], Satoshi Chiba[1] (1. Tokyo Institute of Technology, 2. Tohoku University, 3. Hokkaido University)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[2M07] Investigation of Reactor-Neutrino Spectral Anomaly based on Gross Theory of Beta-Decay

*Tadashi Yoshida[1], Takahiro Tachibana[2], Shin Okumura[1], Satoshi Chiba[1] (1. Tokyo Tech, 2. Waseda Univ.)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[2M08] Calculations of prompt neutron multiplicities and isomer production ratios by the statistical model

*Shin Okumura[1], Mark Dennis Usang[1], Toshihiko Kawano[2], Satoshi Chiba[1] (1. Tokyo Institute of Technology, 2. Los Alamos National Laboratory)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[2M09] A correction to the non-resonant process in the R-matrix analysis

*Satoshi Kunieda[1] (1. JAEA)

General Meeting

12:00 PM - 1:00 PM JST | 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room M N304 - N Block

[2M_GM] 「核データ部会」第36回全体会議

[2M_GM] General Meeting

Planning Lecture | Over view Report：Over View Report 3 - Special Committee on Nuclear Data

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room M N304 - N Block

[2M_PL] Activity report of Special Committee for Nuclear Data in the period of FY 2015 and 2016

Chair: Yukinobu Watanabe (Kyushu Univ.)

[2M_PL01] Activities of Special Committee for Nuclear Data in the period of FY 2015 and 2016

*Satoshi Chiba[1] (1. Tokyo Tech)

[2M_PL02] Desirable Situation of Nuclear Data Activities Viewed from Industrial Domain

*Tadashi Ikehara[1,2] (1. GNF-J, 2. ImPACT)

[2M_PL03] Data needs from the field of nuclear security

*Hiroshi Sagara[1] (1. Tokyo Tech)

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：201-1 Nuclear Physics, Nuclear Data Measurement/Evaluation/Validation, Nuclear Reaction Technology

2:45 PM - 3:35 PM JST | 5:45 AM - 6:35 AM UTC | Room M N304 - N Block

[2M10-12] Charged particle induced reaction, Calculation code

Chair:Nobuhiro Shigyo (Kyushu Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[2M10] Measurement of 135 MeV proton incidence gamma-ray production double differential cross section

*Tsuyoshi Kajimoto[1], Kenichi Tanaka[1], Satoru Endo[1], Hiroki Tanaka[2], So Kamada[3], Masashi Takada[4], Tsuyoshi Hamano[5] (1. Hiroshima University, 2. Kyoto University Research Reactor Institute, 3. Nationarl Maritime Research Institute, 4. National Defense Academy, 5. National Institute of Radiological Sciences)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[2M11] Development of high-energy heavy ion reaction model JAMQMD Ver.2

*tatsuhiko ogawa[1], Shintaro Hashimoto[1], Tatsuhiko Sato[1], Koji Niita[2] (1. JAEA, 2. RIST)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[2M12] Production of database for heating number and damage cross section implemented in nuclear data process system FRENDY using the PHITS

*Yosuke Iwamoto[1], Kenichi Tada[1] (1. JAEA)

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：301-2 Reactor Design, Nuclear Energy Strategy, Nuclear Transmutation

3:35 PM - 4:55 PM JST | 6:35 AM - 7:55 AM UTC | Room M N304 - N Block

[2M13-17] Nuclear Fuel Cycle, Radioactive Toxic Reduction

Chair:Naoto Aizawa (Tohoku Univ.)

3:35 PM - 3:50 PM JST | 6:35 AM - 6:50 AM UTC

[2M13] Evaluation of the fuel cycle mass balance in consideration of recent energy policy

(II)The contribution of the fast reactor cycle in the uncertain future

*Akira Ohtaki[1], Kiyoshi Ono[1], Yoshiki Sato[2] (1. JAEA, 2. NESI Inc.)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

[2M14] Study on Minimization of Radiotoxicity of Spent LWR Fuel(7)ATRUNCYS: a Nuclear Fuel Cycle Simulation Code

*Tsukasa Sugita[1], Kenichi Yoshioka[1], Kouji Hiraiwa[1], Shungo Sakurai[1], Rei Kimura[1], Satoshi Wada[1], Rie Aizawa[1] (1. Toshiba Corporation)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[2M15] Concept of a nuclear fuel cycle using an environmental load-reducing light-water reactor

(1)Outline of the Studies and the Results

*Kouji Hiraiwa[1], Kenichi Yoshioka[1], Shungo Sakurai[1], Rei Kimura[1], Satoshi Wada[1], Tsukasa Sugita[1], Haruka Kajiwara[1], Takanori Kitada[2], Satoshi Takeda[2], Satoshi Chiba[3] (1. Toshiba Corporation, 2. Osaka University, 3. Tokyo Institute of Technology)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[2M16] Concept of a nuclear fuel cycle using an environmental load-reducing light-water reactor

(2)radioactive toxic reduction in uranium fuel.

*Shungo SAKURAI[1], Kenichi YOSHIOKA[1], Kouji HIRAIWA[2], Rei KIMURA[1], Satoshi WADA[1], Tsukasa SUGITA[1], Haruka KAJIWARA[1] (1. TOSHIBA (PIC), 2. TOSHIBA (IEC))

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[2M17] Concept of a nuclear fuel cycle using an environmental load-reducing light-water reactor

(3)Toxicity reduction by adding poison (1)

*Takanori Kitada[1], Satoshi Takeda[1], Kouji Hiraiwa[2], Satoshi Chiba[3] (1. Osaka University, 2. Toshiba, 3. Tokyo Institute of Technology)

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：301-2 Reactor Design, Nuclear Energy Strategy, Nuclear Transmutation

4:55 PM - 6:15 PM JST | 7:55 AM - 9:15 AM UTC | Room M N304 - N Block

[2M18-22] New Type Reactor Development 1

Chair:Rei Kimura (TOSHIBA)

4:55 PM - 5:10 PM JST | 7:55 AM - 8:10 AM UTC

[2M18] Core concept of molten salt fuel sodium cooled fast reactor

(1)Core concept

*Naoyuki Takaki[1], Takumi Iida[1] (1. Tokyo City Univ.)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[2M19] Core concept of molten salt fuel sodium cooled fast reactor

(2)炉心核特性

*Takumi Iida[1], Naoyuki Takaki[1] (1. Tokyo City Univ.)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[2M20] Development on a breeding reactor with moltensalt coolants

*Yoshitaka Naito[1], Kazuo Asekura[1] (1. NAIS co.inc)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[2M21] A Sodium-cooled Fast Reactor Core Concept with Enhanced Inherent Safety

Feasibilty study of the void reactivity and burnup reactivity reduction countermeasure

*Koji Fujimura[1], Takeshi Nitawaki[2], Toshikazu Takeda[3] (1. Hitachi, Ltd., 2. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., 3. University of Fukui)

5:55 PM - 6:10 PM JST | 8:55 AM - 9:10 AM UTC

[2M22] Investigation on the calculation method of sodium void reactivity for fast reactor cores with sodium plenum

*Kazuteru Sugino[1], Shigeo Ohki[1] (1. JAEA)

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：203-4 Synchrotron Orbital Radiation, Laser

9:30 AM - 10:45 AM JST | 12:30 AM - 1:45 AM UTC | Room N N307 - N Block

[2N01-05] Synchrotron Radiation, Laser, Electron Source

Chair:Noriyosu Hayashizaki (Tokyo Tech)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2N01] Application of the Coherent Transition Radiation to Investigating Biological Effects

*Shuichi Okuda[1], Yoshiharu Tanaka[1], Toshiharu Takahashi[2] (1. Osaka Prefecturte Univ., 2. KURRI)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2N02] Observation of THz radiation from THz Coherent Undulator Radiation Source

*Siriwan Krainara[1], Hideaki Ohgaki[1], Heishun Zen[1], Toshiteru Kii[1], Sikharin Suphakul[2] (1. Institute of Advanced Energy, Kyoto University, Japan, 2. Department of Physics and Materials Science, Faculty of Science, Chiang Mai University, Thailand)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[2N03] Wavelength Limit and Optical Loss Dependence on the Lasing Wavelength of Kyoto University Mid-infrared Free Electron Laser

*Heishun Zen[1], Toshiteru Kii[1], Hideaki Ohgaki[1] (1. Institute of Advanced Energy, Kyoto University)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[2N04] Resonant laser secondary neutral mass spectrometry for micro imaging of radioactive isotopes

*Kosuke Saito[1], Masaya Ohashi[1], Kotaro Kato[1], Sou Suzuki[1], Volker Sonnenschein[1], Hideki Tomita[1], Tetsuo Iguchi[1], Masato Morita[2], Tetsuo Sakamoto[2] (1. Nagoya Univ., 2. Kogakuin Univ.)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[2N05] Investigation of the Influence of Initial Current Density Distribution on Electromagnetic Forces in Vicinity of Cathode

*Hiroki Yamashita[1], Kai Masuda[1] (1. Institute of Advanced Energy, Kyoto University)

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：203-5 Medical Reactor and Accelerator, Medical Physics

10:45 AM - 12:00 PM JST | 1:45 AM - 3:00 AM UTC | Room N N307 - N Block

[2N06-10] Medical Accelerator, Ion Accelerator

Chair:Hiroyuki Toyokawa (AIST)

10:45 AM - 11:00 AM JST | 1:45 AM - 2:00 AM UTC

[2N06] Monte-Carlo simulations for evaluation of the influence on the range and dose distribution of carbon ion beam by MRI magnetic field

*Shion Kakuda[1], Takeo Iwai[2], Fuyuki Tokanai[2], Tatsuhiko Sato[3] (1. Yamagata Univ., 2. Yamagata Univ. science sinica, 3. Japan Atomic Energy Agency)

11:00 AM - 11:15 AM JST | 2:00 AM - 2:15 AM UTC

[2N07] Examination of a Ge-68/Ga-68 Production Amount in a Medical Radionuclides Production System using an Electron Linear Accelerator

*Takahiro Tadokoro[1], Yuichiro Ueno[1], Yuko Kani[1], Sekimoto Shun[2], Ohtsuki Tsutomu[2] (1. Hitachi, Ltd. Reserch & Development Group, 2. Kyoto University Research Reactor Institute)

11:15 AM - 11:30 AM JST | 2:15 AM - 2:30 AM UTC

[2N08] The effects of tumor tracking gold markers on three dimensional dose distribution in case of spot scanning proton therapy

*Hiroaki Matsuura[1], Ueda Hideaki[1], Furusaka Michihiro[1] (1. Hokkaido Univ.)

11:30 AM - 11:45 AM JST | 2:30 AM - 2:45 AM UTC

[2N09] RF simulation of a 3-parts RFQ linac

*Tatsuya Hosokai[1], Syota Ikeda[1], Noriyosu Hayashizaki[2] (1. Tokyo Tech, 2. IIR, Tokyo Tech)

11:45 AM - 12:00 PM JST | 2:45 AM - 3:00 AM UTC

[2N10] Development of a compact neutron source using a 650MHz RFQ linac for industrial application

*Noriyosu Hayashizaki[1], Shota Ikeda[2], Tatsuya Hosokai[2] (1. IIR, Tokyo Tech, 2. Tokyo Tech)

General Meeting

12:00 PM - 1:00 PM JST | 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room N N307 - N Block

[2N_GM] 「加速器・ビーム科学部会」第38回全体会議

[2N_GM] General Meeting

Planning Lecture | Technical division and Network：Particle Accelerator and Beams Science Division

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room N N307 - N Block

[2N_PL] Symposium of International Linear Collider and Superconducting Accelerator Technology

Chair: Jinfeng Yang (Osaka Univ.)

[2N_PL01] Scientific Significance of the International Linear Collider (ILC) Project

*Hitoshi Yamamoto[1] (1. Tohoku Univ.)

[2N_PL02] R&D on the Superconducting Accelerator of ILC

*Takayuki Saeki[1] (1. KEK)

[2N_PL03] Application of superconducting cavity technology and contribution as an industry

*Koichi Okubo[1] (1. MHIMS)

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：203-3 Application of Beams, Target

2:45 PM - 4:40 PM JST | 5:45 AM - 7:40 AM UTC | Room N N307 - N Block

[2N11-17] Various Measurements and Non-destructive Inspection by Using Particle Accelerators

Chair:Takafumi Kondoh (Osaka Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[2N11] Focused Ion Beam Tests and Material Compositional Analysis by the Micro Ion Beam Analysis System for Innovative Measurement and Analysis on Structural Materials

*Kimikazu Sasa[1], Akiyoshi Yamazaki[1], Satoshi Ishii[1], Masanori Kurosawa[1], Shigeo Tomita[1], Hiroshi Naramoto[1], Masao Sataka[1], Hiroshi Kudo[1], Shigetomo Shiki[2], Masataka Ohkubo[2] (1. University of Tsukuba, 2. AIST)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[2N12] Elemental analysis of concrete of reactor structure using PIXE analysis

*Koichi Kashimata[1], Naoto Hagura[1] (1. Tokyo City University)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[2N13] Investigate on measurement and method of airborne particulate matter in Kawasaki

*Keita Funyu[1], Naoto Hagura[1] (1. Tokyo City University)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[2N14] Suppression effect of water molecules on heavy-ion radiolysis of biomolecules in solution

*Shinji Nomura[1], Hidetsugu Tsuchida[1], Akihiro Kajiwara[1], Takuya Majima[1], Manabu Saito[1] (1. Kyoto Univ.)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[2N15] Development of A Mobile 3.95 MeV Electron Linac-driven Neutron Source for On-site Non-destructive-testing of Concrete Bridges

*Jean-Michel Antoine Bereder[1], Yuki Mitsuya[1], Yuya Takahashi[1], Katsuhiro Dobashi[1], Joichi Kusano[2], Yasushi Tanaka[3], Yoshinobu Oshima[4], Masahiro Ishida[4], Mitsuru Uesaka[1] (1. School of Engineering, Univ. of Tokyo, 2. Accuthera Inc., 3. IIS, Univ. of Tokyo, 4. PWRI)

4:00 PM - 4:15 PM JST | 7:00 AM - 7:15 AM UTC

[2N16] 3D Visualization of Inner Bridge using Portable High Energy X-ray Source and its Valuation

Optimisation of moving method of X-ray Source for Tomosynthesis

*Issei Ozawa[1], Hiroaki Takeuchi[1], Yuki Mitsuya[1], Katsuhiro Dobashi[1], Mitsuru Uesaka[1], Johichi Kusano[2], Eiji Yoshida[3], Yoshinobu Oshima[3], Masahiro Ishida[3] (1. Department of nuclear engineering and management, School of engineering, The Univ. of Tokyo, 2. Accuthera Inc., 3. Public Works Research Institute)

4:15 PM - 4:30 PM JST | 7:15 AM - 7:30 AM UTC

[2N17] Prallel Motion CT for Bridge Inspection by Portable High Energy X-ray Sources

*Mitsuru Uesaka[1], Ryota Yano[1], Issei Ozawa[1], Hiroaki Takeuchi[1], Yuki Mitsuya[1], Johichi Kusano[2], Yoshinobu Oshima[3], Eiji Yoshida[3], Masahiro Ishida[3] (1. Department of nuclear engineering and management, School of engineering, The Univ. of Tokyo, 2. Accuthera Inc., 3. Public Works Research Institute)

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：203-1 Accelerator and Beam Acceleration Technology

4:40 PM - 6:30 PM JST | 7:40 AM - 9:30 AM UTC | Room N N307 - N Block

[2N18-24] Ion Accelerator and its Application, Component Technology Development

Chair:Kimikazu Sasa (Univ. of Tsukuba)

4:40 PM - 4:55 PM JST | 7:40 AM - 7:55 AM UTC

[2N18] Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation (Accelerator Technology)

(1)Development of Prototype system based on Superconducting Quarter Wavelength Resonator

*Kazutaka Ozeki[1], Osamu Kamigaito[1], Naruhiko Sakamoto[1], Kenji Suda[1], Kazunari Yamada[1], Yutaka Watanabe[1], Kensei Umemori[2], Eiji Kako[2], Hirotaka Nakai[2], Katsuya Sennyu[3] (1. RIKEN Nishina Center, 2. KEK, 3. MHI-MS)

4:55 PM - 5:10 PM JST | 7:55 AM - 8:10 AM UTC

[2N19] Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation (Accelerator Technology)

(2)Study of vaccuum window and target for high power beam

*Hiroki OKUNO[1], Naoya Ikoma[1,5], Aiko Takamine[1], TOmoya Sato[1], Noriyosu Hayashizaki[4], Hiroo Kondo[2], Shinichi Namba[3] (1. RIKEN Nishina Center, 2. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology, 3. Hiroshima university, 4. Tokyo Institute of Technology, 5. Nagaoka University of Technology)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[2N20] Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation (Accelerator Technology)

(3)Conceptual design of high-intensity compact cyclotrons for nuclear transmutation

*Mitsuhiro Fukuda[1], Hiroshi Toki[1], Ryoichi Seki[1], Tsutomu Shonoduka[2], Tetsuhiko Yorita[1], Hiroki Kanda[1], Kichiji Hatanaka[1], Hiroshi Ueda[3], Yuusuke Yasuda[1], Toshihiro Kume[1] (1. RCNP, Osaka University, 2. CYRIC, Tohoku University, 3. Graduate School of Natural Science and Technology, Okayama University)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[2N21] Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation (Accelerator Technology)

(4)Study of MERIT(Mulitplex Energy Recovery Internal Target) on Intense Negative Muon Production for Muon Nuclear Transmutation

*Yoshiharu MORI[1], Yoshihiro Ishi[1], Akihiro Taniguchi[1], Tomonori Uesugi[1], Yasuhiro Kuriyama[1], Hidefumi Okita[1], Akira Sato[2], Michikazu Kinsyo[3], Yasuhiro Miyake[4], Masahiro Yoshimoto[3] (1. kyoto universiry, 2. Osaka univeristy, 3. JAEA, 4. KEK)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[2N22] Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation (Accelerator Technology)

(5)Status of the Proof-of-Principle Experiment on MERIT Scheme

*Kota Okabe[1], Yoshihiro Ishi[2], Tomonori Uesugi[2], Yasuhiro Kuriyama[1], Michikazu Kinsho[1], Akihiro Taniguchi[2], Hidefumi Okita[2], Akira Sato[3], Yasuhiro Miyake[4], Yoshiharu Mori[2] (1. JAEA/J -PARC, 2. Kyoto Univ., 3. Osaka Univ., 4. KEK)

5:55 PM - 6:10 PM JST | 8:55 AM - 9:10 AM UTC

[2N23] Evaluation of thermal stress and buckling analysis for ADS beam window design

*Yuta Eguchi[1], Takanori Sugawara[1], Hironari Obayashi[1], Hiroki Iwamoto[1], Kazufumi Tsujimoto[1] (1. JAEA)

6:10 PM - 6:25 PM JST | 9:10 AM - 9:25 AM UTC

[2N24] Compensation of Focusing Effects with Pole Surface Coils for FFAG Accelerators"

*Mitsutaka Ueda[1], Hidehiko Arima[1], Nobuo Ikeda[1], Yujiro Yonemura[1], Naoya Motohashi[1], Yuhi Waga[1], Akira Takagi[2], Hisayoshi Nakayama[2], Yoshiharu Mori[3] (1. Kyushu Univ., 2. High Energy Accelerator Research Org., 3. Kyoto Univ.)

Oral presentation | V. Fusion Energy Engineering：501-2 Fusion Reactor Material Science (Reactor and Blanket Materials, Irradiation Behavior)

9:30 AM - 10:35 AM JST | 12:30 AM - 1:35 AM UTC | Room O Seminar room 1- Frontier Research in Applied Sciences Building

[2O01-04] Fusion Materials (Solid, Liquid blanket)

Chair:Masatoshi Kondo (Tokyo Tech)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2O01] Effect of non-stoichiometric composition on CO_2 absorption characteristics of a blanket candidate material Li_2TiO_3

*Tsubasa Takeda[1], Hodaka Nakamura[1], Akira Taniike[1], Yuichi Furuyama[1] (1. Graduate School of Maritime Sciences Kobe University)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2O02] Development of Innovative Technology for Lithium-6 Enrichment Using an Lithium Ionic Superconductor

*Tsuyoshi Hoshino[1] (1. QST)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[2O03] First-principles analysis of isotope effect in lithium ionic superconductor

*Keita Kobayashi[1], Tuyoshi Hoshino[1] (1. QST)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[2O04] Measurement of surface fluctuation of liquid Li free-surface jet using multi probes method

*Takafumi Okita[1], Shota Entani[1], Eiji Hoashi[1], Hiroo Kondo[2], Nobuo Yamaoka[1], Hiroshi Horiike[3] (1. Graduate School of Engineering Osaka University, 2. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology , 3. Fukui University of Technology)

Oral presentation | V. Fusion Energy Engineering：501-2 Fusion Reactor Material Science (Reactor and Blanket Materials, Irradiation Behavior)

10:35 AM - 12:00 PM JST | 1:35 AM - 3:00 AM UTC | Room O Seminar room 1- Frontier Research in Applied Sciences Building

[2O05-09] Fusion Materials (Corrosion, Mechanical Testing Method)

Chair:Eiji Hoashi (Osaka Univ.)

10:35 AM - 10:50 AM JST | 1:35 AM - 1:50 AM UTC

[2O05] Anticorrosion of ferritic steel in HF-containing FLiNaK by adding Ti powder

*Gaku YAMAZAKI[1], Juro YAGI[1,2], Teruya TANAKA[1,2], Takashi WATANABE[2], Akio SAGARA[1,2] (1. The Graduate University for Advanced Studies, 2. National Institute for Fusion Science)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[2O06] Experimental study on compatibility of reduced activation ferritic martensitic steel with flowing Pb-17Li

(3)Nanoindentation study on corrosion-erosion dynamics

*Masatoshi Kondo[1], Yoshimitsu Hishinuma[2], Tanaka Teruya[2], Takeo Muroga[2], Takayoshi Norimatsu[3] (1. Tokyo Institute of Technology, Institute of Inovative Research, Laboratory for Advanced Nuclear Energy, 2. National Institute for Fusion Science, Department of Helical Plasma Research, 3. Osaka university, Institute of Laser Engineering)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[2O07] Oxide Formation Procedure of F82H HIPed Interfaceon First wall of Blanket for Fusion Reactor

*Takeshi Kanda[1], Hirotatsu Kishimoto[1], Naofumi Nakazato[1], Tamaki Shibayama[2], Hiroyasu Tanigawa[3] (1. Muroran Institute of Technology, 2. Hokkaido University, 3. QST)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[2O08] Characterization of the HIP joint interfaces by torsion test: Effects of degassing and surface finish

*Takashi Nozawa[1], Ryuji Ohsone[2], Hiroyasu Tanigawa[1] (1. QST, 2. MTC)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[2O09] Evaluation of mechanical properties of ion-irradiated Single crystal Fe by micro-pillar compression test

*RIKI SHIMURA[1], RYUTA KASADA[1], SATOSHI KONISHI[1], MASAMI ANDO[2], HIROYASU TANIGAWA[2] (1. Institute of Advanced Energy, Kyoto University, 2. QST)

General Meeting

12:00 PM - 1:00 PM JST | 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room O Seminar room 1- Frontier Research in Applied Sciences Building

[2O_GM] 「核融合工学部会」第49回全体会議

[2O_GM] General Meeting

Planning Lecture | Technical division and Network：Fusion Engneering Division

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room O Seminar room 1- Frontier Research in Applied Sciences Building

[2O_PL] Innovative fusion reactor concepts aiming at further expansion of social acceptance

Chair: Ryuta Kasada (Kyoto Univ.)

[2O_PL01] Assessment of Fusion Development Targets under Global Energy Scenarios

*Keii Gi[1] (1. RITE)

[2O_PL02] Investigation of the Biomass-Fusion Hybrid Concept for Fuel Production

*Satoshi Konishi[1] (1. Kyoto Univ.)

[2O_PL03] Investigation of the volumetric fusion neutron field for transmuation of MA

*Hidetoshi Hashizume[1] (1. Tohoku Univ.)

[2O_PL04] Disucussion

Oral presentation | V. Fusion Energy Engineering：501-2 Fusion Reactor Material Science (Reactor and Blanket Materials, Irradiation Behavior)

2:45 PM - 4:35 PM JST | 5:45 AM - 7:35 AM UTC | Room O Seminar room 1- Frontier Research in Applied Sciences Building

[2O10-16] Fusion Reactor Materials (Reduced Activation Ferritic Steel, Beryllium Neutron Multiplier)

Chair:Ryuta Kasada (Kyoto Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[2O10] Microstructural change of fatigue-tested F82H-BA07 Steel under multiaxial loadings

*Ken-ichi Fukumoto[1], Takamoto Itoh[2], Hiroyasu Tanigawa[3], Hideo Sakasegawa[3], Takashi Onitsuka[1] (1. RINE/Univ. of Fukui, 2. Ritsumeikan Univ., 3. QST)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[2O11] Statistical nature of the irradiation data of reduced activation ferritic/martensitic steel F82H

*Hiroyasu Tanigawa[1], Hideo Sakasegawa[1], Takanori Hirose[1], Takashi Nozawa[1] (1. QST)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[2O12] Analysis on inhomogeneous deformation of neutron-irradiated dissimilar-metals joint for fusion reactors

*Takuya Nagasaka[1,2], Haiying Fu[3], Masanori Yamazaki[4], Takeshi Toyama[4], Wenhai Guan[5], Shuhei Nogami[5], Hisashi Serizawa[6], Hiroyasu Tanigawa[7] (1. National Institute for Fusion Science, 2. The Graduate University for Advanced Studies, 3. Southwestern Institute of Physics, 4. Institute for Materials Research, Tohoku University, 5. Graduate School of Engineering, Tohoku University, 6. Joining and Welding Research Institute, Osaka University, 7. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[2O13] Chemical compatibility between EUROFER and ceramic breeder under dry and moist atmospheres

*Keisuke Mukai[1,2], Maria Gonzalez[3], Regina Knitter[1] (1. Karlsruhe Institute of Technology, 2. Kyoto University, 3. CIEMAT)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[2O14] Status of R&D of advanced neutron multiplier in ITER-BA activity

(23)Preliminary Granulation of Be-Zr-Ti ternary beryllide

*Jae-Hwan Kim[1], Peter Kurinskiy [1], Suguru Nakano [1], Yoshiaki Akatsu [1], Masaru Nakamichi [1] (1. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology)

4:00 PM - 4:15 PM JST | 7:00 AM - 7:15 AM UTC

[2O15] Status of R&D of advanced neutron multiplier in ITER-BA activity

(24)Optimization study on $Be_{12}V$ pebble granulation

*Petr Kurinskiy[1], Jae-Hwan Kim[1], Suguru Nakano[1], Yoshiaki Akatsu[1], Masaru Nakamichi[1] (1. QST, Fusion Energy Research & Development Directorate, Rokkasho Fusion Institute)

4:15 PM - 4:30 PM JST | 7:15 AM - 7:30 AM UTC

[2O16] Status of R&D of advanced neutron multiplier in ITER-BA activity

(25)Preliminary thermal properties of beryllides as advanced neutron multiplier

*MASARU NAKAMICHI[1], JAE-HWAN KIM[1], PETR KURINSKIY[1], SUGURU NAKANKO[1], YOSHIAKI AKATSU[1] (1. QST)

Oral presentation | V. Fusion Energy Engineering：501-2 Fusion Reactor Material Science (Reactor and Blanket Materials, Irradiation Behavior)

4:35 PM - 6:30 PM JST | 7:35 AM - 9:30 AM UTC | Room O Seminar room 1- Frontier Research in Applied Sciences Building

[2O17-23] Fusion Reactor Materials (Divertor Material, Tungsten)

Chair:Ken-Ichi Fukumoto (Univ. of Fukui)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[2O17] Application of Friction-Stir Processing (FSP) on CuCrZr-alloy

*Dai Hamaguchi[1], Yoshiaki Morisada[2], Hidetoshi Fujii[2], Hiroyasu Tanigawa[1] (1. QST, 2. Osaka University)

4:50 PM - 5:05 PM JST | 7:50 AM - 8:05 AM UTC

[2O18] Low temperature joining of tungsten and isotropic graphite

*Tatsuya Hinoki[1], Kanjiro Kawasaki[1], Fujio Shinoda[1], Yuji Hatano[2], Masayuki Tokitani[3] (1. Kyoto University, 2. The University of Toyama, 3. National Institute for Fusion Science)

5:05 PM - 5:20 PM JST | 8:05 AM - 8:20 AM UTC

[2O19] Recrystallization behavior of pure tungsten and its alloys by long-term annealing at high temperature.

*kohei tsuchida[1], taehyun hwang[1], takeshi miyazawa[1], makoto fukuda[2], shuhei nogami[1], akira hasegawa[1] (1. TOHOKU Univ., 2. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology.)

5:20 PM - 5:35 PM JST | 8:20 AM - 8:35 AM UTC

[2O20] Tungsten material characterization by laser ultrasonics

*Heun Tae Lee[1], Sosuke Ando[1], Yoshio Ueda[1] (1. Osaka Unversity)

5:35 PM - 5:50 PM JST | 8:35 AM - 8:50 AM UTC

[2O21] Clustering behavior of transmutation elements in Tungsten and its alloys during fission reactor irradiation

*TAEHYUN HWANG[1], KEIKO TOMURA[1], NAOKI EBISAWA[1], TAKESHI TOYAMA[1], YASUYOSHI NAGAI[1], AKIRA HASEGAWA[1], MAKOTO FUKUDA[1,2], TAKESHI MIYAZAWA[1], SHUHEI NOGAMI[1] (1. Tohoku university, 2. National Institute of Quantum and Radiological Science and Technology)

5:50 PM - 6:05 PM JST | 8:50 AM - 9:05 AM UTC

[2O22] Irradiation hardening behavior of ion-irradiated tungsten materials

*Takeshi Miyazawa[1], Tsunenori Tabata[1], Taehyun Hwang[1], Makoto Fukuda[2], Akira Hasegawa[1], Shuhei Nogami[1], Hiroyasu Tanigawa[2] (1. Tohoku University, 2. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology)

6:05 PM - 6:20 PM JST | 9:05 AM - 9:20 AM UTC

[2O23] Helium retention behavior in high-temperature simultaneous He-H implanted tungsten

*Qilai Zhou[1], Keisuke Azuma[2], Akihiro Togari[2], Miyuki Yajima[3], Masayuki Tokitani[3], Suguru Masuzaki[3], Naoaki Yoshida[4], Yuji Hatano[5], Takumi Chikada[1], Yasuhisa Oya[1] (1. Faculty of Science, Shizuoka Univ., 2. Graduate School of Science, Shizuoka Univ., 3. National Inst. for Fusion Science, 4. RIAM, Kyushu Univ., 5. Hydrogen Isotope Res. Cen., Univ. of Toyama)

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：401-1 Basic Properties

9:30 AM - 10:55 AM JST | 12:30 AM - 1:55 AM UTC | Room P Seminar room 2 - Frontier Research in Applied Sciences Building

[2P01-05] Properties of Control Rod Materials

Chair:Mutsumi Hirai (NFD)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2P01] Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors

(1)Project Overview

*Hidemasa Yamano[1], Toshihide Takai[1], Tomohiro Furukawa[1], Yuki Emura[1], Masaki Kurata[1], Hideo Higashi[2], Hiroyuki Fukuyama[2], Tsuyoshi Nishi[3], Xiaoxing Liu[4], Masahiro Furuya[5] (1. JAEA, 2. Tohoku Univ., 3. Ibaraki Univ., 4. Kyushu Univ., 5. CRIEPI)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2P02] Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors

(2)Thermophysical Properties of 5mass%B_4C-SS Eutectic Materials in the Solid State

*Toshihide Takai[1], Tomohiro Furukawa[1], Hidemasa Yamano[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[2P03] Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors

(3)Density and Surface Tension of 5mass%B_4C-SS Eutectic Molten Material

*Hiroyuki Fukuyama[1], Hideo Higashi[1], Hidemasa Yamano[2] (1. Tohoku univ., 2. JAEA)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[2P04] Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors

(4)Emissivity, Heat Capacity and Thermal Conductivity of 5mass%B_4C-SS Eutectic Molten Material

*Hideo Higashi[1], Hiroyuki Fukuyama[1], Hidemasa Yamano[2] (1. IMRAM, 2. JAEA)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[2P05] Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors

(5)Viscosity Measurement of 5mass%B_4C-SS Eutectic Molten Material

*Tsuyoshi Nishi[1], Hiromichi Ohta[1], Hidemasa Yamano[2] (1. Ibaraki University, 2. Japan Atomic Energy Agency)

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：401-1 Basic Properties

10:55 AM - 12:00 PM JST | 1:55 AM - 3:00 AM UTC | Room P Seminar room 2 - Frontier Research in Applied Sciences Building

[2P06-09] Behavior of Cs

Chair:Hiroyuki Fukuyama (Tohoku Univ.)

10:55 AM - 11:10 AM JST | 1:55 AM - 2:10 AM UTC

[2P06] Cs chemical reaction with stainless steel under a LWR severe accident

(1)Effect of temperature and atmosphere on Cs chemisorbed amounts

*Eriko Suzuki[1], Shunichiro Nishioka[1,2], Kunihisa Nakajima[1], Masahiko Osaka[1] (1. JAEA, 2. IRID)

11:10 AM - 11:25 AM JST | 2:10 AM - 2:25 AM UTC

[2P07] Cs chemical reaction with stainless steel undear a LWR severe accident

(2)Analysis of HAXPES measurements on Cs chemisorbed compounds adsorbed by a DFT calculation

*Chikashi Suzuki[1], Masaaki Kobata[1], Kunihisa Nakajima[1], Tetsuo Okane[1], Masahiko Osaka[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

11:25 AM - 11:40 AM JST | 2:25 AM - 2:40 AM UTC

[2P08] Cs chemical reaction with stainless steel under a LWR severe accident

(3)Evaluation of re-evaporation behavior of Cs adsorption compound by HAXPES

*Masaaki Kobata[1], Tetsuo Okane[1], Kunihisa Nakajima[1], Eriko Suzuki[1], keisuke kobayashi[1], Masahiko Osaka[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

11:40 AM - 11:55 AM JST | 2:40 AM - 2:55 AM UTC

[2P09] Cs chemical reaction with stainless steel under a LWR severe accident

(4)Evaluation of surface reaction rate between Cs and stainless steel for modeling study

*Shunichiro Nishioka[2,1], Kunihisa Nakajima[1], Eriko Suzuki[1], Masahiko Osaka[1] (1. JAEA, 2. IRID)

General Meeting

12:00 PM - 1:00 PM JST | 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room P Seminar room 2 - Frontier Research in Applied Sciences Building

[2P_GM] 「学生連絡会」第31回全体会議

[2P_GM] General Meeting

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：401-1 Basic Properties

2:45 PM - 3:50 PM JST | 5:45 AM - 6:50 AM UTC | Room P Seminar room 2 - Frontier Research in Applied Sciences Building

[2P10-13] MA Fuels

Chair:Chikashi Suzuki (JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[2P10] Enhancing MA Transmutation by Irradiation of (MA, Zr)Hx in FBR Blanket

(1)Fabrication of (Ln, Zr) alloy by the melting process

*Mutsumi Hirai[1], Fumiki Mizusako[1], Atsushi Ohuchi[1], Kenji Konashi[2], Hiroaki Muta[3], Ken Kurosaki[3] (1. Nippon Nuclear Fuel Development Co., Ltd., 2. Tohoku University, 3. Osaka University)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[2P11] Enhancing MA Transmutation by Irradiation of (MA, Zr)Hx in FBR Blanket

(2)Preparation of (Nd, Zr) mixed powder with attritor

*Atsushi Ohuchi[1], Fumiki Mizusako[1], Mutsumi Hirai[1], Kenji Konashi[2], Hiroaki Muta[3], Ken Kurosaki[3] (1. Nippon Nuclear Fuel Devloment Co., Ltd., 2. Tohoku University, 3. Osaka University)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[2P12] Enhancing MA Transmutation by Irradiation of (MA, ZR)Hx in FBR Blanket

(3)Physical properties measurement of Nd-Zr hydride

*Kyosuke Nakayama[1], Hiroaki Muta[1], Yuji Ohishi[1], Ken Kurosaki[1], Shinsuke Yamanaka[1], Mutsumi Hirai[2], Kenji Konashi[3] (1. Osaka university, 2. NFD, 3. Tohoku university)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[2P13] Development of Innovative Nuclear Waste Burning System by Fast Reactor Cycle Using Pu Metallic Fuel with MA

(13)Microstructure of Nb-Zr Alloy with Rare Earth Element

*Naoya Odaira[1], Yuji Arita[1], Yasushi Tsuboi[2] (1. University of Fukui, 2. Toshiba Corporation)

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：401-1 Basic Properties

3:50 PM - 5:10 PM JST | 6:50 AM - 8:10 AM UTC | Room P Seminar room 2 - Frontier Research in Applied Sciences Building

[2P14-18] Fundamental Properties

Chair:Tsuyoshi Nishi (Ibaraki Univ.)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

[2P14] Interrelationship between Thermal and Electrical conductivity of (Dy,Zr)N simulating nitride fuel

*Seiya Takaki[1], Masahide Takano[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[2P15] Thermal and Mechanical Properties of U_3Si_2

*Afiqa Mohamad[1], Yuji Ohishi[1], Hiroaki Muta[1], Ken Kurosaki[1,2], Shinsuke Yamanaka[1,3] (1. Osaka University, 2. JST,PRESTO , 3. University of Fukui)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[2P16] First-principles study on point defects in plutonium dioxide

*Hiroki Nakamura[1], Masahiko Machida[1] (1. JAEA)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[2P17] Effect of Post Heat treatment on Corrosion Resistance of Surface Modified Material for Thermochemical Water-splitting Process

*Ikuo Ioka[1], Yoshiko Kuriki[2], Jin Iwatsuki[1], Shinji Kubo[1], Yoshiyuki Inagaki[1], Nariaki Sakaba[1] (1. JAEA, 2. JGC)

4:50 PM - 5:05 PM JST | 7:50 AM - 8:05 AM UTC

[2P18] Study on diffusion coefficient of oxygen in liquid lead-bismuth eutectic

*Nao Watanabe[1], Pribadi Mumpuni Adhi[1], Masatoshi Kondo[2], Minoru Takahashi[2] (1. Graduate School, Tokyo Tech., 2. Laboratory for Advanced Nuclear Energy (LANE), Tokyo Tech.)

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：401-2 Nuclear Fuel and the Irradiation Behavior

5:10 PM - 6:30 PM JST | 8:10 AM - 9:30 AM UTC | Room P Seminar room 2 - Frontier Research in Applied Sciences Building

[2P19-23] Advanced Fuels/Fundamental Properties

Chair:Shuhei Miwa (JAEA)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[2P19] R&D on Nitride Fuel Cycle Technologies for MA Transmutation in the Aspects of Safety and Economy

(1)Introduction of Overall Plan

*Masahide Takano[1], Hirokazu Hayashi[1], Tsuyoshi Murakami[2], Tatsumi Arima[3] (1. JAEA, 2. CRIEPI, 3. Kyushu Univ.)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[2P20] Sintering of Cerium dioxide by 28GHz Microwave Radiation

*Masatoshi Akashi[1], Taku Matasumoto[1], Masato Kato[1] (1. JAEA)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[2P21] High-Temperature oxidation behavior of advanced fuel cladding SiC under various oxygen partial pressures

*Souichirou Yamaguchi[1], Aikebaier Yusufu[1], Takuma Shirahama[1], Yukihiro Murakami[1], Masayoshi Uno[1] (1. Research Institute of Nuclear Engineering, University of Fukui)

5:55 PM - 6:10 PM JST | 8:55 AM - 9:10 AM UTC

[2P22] Comparative study of deformation process in the axial and hoop directions of Zr-2.5Nb cladding tubes

*Zishou Zhao[1], Zhengang Duan[2], Jingjie Shen[1], John Patrick MacGrady[1], Huilong Yang[1], Sho Kano[1], Hiroaki Abe[1] (1. The University of Tokyo, Graduate School of Engineering, 2. Tohoku University, Graduate School of Engineering)

6:10 PM - 6:25 PM JST | 9:10 AM - 9:25 AM UTC

[2P23] Correlation between Fe content and formation of Fe (nano) clusters in irradiated zirconium alloys

*Takashi Sawabe[1], Takeshi Sonoda[1] (1. CRIEPI)

Oral presentation | VI. Health Physics and Environmental Science：Health Physics and Environmental Science

9:30 AM - 10:35 AM JST | 12:30 AM - 1:35 AM UTC | Room Q Lecture Hall - Frontier Research in Applied Sciences Building

[2Q01-04] Dosimetry 2

Chair:Jun Hirouchi (JAEA)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2Q01] Study of personal dosimeters used for 3 mm dose equivalent due to β-rays

*Hideo Hirayama[1] (1. High Energy Accelerator Research Organization)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2Q02] Effect of coexistent zirconium with uranium solution in total reflection X-ray fluorescence analysis

*Tsugufumi Matsuyama[1,2], Yukie Izumotp[1], Kota Ishii[2], Fumiaki Kan[2], Yasuhiro Sakai[2], Hiroshi Yoshii[1] (1. QST, 2. Toho.Univ.)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[2Q03] Study on the Analysis Method for Radioactive Strontium in Environmental Samples by ICP-MS with Online Solid Phase Extraction

*Kayo Yanagisawa[1], Haruka Kuwata[1], Hiroki Hagiwara[1], Yasuhiro Uezu[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[2Q04] Gamma ray effect on reading charged particle tracks incidenting oblique into FNTD

*Takuya Hashizume[1,2], Tohru Okazaki[1], Toshiya Sanami[2,3], Masayuki Hagiwara[2,3], Hiroaki Hayashi[4], Hideaki Monjushiro[2,3], Ikuo Kobayashi[1] (1. Nagase Landauer, Ltd., 2. SOKENDAI, 3. KEK, 4. Tokushima Univ.)

Oral presentation | VI. Health Physics and Environmental Science：Health Physics and Environmental Science

10:35 AM - 12:00 PM JST | 1:35 AM - 3:00 AM UTC | Room Q Lecture Hall - Frontier Research in Applied Sciences Building

[2Q05-09] Dose Assessment and Radiation Protection

Chair:Hideo Hirayama (KEK)

10:35 AM - 10:50 AM JST | 1:35 AM - 1:50 AM UTC

[2Q05] Comparison of improved CORSOR-M model for CsI

*Masami TAIRA[1], Yuji ARITA[2] (1. Advanced Interdisciplinary Science and Technology, Univ. of Fukui, 2. Research Institute of Nuclear Engineering, Univ. of Fukui)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[2Q06] Consideration of Dose Evaluation Model of Emergency Responders in Off-site

(2)Consideration of Suitability and Development of Dose Evaluation Model

*kazumasa shimada[1], Toshihisa Sasaki[1], Masanori Kimura[1], Masahiro Munakata[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[2Q07] Dose evaluation related to land formation using recycled material of contaminated soil

*Asako Shimada[1], Hiromi Nemoto[1], Takuma Sawaguchi[1], Seiji Takeda[1] (1. JAEA)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[2Q08] Evaluation of reduction effects for external exposures in vehicles evacuation after nuclear accident

*Shogo Takahara[1], Masatoshi WATANABE[1], Jun HIROUCHI[1], Masashi IIJIMA[1], Masahiro MUNAKATA[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[2Q09] Examination of the decreasing effect on internal exposure by sheltering

(3)Investigation of penetration factor in real houses

*Jun Hirouchi[1], Shogo Takahara[1], Hiroshi Komagamine[1], Masatoshi Watanabe[1], Masahiro Munakata[1] (1. JAEA)

Oral presentation | VI. Health Physics and Environmental Science：Health Physics and Environmental Science

2:45 PM - 4:05 PM JST | 5:45 AM - 7:05 AM UTC | Room Q Lecture Hall - Frontier Research in Applied Sciences Building

[2Q10-14] Environmental Remediation

Chair:Kazumasa Shimada (JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[2Q10] Effects of $CaCl_2$ and KCl additives on soid decontamination by cesium-free mineralization

*Iwao Shimoyama[1], Mitsunori Honda[1], Toshihiro Kogure[2], Yuji Baba[1], Tsuyoshi Yaita[1], Yoshihiro Okamoto[1] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. The university of Tokyo)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[2Q11] Electronic structure of Cs adsorbates on weathered biotite

effect of desorption

*Tetsuo Okane[1], Masaaki Kobata[1], Shinichi Suzuki[1], Masahiko Okumura[1], Masahiko Machida[1], Keisuke Kobayashi[1], Tsuyoshi Yaita[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[2Q12] Cesium removal and separate from Fukushima weathered biotite using molten salt electrochemistry

*Mitsunori Honda[1], Takuya Goto[2], Yoshihide Sakanaka[2], Iwao Shimoyama[1,3], Yoshihiro Okamoto[1], Shinichi Suzuki[1,3], Tsuyoshi Yaita[1,3] (1. JAEA MRSC, 2. Doshisya Univ., 3. JAEA FESC)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[2Q13] On-site test for the decontamination of designated waste

Summary of the year 2013-2016 results

*Yoko Fujikawa[1], Hiroaki Ozaki[2], Shogo Taniguchi[2], Ryouhei Tanakami[2], Paul Lewtas[3], Keiko Fujiwara[1], Kouki Yasuno[1], Shinji Sakurai[4] (1. Kyoto University Research Reactor Instituite, 2. Osaka Sangyo University, 3. Edith Cowan University, 4. Osaka Prefecture University)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[2Q14] Study on Sustainable Treatment System of Mine Water

*Chisato Mukuta[1], Yoko Akiyama[1], Shigehiro Nishijima[1,2] (1. Osaka Univ., 2. Fukui University of Technology)

Oral presentation | VI. Health Physics and Environmental Science：Health Physics and Environmental Science

4:05 PM - 5:25 PM JST | 7:05 AM - 8:25 AM UTC | Room Q Lecture Hall - Frontier Research in Applied Sciences Building

[2Q15-19] Mobile Radiation Monitoring 1

Chair:Yoko Fujikawa (Kyoto Univ.)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[2Q15] Calculation of dose-rate distribution in the ship for maritime mobile radiation monitoring system (4)

*Hiroki Ofuji[1], Keiji Oda[1], Masato Kanasaki[1], Yutaka Mori[1] (1. Graduate School Of Maritime Sciences, Kobe University)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[2Q16] Proposal of Navigation Method using Advection Diffusion Model for Maritime Mobile Radiation Monitoring System

*Ryota Adachi[1], Hiroki Ofuji[1], Yutaka Mori[1], Masato Kanasaki[1], Keiji Oda[1] (1. Graduate School of Maritime Sciences, Kobe University)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[2Q17] Visualization of radioactive cesium distribution in marine sediment in Tohoku coastal waters by web GIS

*Seiki Ohnishi[1], Blair Thornton[2], Mitufumi Asami[1], So Kamada[1], Tamaki Ura[2] (1. National Maritime Research Institute, 2. University of Tokyo)

4:50 PM - 5:05 PM JST | 7:50 AM - 8:05 AM UTC

[2Q18] Car monitoring data visualization with the scenery seen from a car window

*Hiroko Nakamura Miyamura[1], Takeshi Matsubara[2], Akiyuki Seki[1], Hiroshi Takemiya[1] (1. JAEA, 2. VIC)

5:05 PM - 5:20 PM JST | 8:05 AM - 8:20 AM UTC

[2Q19] Development of dose rate mapping per nuclide by Ge car-borne 1 second measurement

*MISAO IKUTA[1] (1. Shimane Prefectural Atomic Power Environment Center)

Oral presentation | VI. Health Physics and Environmental Science：Health Physics and Environmental Science

5:25 PM - 6:30 PM JST | 8:25 AM - 9:30 AM UTC | Room Q Lecture Hall - Frontier Research in Applied Sciences Building

[2Q20-23] Mobile Radiation Monitoring 2

Chair:Iwao Shimoyama (JAEA)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[2Q20] Applicable test result of dose measurement by RISER

*Masatoshi Oura[1], Yuta Sato[2], Daisuke Saito[2], Minehito Kobayashi[2], Keiji Hirai[2], Hiroyuki Kikuchi[1], Shiro Takahira[1], Atsutoshi Makihira[1], Ashley Napier[3], Matt Mellor[3] (1. Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc, 2. ATOX CO., LTD., 3. Create Technologies Ltd)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[2Q21] Advancement of airborne radiation measurement technology

(1)Contribution of position precision by GPS for manned helicopter monitoring

*Airi Mori[1], Yukihisa Sanada[1], Eisaku Seguchi[1], Tomoki Kawabata[1], Masahiro Munakata[1] (1. JAEA)

5:55 PM - 6:10 PM JST | 8:55 AM - 9:10 AM UTC

[2Q22] Advancement of airborne radiation measurement technology

(2)Estimation of vertical distribution of radiocesium in soil using an unmanned helicopter

*KOTARO OCHI[1], Miyuki Sasaki[1], Mutsushi Ishida [2], Yukihisa Sanada[1] (1. JAEA, 2. NESI Incorporation)

6:10 PM - 6:25 PM JST | 9:10 AM - 9:25 AM UTC

[2Q23] Advancement of airborne radiation measurement technology

(3)Development of estimation technology for arrival direction of radiation by coincidence detector of drone

*Miyuki Sasaki[1], Tsutomu Yamada[2], Takamasa Nakasone[2], Yukihisa Sanada[1] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Japan Radiation Engineering Co.)

Fri. Sep 15, 2017

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-1 Radioactive Waste Management

9:30 AM - 10:30 AM JST | 12:30 AM - 1:30 AM UTC | Room A B11 - B1 Block

[3A01-04] Vitrification 5

Chair:Hitoshi Mimura (UNION SHOWA)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[3A01] Electrochemical reduction of simulated vitrified waste glass in molten salt for separation and recovery of LLFPs

*Yumi Katasho[1], Kouji Yasuda[2,3], Toshiyuki Nohira[1] (1. Institute of Advanced Energy, Kyoto Univ., 2. Agency for Health, Safety and Environment, Kyoto Univ., 3. Graduate School of Energy Science, Kyoto Univ.)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[3A02] Investigation of Cs Leaching Behaviour from spent Zeolite Solidified using Borate Glass

*Akane Usui[1], Aiki Watanabe[1], Tsuyoshi Arai[2] (1. Shibaura Institute of Technology Graduate School, 2. Shibaura Institute of Technology)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[3A03] Leaching behavior of constituent elements from vitrified waste containing spent zeolite used in the contaminated water treatment

*Aiki Watanabe[1], Akane Usui[1], Tsuyoshi Arai[2] (1. Shibaura Institute of technology Graduate School , 2. Shibaura Institute of technology)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[3A04] Search of vitrification matrix with high-loading capacity

change of chemical durability with monovalent and divalent metal content

*Ryo Souma[1], Katsushige Komatsu[1], Shigeru Yamamoto[1], Akihiro Yamada[1], Jun Matsuoka[1], Kouhei Oowaku[2], Norio Kanehira[2] (1. The university of shiga prefecture, 2. Japan Nuclear Fuel Limited)

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-1 Radioactive Waste Management

10:30 AM - 12:00 PM JST | 1:30 AM - 3:00 AM UTC | Room A B11 - B1 Block

[3A05-10] Nuclide Separation and Recovery 2

Chair:Daisuke Sugiyama (CRIEPI)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[3A05] Realization Development of the Flexible Waste Management System for MA P&T Technology
(2)R&D on Production Process for HLW Granular form

*Fumiki Mizusako[1], Akihiro Suzuki[1], Atsushi Ohuchi[1], Kenichi Matsushima[1] (1. NFD)

10:45 AM - 11:00 AM JST | 1:45 AM - 2:00 AM UTC

[3A06] Realization Development of the Flexible Waste Management System for MA P&T Technology
(3)Micro-size Composition in the Simulated HLW Calcine

*AKIHIRO SUZUKI[1], ATSUSHI OHUCHI[1], KENICHI MATSUSHIMA[1], FUMIKI MIZUSAKO[1] (1. NFD)

11:00 AM - 11:15 AM JST | 2:00 AM - 2:15 AM UTC

[3A07] Realization Development of the Flexible Waste Management System for MA P&T Technology
(4)Dissolution behavior of the Simulated HLW Granular form

*Tatsuro Matsumura[1], Sho Ishii[1], Akihiro Suzuki[2], Fumiki Mizusako[2] (1. JAEA, 2. NFD)

11:15 AM - 11:30 AM JST | 2:15 AM - 2:30 AM UTC

[3A08] Realization Development of the Flexible Waste Management System for MA P&T Technology
(5)Storage Concept and Thermal Property

*Tetsuo Fukasawa[1], Kuniyoshi Hoshino[1], Keita Endo[1], Akihiro Suzuki[2], Atsushi Ohuchi[2] (1. Hitachi-GE, 2. NFD)

11:30 AM - 11:45 AM JST | 2:30 AM - 2:45 AM UTC

[3A09] Realization Development of the Flexible Waste Management System for MA P&T Technology
(6)Chemical stability of the HLW granular form during the storage

*Yusa Muroya[1], Yaohiro Inagaki[2], Tatsumi Arima[2], Akihiro Suzuki[3] (1. ISIR, Osaka Univ., 2. Kyushu Univ., 3. NFD)

11:45 AM - 12:00 PM JST | 2:45 AM - 3:00 AM UTC

[3A10] Development of Elution and Recovery Method of Cs and Sr from Zeolites
(1)Elution Properties and Recovery of Cs

*Hitoshi Mimura[1], Minoru Matsukura[1], Tomoya Kitagawa[1], Fumio Kurosaki[1], Hiroyuki Hashimoto[2] (1. UNION SHOWA, 2. Tohoku University)

Planning Lecture | Board and Committee：Fukushima Special Project

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room A B11 - B1 Block

[3A_PL] The Reconstruction in Fukushima Facing a New Phase

Chair: Tadashi Inoue (CRIEPI)

[3A_PL01] The present states and the issues toward future in order to accelerate a return of evacuee and reconstruction in Fukushima

*Reiko Fujita[1] (1. JST)

[3A_PL02] Activities of Fukushima Support Project getting close to comminities

*Reiko Nunome[1] (1. NUMO)

[3A_PL03] Open Discussion

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-1 Radioactive Waste Management

2:45 PM - 3:45 PM JST | 5:45 AM - 6:45 AM UTC | Room A B11 - B1 Block

[3A11-14] Geopolymer Solidification

Chair:Tatsuro Matsumura (JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[3A11] Study on Solidification Technique for Secondary Waste Produced form Contraminated Water Treatment

(3)Investigation into Dry Method of Geopolymer Solidification

*Masaru Yuhara[1], Kanae Matsuyama[1], Masumitsu Toyohara[1], Masaaki Kaneko[1], Chiaki Shimoda[1], Fumi Takahashi[1] (1. Toshiba)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[3A12] Geopolymer Solidification Technology approved by the Czech/Slovak Nuclear Authority

Solidification testing of Cr contaminated resin Waste Stream using SIAL Geopolymer

*Hisashi Mikami[1], Kimihiro Onozaki[1], Genichi Katagiri[1], Takahiro Matsuda[2], Hirofumi Nogichi[2], Milena Prazska[3], Marcela Blazsekova[3], Jan Rezbarik[3] (1. Fuji Electric Co.,Ltd., 2. The Japan Atomic Power Company, 3. Amec Foster Wheeler)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[3A13] Geopolymer Solidification of Fly Ash with Easily Soluble Cesium Compounds

(3)Comparison of G-value and Cesium Leachability between Geopolymer and Cement

*Takahiro Kikuchi[1], Yasuhiro Suzuki[1], Yuta Nakamura[3], Masaki Takaoka[3], Yasuyuki Ishida[2], Takao Ichimura[2], Tsutomu Suzuki[2] (1. JGC CORPORATION, 2. TAIHEIYO CEMENT CORPORATION, 3. Kyoto Univ.)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[3A14] Geopolymer Solidification of Fly Ash with Easily Soluble Cesium Compounds

(4)Influence of Ageing Condition on Chemical Form and Leaching Behavior of Cesium

*Yuta Nakamura[1], Masaki Takaoka[1], Takahiro Kikuchi[2], Yasuhiro Suzuki[2], Yasuyuki Ishida[3], Takao Ichimura[3], Tsutomu Suzuki[3] (1. Kyoto Univ., 2. JGC, 3. Taiheiyo Cement)

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-1 Radioactive Waste Management

3:45 PM - 5:00 PM JST | 6:45 AM - 8:00 AM UTC | Room A B11 - B1 Block

[3A15-19] Predisposal Management of Fukushima Accident Waste

Chair:Akihiro Suzuki (NFD)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[3A15] Volume reduction of ^{137}Cs-contaminated wastes by hot processing and ion-exchange chromatography

*Tsuneki Ichikawa[1,2], Kazuo Yamada[2], Masahiro Osako[2] (1. Hokkaido University, 2. National Institute for Environmental Studies)

4:00 PM - 4:15 PM JST | 7:00 AM - 7:15 AM UTC

[3A16] Research about aging degradation of containers and other materials for storage of removed soil at temporary storage site in Fukushima Prefecture

*Yusuke Takahashi[1], Tetsuji Ito[2], Hiroshi Nagasawa[2] (1. Fukushima Prefecture Centre for Environmental Creation, 2. Fukushima Technology Centre Fukushima Technical Support Centre)

4:15 PM - 4:30 PM JST | 7:15 AM - 7:30 AM UTC

[3A17] Migration behavior of radioactive nuclides to structural materials in accumulated water at Fukushima daiichi nuclear power station

(1)Migration behavior of Cs, Sr and Ni

*Haruka Aihara[1], Atsuhiro Shibata[1], Kazunori Nomura[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

4:30 PM - 4:45 PM JST | 7:30 AM - 7:45 AM UTC

[3A18] Development of inventory evaluation methods for the radioactive wastes of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(11)Modelling estimation methodology of radionuclide distribution in reactor building

*Daisuke Sugiyama[3], Ryo Nakabayashi[3], Tomonari Fujita[3], Yoshikazu Koma[2], Yoko Takahatake[2], Takashi Ashida[2], Yoshio Aoki[1], Hideaki Uchiyama[1], Sohken Ojiro[1] (1. IRID, 2. JAEA, 3. CRIEPI)

4:45 PM - 5:00 PM JST | 7:45 AM - 8:00 AM UTC

[3A19] Development of inventory evaluation methods for the radioactive wastes of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(12)Modeling of the radionuclide concentration in the contaminated water of each unit

*Atsuhiro Shibata[1], Yoshikazu Koma[1], Takao Ohi[1], Hirokazu Takahashi[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. QJ Science)

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：305-2 Operational Management, Inspection and Maintenance of Reactor

9:30 AM - 10:35 AM JST | 12:30 AM - 1:35 AM UTC | Room B B12 - B1 Block

[3B01-04] Work Support Technology

Chair:Yasunori Yamanaka (CRIEPI)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[3B01] Development of an Information Reference System using Reconstruction Models of Dismantling Fields

*Yuki Harazono[1], Taro Kimura[2], Hirotake Ishii[1], Hiroshi Shimoda[1], Yuya Kouda[3] (1. Graduate School of Energy Science, Kyoto Univ., 2. Present: SoftBank Corp., 3. Fugen Decommissioning Engineering Center, Japan Atomic Energy Agency)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[3B02] Development of a Relocalization Method Applicable to AR Support Systems

*Yoshiki Ohashi[1], Taro Kimura[2], Takashi Kurushima[1], Hirotake Ishii[1], Hiroshi Shimoda[1], Yuya Kouda[3] (1. Graduate School of Energy Science, Kyoto University, 2. SoftBank Corp., 3. Japan Atomic Energy Agency, Decommissioning Engineering Center)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[3B03] Diagnosis of Social Infrastructures Based on Probabilistic Fracture Mechanical Analysis by Dr. Mainte, Integrated Simulator of Mainte nance Optimizatoin of LWRs (2)

*isobe yoshihiro[1], Mitsuyuki Sagisaka[1], Ryota Ogawa[1], Takashi Matsunaga[1], Hiroaki Fujiyoshi[1], Satoshi Matsumoto[2], Toru Kosaka[2], Shinobu Yoshimura[3] (1. Nuclear Fuel Industiries ltd., 2. Atree, Inc., 3. The University of Tokyo)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[3B04] WIRELESS CONTROL SYSTEM FOR ELECTROMAGNETIC WAVE DISTRIBUTION IN NUCLEAR POWER PLANT (II)

PERFORMANCE TEST FOR WIRELESS CONTROL SYSTEM AND APPLICATIONS

*hidehiko kuroda[1], naotaka oda[1], shigeru odanaka[1], mitsunobu hayashi [1], takeshi hasegawa[1], yoshiro ikeda[1], takahiro shirota[1], tomomi oshima[1], kei takakura[1], hiroyuki nishikawa[1] (1. TOASHIBA Corporation)

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：305-3 Reactor Design, Construction and Examination of Nuclear Power Station, Aseismatic Design, Nuclear Ship

10:35 AM - 12:00 PM JST | 1:35 AM - 3:00 AM UTC | Room B B12 - B1 Block

[3B05-09] BWR PCV Design and AP1000 Test Run

Chair:Yoshihiro Kojima (TOSHIBA)

10:35 AM - 10:50 AM JST | 1:35 AM - 1:50 AM UTC

[3B05] Applicability evaluation of steel plate reinforced concrete structure for primary containment vessel

(14)Opening Part Test

*Junki Ota[1], Shigehiro Mimori[1], Shizuka Hirako[2], Kazuya Ohta[3], Tadashi Tamura[3], Ryoichi Nagayama[4] (1. TOSHIBA COPORATION, 2. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., 3. SHIMIZU CORPORATION, 4. The Chugoku Electric Power Co., Inc.)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[3B06] Applicability evaluation of steel plate reinforced concrete structure for primary containment vessel

(15)Pressure Test of Cylindrical Steel Plate Reinforced Concrete Structure

*Hiroyuki Nouji[1], Shintaro Narita[1], Masashi Tanabe[2], Takashi Okayasu[3], Junya Kawada[3], Ryoichi Nagayama[4] (1. Hitachi-GE Nuclear Energy,Ltd., 2. Toshiba Corporation, 3. Kajima Corporation, 4. The Chugoku Electric Power CO.,INC.)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[3B07] Applicability evaluation of steel plate reinforced concrete structure for primary containment vessel

(16)Applicability Evaluation to Primary Containment Vessel of BWRs

*Yu Kuwada[1], Yukiharu Ohga[1], Junki Ota[2], Shohei Sawada[3], Isao Kojima[4], Ryoichi Nagayama[5] (1. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., 2. Toshiba Corporation, 3. Kajima Corporation, 4. Shimizu Corporation, 5. The Chugoku Electric Power Co., Inc.)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[3B08] Applicability evaluation of steel plate reinforced concrete structure for primary containment vessel

(17)Improvement of Structural Integrity Evaluation Method for Primary Containment Vessel

*Masashi Tanabe[1], Yasumi Kitajima[1], Masaaki Osaka[2], Takahiro Momma[3], Isao Kojima[4], Ryoichi Nagayama[5] (1. Toshiba, 2. Hitachi-GE, 3. Kajima, 4. Shimizu, 5. Chugoku Electric Power)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[3B09] The AP1000® Plant Pre-operational Testing

(3)Passive Core Cooling System (Part 2)

*Yukitaka Yamazaki[1], Richard F. Wright[2] (1. Westinghouse Electric Japan Ltd., 2. Westinghouse Electric Company LLC)

General Meeting

12:00 PM - 1:00 PM JST | 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room B B12 - B1 Block

[3B_GM] 「原子力発電部会」第32回全体会議

[3B_GM] General Meeting

Planning Lecture | Technical division and Network：Operation and Power Division

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room B B12 - B1 Block

[3B_PL] Status of response to new regulatory requirements and extension of operational period in the domestic nuclear power plants

Chair: Yoshio Kani (Tokai Univ.)

[3B_PL01] Safety enhancements at Kashiwazaki Kariwa NPP based on the lessons learned from the Fukushima accident and new regulatory requirements

*Shinichi Kawamura[1] (1. TEPCO HD)

[3B_PL02] The Activities for Long Term Operation (Extension of Operating Period) for Nuclear Power Plants

*Yasuhiko Minami[1] (1. KEPCO)

[3B_PL03] Safety Improvement Assessment for Sendai Nuclear Power Station Unit 1

*Kazutoshi Eto[1] (1. KYUDEN)

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：305-3 Reactor Design, Construction and Examination of Nuclear Power Station, Aseismatic Design, Nuclear Ship

2:45 PM - 4:55 PM JST | 5:45 AM - 7:55 AM UTC | Room B B12 - B1 Block

[3B10-17] Evaluation Technique at the Earthquake

Chair:Masahiro Miki (Hitachi)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[3B10] Study on Nonlinear Behavior of Circular Foundation Uplift

*Taisuke Muraki[1], Kazuhiro Yoshida[2], Kazuyuki Nagasawa[3], Takayuki Koyanagi[3], Tatsuya Mase[4], Hiroyuki Yoshida[4] (1. Shimizu corporation, 2. Ohsaki Research Institute, 3. TEPCO HD, 4. TEPSCO)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[3B11] Verification of analysis code used in the evaluation of overflow from spent fuel pool due to earthquakes

*Shun Fujita[1], Yuichi Ushio[2], Shohei Onitsuka[1], Tadashi Iijima[1], Shun Fujimoto[3], Yoichi Onishi[4], Hiroki Takahara[5] (1. Hitachi GE, 2. Hitachi, 3. Prometech Software, 4. AdvanceSoft, 5. Tokyo Institute of Technology)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[3B12] Seismic evaluation of partial ring-stiffened steel containment vessel by an elastic-plastic buckling analysis

*Takashi Okafuji[1], Kazuhiro Miura[1], Mitsuhiro Nakamura[1], Noriyuki Hakoda[1], Hideyasu Ogo[2], Syu Tsujii[2], Tatsuya Hara[2] (1. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 2. The Kansai Electric Power Company, Incorporated)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[3B13] SEISMIC TEST ANALYSIS EVALUATION OF MOTOR-OPERATED VALVE ACTUATORS FOR NUCLEAR POWER PLANT

(1)ELEMENT TEST

*Nobuo Kojima[1], Yoshitaka Tsutsumi[2], Kouji Nishino[1], Yukio Watanabe[1], Shin Kumagai[3], Hiroyuki Kamino[4] (1. toshiba, 2. Chubu Electric Power, 3. Hitachi-GE Nuclear Energy, 4. MITSUBISHI HEAVY INDUSTRIES)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[3B14] SEISMIC TEST ANALYSIS EVALUATION OF MOTOR-OPERATED VALVE ACTUATORS FOR NUCLEAR PLANT

(2)ANALYTICAL EVALUATION

*Yukio Watanabe[1], Yoshitaka Tsutsumi[2], Nobuo Kojima[1], Kouji Nishino[1], Shin Kumagai[3], Hiroyuki Kamino[4] (1. Toshiba, 2. Chuden, 3. HitachiGE, 4. Mhi)

4:00 PM - 4:15 PM JST | 7:00 AM - 7:15 AM UTC

[3B15] Development of seismic assessment method for FR core

(1)Seismic experiment and analysis of hexagonal bundle model under strong excitation

*Matsubara Shinichiro[1], Akihisa Iwasaki[1], Kazuteru Kawamura[1], Iwao Ikarimoto[1], Hidenori Harada[3], Tomohiko Yamamoto[2] (1. MHI, 2. JAEA, 3. MFBR)

4:15 PM - 4:30 PM JST | 7:15 AM - 7:30 AM UTC

[3B16] Development of seismic assesment method for FR core

(2)Seismic experiment of full scale single model of control rod

*Tomohiko Yamamoto[1], Hidenori Harada[2], Akihisa Iwasaki[3], Shinichiro Matsubara[3], Iwao Ikarimoto[3] (1. JAEA, 2. MFBR, 3. MHI)

4:30 PM - 4:45 PM JST | 7:30 AM - 7:45 AM UTC

[3B17] Development of seismic assesment method for FR core

(3)Verification of seismic assesment model of control rod

*Akihisa Iwasaki[1], Kazuteru Kawamura[1], Shinichiro Matsubara[1], Iwao Ikarimoto[1], Tomohiko Yamamoto[3], Hidenori Harada[2] (1. Mitsubishi Heavy Industries,LTD., 2. Mitsubishi FBR Systems,Inc, 3. Japan Atomic Energy Agency)

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：306-1 Nuclear Safety Engineering, Nuclear Installation Safety, PSA

9:30 AM - 11:10 AM JST | 12:30 AM - 2:10 AM UTC | Room C Open Hall - B1 Block

[3C01-06] Quake-resistant and Seismic Isolation Technologies

Chair:Hiroyuki Yamada (CRIEPI)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[3C01] Development of seismic counter measures against cliff edges for enhancement of comprehensive safety of nuclear power plants

Part6: Definition and representation of cliff edge

*Tsuyoshi Takada[1], Tatsuya Itoi[1], Takenori Hida[1], Ken Muramatsu[2], Hitoshi Muta[2], Satoshi Fujita[3], Osamu Furuya[3], Keisuke Minagawa[4], Hidemasa Yamano[5], Akemi Nishida[5] (1. The University of Tokyo, 2. Tokyo City University, 3. Tokyo Denki University, 4. Saitama Institute of Technology, 5. Japan Atomic Energy Agency)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[3C02] Development of seismic counter measures against cliff edges for enhancement of comprehensive safety of nuclear power plants

Part7: Cliff edges relevant to NPP building response

*Akemi Nishida[1], Byunghyun Choi[1], Hidemasa Yamano[1], Tsuyoshi Takada[2] (1. JAEA, 2. The Univ. of Tokyo)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[3C03] Development of seismic counter measures against cliff edges for enhancement of comprehensive safety of nuclear power plants

Part8: Relaxation of cliff edges by seismic isolation

*Keisuke Minagawa[1], Satoshi Fujita[2], Osamu Furuya[2], Tsuyoshi Takada[3] (1. Saitama Institute of Tech., 2. Tokyo Denki Univ., 3. The University of Tokyo)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[3C04] Development of seismic counter measures against cliff edges for enhancement of comprehensive safety of nuclear power plants

Part9: Required Performance and Cliff-edge of Overall Nuclear Power Plant System to Seismic Event

*Hitoshi Muta[1], Ken Muramatsu[1], Yasuki Ohtori[1], Tsuyoshi Takada[2], Tatsuya Itoi[2] (1. Tokyo City University, 2. The University of Tokyo)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[3C05] Development of seismic counter measures against cliff edges for enhancement of comprehensive safety of nuclear power plants

Part10: Evaluation of cliff edges of human

*Takenori Hida[1], Tatsuya Itoi[1], Tsuyoshi Takada[1] (1. The University of Tokyo)

10:45 AM - 11:00 AM JST | 1:45 AM - 2:00 AM UTC

[3C06] The analysis evaluation of equipment and piping system for fault displacement

(3)An elasto-plastic analysis of crossover piping combined with the earthquake

*kunihiko sato[1], yutaka suzuki[1], satoshi shinma[2], ryusuke haraguchi[2], masanobu kamiya[3], tsutomu ogawa[3], kouichi kamiya[3] (1. MHI NSE, 2. MHI, 3. JAPC)

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：306-1 Nuclear Safety Engineering, Nuclear Installation Safety, PSA

11:10 AM - 12:00 PM JST | 2:10 AM - 3:00 AM UTC | Room C Open Hall - B1 Block

[3C07-09] Seismic PRA 1

Chair:Keisuke Minagawa (Saitama Inst. of Tech.)

11:10 AM - 11:25 AM JST | 2:10 AM - 2:25 AM UTC

[3C07] Improvement of fragility evaluation method on seismic PRA

(4)Study of evaluation method on input seismic motion response factor at model plant

*Hiroyuki Yamada[1], Katsumi Ebisawa[1], Kazuhiko Kikuchi[2], Takeshi Ugata[3], Shigehiro Sakamoto[3], Sayaka Igarashi[3], Yoshinori Mihara[4], kohei Tanaka[5] (1. CRIEPI, 2. YONDEN, 3. TAISEI CORPORATION, 4. Kajima Corp., 5. RTRI)

11:25 AM - 11:40 AM JST | 2:25 AM - 2:40 AM UTC

[3C08] Improvement of fragility evaluation method on seismic PRA

(5)Study on building fragility evaluation considering nonlinear dynamic analysis

*Akira Ota[1], Takeshi Ugata[1], Masatoshi Okada[2], Hiroyuki Yamada[3], Katsumi Ebisawa[3] (1. TAISEI, 2. YONDEN, 3. CRIEPI)

11:40 AM - 11:55 AM JST | 2:40 AM - 2:55 AM UTC

[3C09] Improvement of fragility evaluation method on seismic PRA

(6)Investigation of the component fragility evaluation considering dynamic nonlinear characteristics of building

*Tetsuhiro Gou[1], Ryusuke Haraguchi[1], Kazuhiko Kikuchi[2], Hiroyuki Yamada[3], Katsumi Ebisawa[3] (1. MHI, 2. YONDEN, 3. CRIEPI)

Planning Lecture | Board and Committee：Decommissioning of Nuclear Power Stations Committee

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room C Open Hall - B1 Block

[3C_PL] Periodical Report from Study Committee on Decommissioning of The Fukushima Daiichi NPP

Chair: Naoto Sekimura (Univ. of Tokyo)

[3C_PL01] Activity for Study Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPP

*Hiroshi Miyano[1] (1. Hosei Univ.)

[3C_PL02] Decommissioning of Fukushima Daiichi NPP, the Future Plan

*Toshihiko Fukuda[1] (1. NDF)

[3C_PL03] Status of progress of Fukushima Daiichi nuclear power plant decommissioning

*Shinji Saito[1] (1. TEPCO HD)

[3C_PL04] Current Status of IRID R&D Project for Fukushima Daiichi nuclear power plant decommissioning

*Naoaki Okuzumi[1] (1. IRID)

[3C_PL05] The report from a building structure soundness evaluation subcommittee

*Katsuki Takiguchi[1] (1. Professor Emeritus at Tokyo Tech)

[3C_PL06] The report from a waste examination subcommittee

*Satoshi Yanagihara[1] (1. Univ. of Fukui)

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：306-1 Nuclear Safety Engineering, Nuclear Installation Safety, PSA

2:45 PM - 3:35 PM JST | 5:45 AM - 6:35 AM UTC | Room C Open Hall - B1 Block

[3C10-12] Seismic PRA 2

Chair:Katsumi Ebisawa (CRIEPI)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[3C10] Rsearch on Seismic Correlation for PRA

Part 1: Calculation Method of Seismic Correlation

*Yasuki Ohtori[1], Masato Nakajima[2], Hitoshi Muta[1] (1. Tokyo City University, 2. Central Research Institute of Electric Power Industry)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[3C11] Investigation and Consideration about Risk Evaluation by Fault Displacements for Nuclear Facilities

Structure Damage on Surface Faulting of 2016 Kumamoto Earthquake

*Masanobu Kamiya[1], Masataka Sawada[2], Yasuhira Aoyagi[2] (1. JAPC, 2. CRIEPI)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[3C12] Fragility Evaluation considering Aleatory and Epistemic Uncertainty of Fault Displacement for Reactor Buildings

*Kenshiro Ishiki[1], Hirokazu Tsuji[2], Minoru Kanechika[1], Yoshinori Mihara[1] (1. Kajima Corp., 2. Japan Nuclear Safety Inst.)

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：306-1 Nuclear Safety Engineering, Nuclear Installation Safety, PSA

3:35 PM - 4:55 PM JST | 6:35 AM - 7:55 AM UTC | Room C Open Hall - B1 Block

[3C13-17] Seismic PRA 3

Chair:Masanobu Kamiya (JAPC)

3:35 PM - 3:50 PM JST | 6:35 AM - 6:50 AM UTC

[3C13] Development of fault displacement PRA methodology

(1)Outline

*Katsumi Ebisawa[1], Hideaki Tsutsumi[1], Yoshinori Mihara[3], Futoshi Tanaka[2], Daisuke Ochi[2], Manabu Miyata[2], Ryusuke Haraguchi[2], Tetsuhiro Gou[2], Kunihiko Sato[2], Hidenori Miwa[2] (1. CRIEPI, 2. MHI, 3. Kajima)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

[3C14] Development of fault displacement PRA methodology

(2)Identification of accident scenario based on view point of soil and building failure against fault displacement

*Yoshinori Mihara[1], Katsumi Ebisawa[2], Hideaki Tsutsumi[2] (1. Kajima Corporation, 2. Central Research Institute of Electric Power Industry)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[3C15] Development of fault displacement PRA methodology

(3)Identification of accident scenario based on view point of structure, system and component failure against fault displacement

*Futoshi Tanaka[1], Daisuke Ochi[1], Manabu Miyata[1] (1. MHI)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[3C16] Development of fault displacement PRA methodology

(4)Development of fragility evaluation method of structure and component against fault displacement

*Ryusuke Haraguchi[1], Tetsuhiro Gou[1], Kunihiko Sato[2] (1. Mitsubishi Heavy Industries, LTD., 2. MHI Nuclear Systems And Solution Engineering Co., Ltd.)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[3C17] Development of fault displacement PRA methodology

(5)Development of accident sequence evaluation against fault displacement

*Hideki Miwa[1], Daisuke Ochi[1], Manabu Miyata[1], Futoshi Tanaka[1] (1. MHI)

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-3 Decommissioning Technology of Nuclear Facilities

10:10 AM - 12:00 PM JST | 1:10 AM - 3:00 AM UTC | Room D B31 - B3 Block

[3D01-07] Evaluation for Accident Reactor

Chair:Yoichi Wada (Hitachi)

10:10 AM - 10:25 AM JST | 1:10 AM - 1:25 AM UTC

[3D01] The simulation of temperature distribution in 1F unit 3 by using CFD method

*Eiji Kaku[1], Koji Okamoto[1], Masahiro Kondo[1], Erdal Ozdemir[1], Penghui Chai[2,3], Ikken Sato[2,3] (1. University of Tokyo, 2. JAEA, 3. IRID)

10:25 AM - 10:40 AM JST | 1:25 AM - 1:40 AM UTC

[3D02] Improvement of VR system in decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Rintaro Ito[1], Kenta Suzuki[1], kazunori Horiuchi[1], Hiroyasu Hirano[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

10:40 AM - 10:55 AM JST | 1:40 AM - 1:55 AM UTC

[3D03] Investigation on the Fracture Behavior of Core Structure Materials by Molten Corium in Boiling Water Reactor Plants during Severe Accidents

Fracture Mode of Stainless Steel by molten Fe-Cr-Ni-B-C

*Takehiro Sumita[1], Yoshinao Kobayashi[1], Shigeru Ueda[2], Toshio Nakagiri[3] (1. Tokyo Institute of Technology, 2. Tohoku University, 3. JAEA)

10:55 AM - 11:10 AM JST | 1:55 AM - 2:10 AM UTC

[3D04] Dissolution behavior of stainless steel into Fe-Cr-Ni-B-C alloy

*Jiang Liu[1], Takehiro Sumita[1], Yoshinao Kobayashi[1] (1. Tokyo Institute of Technology)

11:10 AM - 11:25 AM JST | 2:10 AM - 2:25 AM UTC

[3D05] Annealing effect on strength and microstructure of LWR steels during severe accident

Residual strength estimation of the reactor structure after the severe accident

*Kengo Hashimoto[1], Kohei Noguchi[1], Shiro Jitsukawa[1] (1. National Institute of Technology, Fukushima College)

11:25 AM - 11:40 AM JST | 2:25 AM - 2:40 AM UTC

[3D06] Annealing effects on strength and microstructure of LWR steels during severe accident

(2)Effect of heating on the microstructure and strength of the steels for reactor internals during the severe accident

*kohei Noguchi[1], Kengo Hashimoto[1], Seiya Suzuki[1], Tomoyasu Karino[1], Ayato Nagayama[1], Shiro Jitsukawa[1] (1. Nitional Institute of Technology Fukushima college)

11:40 AM - 11:55 AM JST | 2:40 AM - 2:55 AM UTC

[3D07] Characteristics of Radioactive Waste Management in Decommissioning Accident-Damaged Reactors

*Akira Asahara[1], Daisuke Kawasaki[1], Satoshi Yanagihara[1] (1. University of Fukui)

Planning Lecture | Over view Report：Over View Report 4 - Tokyo Institute of Technology

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room D B31 - B3 Block

[3D_PL] Global Human Resource Development Program for Nuclear Sefety and Security

Chair: Yoichi Tamagawa (Univ. of Fukui)

[3D_PL01] Overview and Achievement

*Masaki Saito[1] (1. Tokyo Tech)

[3D_PL02] Domestic and Oversea Internships

*Kota Kawai[1] (1. Tokyo Tech)

[3D_PL03] Opinions from the External Evaluation Committee

*Kazuhiko Kudo[1] (1. Kyushu Univ.)

[3D_PL04] Development to the Education Reform at Tokyo Tech

*Masayuki Igashira[1] (1. Tokyo Tech)

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-3 Decommissioning Technology of Nuclear Facilities

2:45 PM - 4:05 PM JST | 5:45 AM - 7:05 AM UTC | Room D B31 - B3 Block

[3D08-12] Water Sealing Technology for F1

Chair:Daisuke Kawasaki (Fukui Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[3D08] Development of water sealing method for S/C by filling up with anti-washout underwater concrete

(11)Outline of experiment of anti-washout underwater concrete filing and water sealing in the full scale S/C model

*Hiroshi Masaki[1], Yuji Murakami[2], Toshiaki Wakui[2], Hisashi Imai[2], Sumiyuki Sawada[2], Toshinori Dekura[1] (1. IRID(Toshiba), 2. HAZAMA ANDO)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[3D09] Development of water sealing method for S/C by filling up with anti-washout underwater concrete

(12)Influence of T-frange overflowing on water sealing of damage hole with anti-washout underwater concrete in the real scale experiment

*Yuji Murakami[1], Toshiaki Wakui[1], Hisashi Imai[1], Sumiyuki Sawada[1], Hiroshi Masaki[2], Toshiaki Dekura[2] (1. HAZAMA ANDO, 2. IRID(Toshiba))

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[3D10] Development of water sealing method for S/C by filling up with anti-washout underwater concrete

(13)Water sealing performance of anti-washout underwater concrete for quencher and strainer in the real scale S/C model

Hisashi Imai[1], Toshiaki Wakui[1], *Yuji Murakami[1], Sumiyuki Sawada[1], Hiroshi Masaki[2], Toshiaki Dekura[2] (1. HAZAMA ANDO, 2. IRID(Toshiba))

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[3D11] Development of water sealing method for S/C by filling up with anti-washout underwater concrete

(14)The placing and finishing condition of anti-washout underwater concrete for the real scale experiment

Ryo Yamashita[1], Yuji Murakami[1], Toshiaki Wakui[1], Hisashi Imai[1], *Sumiyuki Sawada[1], Seiichiro Tanaka[1], Hiroshi Masaki[2], Toshinori Dekura[2] (1. HAZAMA ANDO, 2. IRID(Toshiba))

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[3D12] Development of water sealing method for S/C by filling up with anti-washout underwater concrete

(15)Properties of hardened anti-washout underwater concrete for the real

*Sumiyuki Sawada[1], Yuji Murakami[1], Toshiaki Wakui[1], Hisashi Imai[1], Ryo Yamashita[1], Hiroshi Masaki[2] (1. HAZAMA ANDO CORPORATION, 2. IRID(TOSHIBA CORPORATION))

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：304-1 Thermal Hydraulics, Energy Conversion, Energy Transfer, Energy Storage

9:30 AM - 10:55 AM JST | 12:30 AM - 1:55 AM UTC | Room E B32 - B3 Block

[3E01-05] Filter and Scrubbing 2

Chair:Takashi Takata (JAEA)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[3E01] Aerosol Behavior inside a Single Bubble during Pool Scrubbing

*Kota Fujiwara[1], Yuki Nakamura[1], Wataru Kikuchi[1], Shinpei Saito[1], Tomohisa Yuasa[1], Akiko Kaneko[1], Yutaka Abe[1] (1. University of Tsukuba)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[3E02] Gas-liquid two-phase flow behavior in pool scrubbing

*Yuki Nakamura[1], Kota Fujiwara[1], Wataru Kikuchi[1], Simpei Saito[1], Tomohisa Yuasa[1], Akiko Kaneko[1], Yutaka Abe[1] (1. University of Tsukuba)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[3E03] Aerosol Behavior in Two-Phase Flow during Pool Scrubbing

*Wataru Kikuchi[1], Kota Fujiwara[1], Yuki Nakamura[1], Shimpei Saito[1], Tomohisa Yuasa[1], Kaneko Akiko[1], Yutaka Abe[1] (1. University of Tsukuba)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[3E04] Development of High Efficiency Filtered Containment Venting System Using Zeolite

(11)Evaluation of Two-Phase Flow Instability by Visualized Test

*Takuya Fujii[1], Naoto Kitahara[1], Tadashi Narabayashi[1], Yasunori Yamamoto[1], Go Chiba[1] (1. Hokkaido Univ.)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[3E05] Development of High Efficiency Filtered Containment Venting System Using Zeolite

(12)Supplession of Two-Phase Flow Instability by Using a Pressurize Orifice

*Naoto Kitahara[1], Takuya Fujii[1], Tadashi Narabayashi[2], Yasunori Yamamoto[2], Go Chiba[2] (1. Hokkaido Univ. Graduate School of Engineering, 2. Hokkaido Univ. Faculty of Engineering)

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：304-1 Thermal Hydraulics, Energy Conversion, Energy Transfer, Energy Storage

10:55 AM - 12:00 PM JST | 1:55 AM - 3:00 AM UTC | Room E B32 - B3 Block

[3E06-09] Thermal Hydraulics Simulation 2

Chair:Taku Nagatake (JAEA)

10:55 AM - 11:10 AM JST | 1:55 AM - 2:10 AM UTC

[3E06] Development of Leak Detector for Canister

(1)Leak Tests by Vertical Small Canister Model

*Hirofumi Takeda[1], Kohei Shimaike[2] (1. CRIEPI, 2. Siemens)

11:10 AM - 11:25 AM JST | 2:10 AM - 2:25 AM UTC

[3E07] Development of Leak Detector for Canister

(2)Leak Test Analysis by Vertical Small Canister Model

*Kohei Shimaike[1], Hirofumi Takeda[2] (1. Siemens, 2. CRIEPI)

11:25 AM - 11:40 AM JST | 2:25 AM - 2:40 AM UTC

[3E08] Application of a fire zone model for a single compartment fire under mechanically ventilated condition

Case study of BRI2002

*Koji Tasaka[1], Koji Shirai[1], Toshiko Udagawa[2] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry, 2. WDB Co., Ltd.)

11:40 AM - 11:55 AM JST | 2:40 AM - 2:55 AM UTC

[3E09] Analysis evaluation of the thermal hydraulic phenomenon at lower plenum in the reactor vessel for the improvement in safety of PWR

Application of trasient analysis method to evaluation of the thermal hydraulic phenomenon in the reactor vessel

*Keigo Nishida[1], Junichi Takeuchi[1], Masaaki Okano[1], Daisuke Kanamori[2] (1. Mitsubishi Heavy Industries,LTD., 2. THE KANSAI ELECTRIC POWER CO.,INC)

General Meeting

12:00 PM - 1:00 PM JST | 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room E B32 - B3 Block

[3E_GM] 「熱流動部会」第49回全体会議

[3E_GM] General Meeting

Planning Lecture | Joint Session：Joint Session - Thermal HydraulicsDivision, Computational Science and Engineering Division

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room E B32 - B3 Block

[3E_PL] External events important for reactor safety evaluation (Subjects raised in Thermal-Hydraulics Roadmap 2017)

Chair: Akira Yamaguchi (Univ. of Tokyo)

[3E_PL01] AESJ Thermal-Hydraulics Roadmap 2017

*Hideo Nakamura[1] (1. JAEA)

[3E_PL02] Structural measures and assessment technology for volcanic cinders

*Masuhiro Beppu[1] (1. National Defense Academy)

[3E_PL03] Current status of the fire modeling for the compartment fire in nuclear power plant

*Koji Shirai[1] (1. CRIEPI)

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：304-1 Thermal Hydraulics, Energy Conversion, Energy Transfer, Energy Storage

2:45 PM - 3:50 PM JST | 5:45 AM - 6:50 AM UTC | Room E B32 - B3 Block

[3E10-13] System Analysis

Chair:Kazuyuki Takase (Nagaoka Univ. of Tech.)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[3E10] Development of a System Analysis Code for NPP

(2)Development of a Basic Analysis Function

*Junichi Kaneko[1], Naofumi Tsukamoto[1] (1. NRA)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[3E11] Sensitivity Analysis with RELAP5 Code Using ROSA/LSTF Test Data on Steam Generator Tube Rupture

*Takeshi TAKEDA[1], Iwao OHTSU[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[3E12] Verification of RELAP5 Interfacial Friction Model in Downcomer

(2)Investigation of Distribution Parameter Using Bubble Layer Thickness Model

*Ikuo Kinoshita[1], Shuichiro Miwa[2], Takashi Hibiki[3] (1. INSS, 2. Hokkaido University, 3. Purdue University)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[3E13] TRACE code analysis with modified boiling heat-transfer model for LOCA experiments

*Riichiro Okawa[1], Masahiro Furuya[1] (1. CRIEPI)

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：304-1 Thermal Hydraulics, Energy Conversion, Energy Transfer, Energy Storage

3:50 PM - 5:00 PM JST | 6:50 AM - 8:00 AM UTC | Room E B32 - B3 Block

[3E14-17] Measurement Techinique

Chair:Satoshi Nishimura (CRIEPI)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

[3E14] Fundamental development of time-resolved measurement technique for discovery of influence of melt convection on eutectic melting progress

*Shota Ueda[1], Masahiro Kondo[1], Kenta Inagaki[2], Koji Okamoto[1] (1. The University of Tokyo, 2. Central Research Institute of Electric Power Industry)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[3E15] Thin liquid film thickness measurement by ultrasound

*Yuki Wada[1], Jun Sagawa[2], Yoshiyasu Hirose[3], Akira Satou[1], Yasuteru Sibamoto[1], Taisuke Yonomoto[1] (1. JAEA, 2. Mito Electronic Solution, 3. Advanced Algorithm & Systems)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[3E16] Study on maintaining performance of water level gauge under the severe accident

*Yuki KURA[1], Tadashi NARABAYASHI[1], Yasunori YAMAMOTO[1], Go CHIBA[1] (1. Hokkaido University)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[3E17] Measurement Improvement of Flow Rate of Liquid Metal Using Ultrasonic Pulse Doppler Method Based on Velocity Profiles

*Kohei Tsutsumi[1], Shuichiro Miwa[1], Hiroto Sakashita[1], Michitsugu Mori[1] (1. Hokkaido Univ.)

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：304-1 Thermal Hydraulics, Energy Conversion, Energy Transfer, Energy Storage

9:30 AM - 10:35 AM JST | 12:30 AM - 1:35 AM UTC | Room F C214 - C Block

[3F01-04] Corrosion and Risk Evaluation

Chair:Hidemasa Yamano (JAEA)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[3F01] Risk Based Strategies for Inspection and Maintenance of Nuclear Power Plants

3. Maintenance management based on reliability evaluation in consideration of responding capability against failure modes

*Masayoshi Kojima[1], Hiroshige Kikura[1], Shunsuke Uchida[2], Hide Okada[2] (1. Tokyo Institute of Technology, 2. The Institute of Applied Energy)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[3F02] Risk Based Strategies for Inspection and Maintenance of Nuclear Power Plants

4. An Example for Risk Based Inspection for the Events Originating FAC Related Causes

*Hide Okada[1], Shunsuke Uchida[1], Masanori Naitoh[1], Masayoshi Kojima[2], Hiroshige Kikura[2] (1. The Institute of Applied Energy, 2. Tokyo Institute of Technology)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[3F03] Risk Based Strategies for Inspection and Maintenance of Nuclear Power Plants

5. An Example for Risk Based Inspection for the Events Originating IGSCC Related Causes

*Shunsuke Uchida[1], Hide Okada[1], Masanori Naitoh[1], Satoshi Hanawa[3], Masayoshi Kojima[2], Hiroshige Kikura[2] (1. The Institute of Applied Energy, 2. Tokyo Institute of Technology, 3. Japan Atomic Energy Agency)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[3F04] Effect of liquid film velocity on flow accerelated corrosion under water-steam two-phase flow

*Masaaki Satake[1], Kimitoshi Yoneda[1], Ryo Morita[1], Kazutoshi Fujiwara[1], Fumio Inada[1] (1. CRIEPI)

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：304-1 Thermal Hydraulics, Energy Conversion, Energy Transfer, Energy Storage

10:35 AM - 12:00 PM JST | 1:35 AM - 3:00 AM UTC | Room F C214 - C Block

[3F05-09] Melting Behavior

Chair:Masaaki Satake (CRIEPI)

10:35 AM - 10:50 AM JST | 1:35 AM - 1:50 AM UTC

[3F05] Deepening Understanding of Ex-Vessel Corium Behavior by Multi-Physics Modeling

(1)Overview of the Research Plan

*Akifumi Yamaji[1], Masahiro Furuya[2], Yuji Ohishi[3], Guangtao Duan[1] (1. Waseda University, 2. Central Research Institute of Electric Power Industry, 3. Osaka University)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[3F06] Investigation on thermal deterioration of concreate in severe accident

*Takahito Hareyama[1], Tadashi Narabayashi[2], Yasunori Yamamoto[2], Go Chiba[2], Tsukasa Hayashi[3], Takahiro Konno[4] (1. Hokkaido University, Graduate school of enginieering, 2. Hokkaido University, Faculty of engineering, 3. THE CHUGOKU ELECTRIC POWER, 4. Hitachi-GE Nuclear Energy)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[3F07] An Improved MPS Algorithm for Modelling Crust Behavior in Corium Spreading

*Guangtao Duan[1], Akifumi Yamaji[1], Seiichi Koshizuka[2], Masahiro Furuya[3], Yuji Ohishi[4] (1. Waseda Univ., 2. Univ. Of Tokyo, 3. Central Research Institute of Electric Power Industry, 4. Osaka Univ.)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[3F08] Development of Numerical Simulation Method for Relocation Behavior of Molten Materials in Nuclear Reactors

(10)Measurement of flow down velocity and comparison with the result of numerical analysis

*Yutaro Hihara[1], Hideaki Monji[1], Yutaka Abe[1], Hiroyuki Yoshida[2], Susumu Yamashita[2] (1. Tsukuba Univ., 2. JAEA)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[3F09] Development of Numerical Simulation Method for Relocation Behavior of Molten Materials in Nuclear Reactors

(11)Validation of JUPITER for a corium spreading behavior

*Susumu Yamashita[1], Hiroyuki Yoshida[1] (1. JAEA)

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：301-1 Reactor Physics, Utilization of Nuclear Data, Criticality Safety

9:30 AM - 10:50 AM JST | 12:30 AM - 1:50 AM UTC | Room G C213 - C Block

[3G01-05] Criticality Control Technique Development 3

Chair:Kenichi Tada (JAEA)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[3G01] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

(37)Methodology for applying insoluble neutron absorbers

Ryo Ishibashi[1,2], Yuta Shindo[1,3], *Kazuya Ishii[1,2], Yuichi Morimoto[1,2], Yasuhiro Harada[1,4] (1. IRID, 2. Hitachi-GE Nuclear Energy, 3. Toshiba, 4. Mitsubishi Heavy Industries)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[3G02] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

(38)Viscosity and conveyance process performance of insoluble neutron absorber

*Shohei Kawano[1,2], Yuta Shindo[1,2], Satoshi Miyashiro[1,2] (1. IRID, 2. Toshiba)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[3G03] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

(39)Adhesion property of insoluble absorber

*Yuta Shindo[1,2], Shohei Kawano[1,2], Satoshi Miyashiro[1,2] (1. IRID, 2. TOSHIBA)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[3G04] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

(40)Applicability of soluble neutron absorber

*Yasuhiro Harada[1,2], Makoto Nakano[1,2], Minefumi Matsui[1,2] (1. MHI, 2. IRID)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[3G05] Development of the insoluble neutron absorbers using self-assembled surfactant aggregates

*Noriaki Ushio[1], Kouji Koyanagi[1], Hiroyuki Terazaki[1] (1. Kao Corporation)

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：301-1 Reactor Physics, Utilization of Nuclear Data, Criticality Safety

10:50 AM - 11:55 AM JST | 1:50 AM - 2:55 AM UTC | Room G C213 - C Block

[3G06-09] Criticality Safety

Chair:Masahiro Fukushima (JAEA)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[3G06] Study on Criticality Safety of Directly Disposed Spent PWR Fuel

(1)Estimation of a Subcriticality Criterion and Neutron Poison Amount Evaluation to Ensure Subcriticality

*Hiroshi Akie[1], Masaharu Kataoka[1,2], Kenya Suyama[1] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Current Affiliation: NAIS Co. Inc.)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[3G07] Study on Criticality Safety of Directly Disposed Spent PWR Fuel

(2)International Benchmark on Reflector Effect of SiO_2

*Kenya Suyama[1], Hiroshi Akie[1], Masaharu Kataoka[1,2], Kento Yamamoto[1,3] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. NAIS Co. Inc., 3. Nuclear Fuel Industries, Ltd.)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[3G08] Confirmation of critical limit on low enriched UO_2 fuel using MVP / JENDL4

(1)The validation using the critical experiments benchmark calculation

*shigeaki aoki[1], takeshi nakamura[1] (1. MNF)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[3G09] Confirmation of critical limit on low enriched UO_2 fuel using MVP / JENDL4

(2)Confirmation of critical limit

*TAKESHI NAKAMURA[1], SHIGEAKI AOKI[1] (1. Mitsubishi Nuclear Fuel)

General Meeting

12:00 PM - 1:00 PM JST | 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room G C213 - C Block

[3G_GM] 「若手連絡会（YGN）」第23回全体会議

[3G_GM] General Meeting

Planning Lecture | Technical division and Network：Young Generation Network

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room G C213 - C Block

[3G_PL] Confronting the decommissioning of the Fukushima-Daiichi Nuclear Power Station

Chair: Shin-etsu Sugawara (CRIEPI, YGN)

[3G_PL01] Commemorative address of the Prize of Social and Environmental Division

*Hiroshi Kainuma[1] (1. Ritsumeikan Univ.)

[3G_PL02] Experience of the international cooperation in the field of decommissioning

*Takafumi Ihara[1] (1. TEPCO HD)

[3G_PL03] Panel Discussion

*Kenta Horio[1,2], Hiroshi Kainuma[3], Takafumi Ihara[4] (1. Univ. of Tokyo, 2. YGN, 3. Ritsumeikan Univ., 4. TEPCO HD)

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：301-1 Reactor Physics, Utilization of Nuclear Data, Criticality Safety

2:45 PM - 3:50 PM JST | 5:45 AM - 6:50 AM UTC | Room G C213 - C Block

[3G10-13] Subcriticality Experiment and Evaluation 1

Chair:Atsushi Sakon (Kindai Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[3G10] Student experiments using subcritical core with natural uranium

*Tsuyoshi Misawa[1] (1. Kyoto University Research Reactor Institute)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[3G11] Study on Data Assimilation Techniques using Subcritical Experiment

*Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1] (1. Nagoya University)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[3G12] A research for the estimation of a prompt neutron decay constant using linear combination method.

*Ryota Katano[1], Kazufumi Tsujimoto[1] (1. JAEA)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[3G13] Application of bias factor method for effective delayed neutron fraction using subcritical experiment data

*Toshiki Kimura[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1] (1. Nagoya University)

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：301-1 Reactor Physics, Utilization of Nuclear Data, Criticality Safety

3:50 PM - 4:55 PM JST | 6:50 AM - 7:55 AM UTC | Room G C213 - C Block

[3G14-17] Subcriticality Experiment and Evaluation 2

Chair:Shunsuke Sato (CRIEPI)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

[3G14] Development of Innovative Nuclear Waste Burning System by Fast Reactor Cycle Using Pu Metallic Fuel with MA

(14)Measurement of Doppler Effect for Metallic Fuel Alloy Material with Pulsed Neutron Source II

*Hironobu Unesaki[1], Tadafumi Sano[1], Jun-ichi Hori[1], Yoshiyuki Takahashi[1], Ken Nakajima[1], Akihiro Hara[2], Yasushi Tsuboi[2], Kazuo Arie[2] (1. Kyoto University Research Reactor Institute, 2. TOSHIBA CORPORATION)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[3G15] Reactivity estimation based on asymptotic behavior of power in subcritical state

*Yuichi Yamane[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[3G16] Development of subcriticality monitoring method during shutdown and refueling modes of nuclear power plant

(6)Study on the aggregation method of the subcriticality results from multiple signals

*Shoichi Tashiro[1,2], Masayuki Tojo[1], Yoichiro Shimazu[2,3] (1. GNF-J, 2. Univ. of Fukui, 3. Khalifa Univ.)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[3G17] Experimental Investigation on Probability Distribution of Neutron Counts in a Nuclear Reactor

*Kunihiro Nakajima[1], Sin-ya Hohara[2], Atsushi Sakon[2], Kengo Hashimoto[2] (1. Interdisciplinary Graduate School of Science and Technology, Kindai University, 2. Atomic Energy Research Institute, Kindai University)

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：301-2 Reactor Design, Nuclear Energy Strategy, Nuclear Transmutation

9:30 AM - 10:50 AM JST | 12:30 AM - 1:50 AM UTC | Room H C212 - C Block

[3H01-05] NUclear Transmutation 1

Chair:Satoshi Takeda (Osaka Univ.)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[3H01] Study on the technology for valuable element production by neutron transmutation in light water reactors

(2)Rhenium production by the neutron transmutation of Tungsten

*Hiroki Takezawa[1], Naoyuki Takaki[1] (1. Tokyo City Univ.)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[3H02] Rhenium Production through Transmutation of Tungsten in Fast Reactors

Study on Reducing Specific Radioactivity of Rhenium

*Tsugio Yokoyama[1], Yasuyuki Itoh[2], Masaki Ozawa[3] (1. TNES, 2. Fukui University of Technology, 3. Tokyo Tech)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[3H03] R&D of Transmutation System of LLFP by using Fast Reactors

(1)Outline of the Project

*Satoshi Chiba[1], Makoto Takahashi[2], Toshio Wakabayashi[2], Naoyuki Takaki[3], Yoshiaki Tachi[4], Atsunori Terashima[1], Shin Okumura[1], Tadashi Yoshida[1] (1. Tokyo Institute of Technology, 2. Tonoku University, 3. Tokyo City Univerisity, 4. Japan Atomic Energy Agency)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[3H04] R&D of Transmutation System of LLFP by using Fast Reactors

(2)Characteristics of Transmutation

*Toshio Wakabayashi[1], Makoto Takahashi[1], Satoshi Chiba[2], Naoyuki Takaki[3], Yoshiaki Tachi[4] (1. Tohoku University, 2. Tokyo Institute of Technology, 3. Tokyo City University, 4. Japan Atomic Energy Agency)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[3H05] R&D of Transmutation System of LLFP by using Fast Reactors

(3)Evaluation of Nuclides Produced by Transmutation of LLFP

*Atsunori Terashima[1], Shin Okumura[1], Satoshi Chiba[1] (1. Tokyo Institute of Technology)

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：301-2 Reactor Design, Nuclear Energy Strategy, Nuclear Transmutation

10:50 AM - 11:55 AM JST | 1:50 AM - 2:55 AM UTC | Room H C212 - C Block

[3H06-09] NUclear Transmutation 2

Chair:Tadafumi Sano (Kyoto Univ.)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[3H06] Innovative measurement of Minor Actinide bumup in Fast Reactor applying the ultrahigh energy resolution gamma-ray spectroscopy using superconducting transition edge sensors

*Masashi Ohno[1], Tomoya Irimatsugawa[1], Yuya Ishi[1], Yoshitaka Miura[1], Hiroyuki Takahashi[1], Takashi Yasumune[2], Chikara Ito[2], Koji Takasaki[2], Satoshi Kojiro[3], Chiko Otani[4] (1. The University of Tokyo, 2. JAEA, 3. AIST, 4. RIKEN)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[3H07] Development of highly flexible technology for recovery and transmutation of minor actinide
(1)Objective and plan of overall R&D program

*Masatoshi Iizuka[1], Hirokazu Ohta[1], Kazuya Ohgama[2], Hirohide Kofuji[2], Toshiyuki Nohira[3] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry, 2. Japan Atomic Energy Agency, 3. Kyoto University)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[3H08] Development of highly flexible technology for recovery and transmutation of minor actinide
(2)Study on a MOX fuel fast reactor core loading highly concentrated MA-containing metal fuel

*Kazuya Ohgama[1], Hirokazu Ohta[2], Shigeo Ohki [1], Takanari Ogata[2], Masatoshi Iizuka[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Central Research Institute of Electric Power Industry)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[3H09] Investigation on Reduction of Volume of HLW of HTGR
Confirmation on Reduction of Volume of HLW with Disposal Scenario and Separation

*Yuji Fukaya[1], Hirofumi Ohashi[1] (1. JAEA)

Planning Lecture | Board and Committee：Education Committee

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room H C212 - C Block

[3H_PL] International standardization of the education of cultures on nuclear safety and nuclear security

Chair: Makoto Takahashi (Tohoku Univ.)

[3H_PL01] Opening remarks

*Shigeaki Okajima[1] (1. JAEA)

[3H_PL02] Further enhancement of nuclear safety = continuous improvement
Improtance of engineers's ethics and nuclear knowledge management

*Akihide Hidaka[1] (1. JAEA)

[3H_PL03] Culture of guard security

*Tsuneo Komatsuzaki[1] (1. SECOM)

[3H_PL04] International standardization of the education of cultures on nuclear safety and nuclear security

*Mitsuru Uesaka[1] (1. Univ. of Tokyo)

[3H_PL05] Closing remarks

*Masami Uno[1] (1. Fukui Univ.)

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：301-2 Reactor Design, Nuclear Energy Strategy, Nuclear Transmutation

2:45 PM - 3:50 PM JST | 5:45 AM - 6:50 AM UTC | Room H C212 - C Block

[3H10-13] Acceralator Driven Reactor

Chair:Cheol Ho Pyeon (Kyoto Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[3H10] Series experiment of lead void reactivity worth in two cores with differing uranium enrichments

*Masahiro Fukushima[1], J. Goda[2], J. Bounds[2], T. Cutler[2], T. Grove[2], J. Hutchinson[2], M. James[2], G. McKenzie[2], R. Sanchez[2], Akito Oizumi[1] (1. JAEA, 2. LANL)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[3H11] Design study of multi-target installed Accelerator-Driven System
(1)Outline and neutron target design

*Naoto Aizawa[1], Hiroki Yamaguchi[1], Tomohiko Iwasaki[1] (1. Tohoku Univ.)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[3H12] Design study of multi-target installed Accelerator-Driven System
(2)Reactor core design

*Kenta Suzuki[1], Hiroki Yamaguchi[1], Naoto Aizawa[1], Tomohiko Iwasaki[1] (1. Tohoku Univ.)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[3H13] Impact of Impurity in Transmutation Cycle on Neutronics Design of Accelerator-Driven System

*Takanori Sugawara[1], Ryota Katano[1], Kazufumi Tsujimoto[1] (1. JAEA)

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：301-2 Reactor Design, Nuclear Energy Strategy, Nuclear Transmutation

3:50 PM - 4:55 PM JST | 6:50 AM - 7:55 AM UTC | Room H C212 - C Block

[3H14-17] New Type Reactor Development 2

Chair:Toshihiro Yamamoto (Kyoto Univ.)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

[3H14] Introduction of MOX and Pu-ROX fuels in PBR with accumulative fuel loading scheme

*Irwan Liapto Simanullang[1], Toru OBARA[1] (1. Tokyo Institute of Technology)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[3H15] Burnup analysis of CANDLE burning reactor by Monte Carlo based method

*Hoang Hai Nguyen[1], Jun Nishiyama[1], Toru Obara[1] (1. Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[3H16] Pudding-shaped CANDU core for higher burnup

*Soma Nakamura[1], Naoyuki Takaki[1] (1. Tokyo City University)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[3H17] Feasibility of Bread and Burn reactor with spiral pattern fuel movement

*Jun Nishiyama[1], Kazuki Kuwagaki[1], Toru Obara[1] (1. Tokyo Institute of Technology)

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-2 Waste Disposal and Its Environmental Aspects

10:35 AM - 12:00 PM JST | 1:35 AM - 3:00 AM UTC | Room I C310 - C Block

[3I01-05] Recovery of Cesium

Chair:Daisuke Akiyama (Tohoku Univ.)

10:35 AM - 10:50 AM JST | 1:35 AM - 1:50 AM UTC

[3I01] Recovery of Cs from Contaminated Soil by Subcritical Water containing Metal Ions and Its Solidification using Inorganic Materials for Volume Reduction

(1)Outline of Research

*Kenji Takeshita[1], Xiangbiao Yin[1], Hideharu Takahashi[1], Yusuke Inaba[1], Kazuo Utsumi[1], Nobutake Horiuchi[2], Takahiro Chikazawa[2] (1. Tokyo Institute of Technology, 2. Mitsubishi Materials)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[3I02] Recovery of Cs from Contaminated Soil by Subcritical Water containing Metal Ions and Its Solidification using Inorganic Materials for Volume Reduction

(2)Desorption of Cs from Contaminated Soil by High-speed Ion Exchange under Hydrothermal Condition

*Nobutake Horiuchi[1], Takahiro Chikazawa[1], Xiangbiao Yin[2], Hideharu Takahashi[2], Yusuke Inaba[2], Kazuo Utsumi[2], Kenji Takeshita[2] (1. Mitsubishi Materials, 2. Tokyo Institute of Technology)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[3I03] Recovery of Cs from Contaminated Soil by Subcritical Water Containing Metal Ions and Its Solidification using Inorganic Materials for Volume Reduction

(3)Mechanism of Enhanced Cs Desorption from Clay Minerals under Hydrothermal Condition

*Xiangbiao Yin[1], Nobutake Horiuchi[2], Takahiro Chikazawa[2], Asumi Ochiai[3], Satoshi Utsunomiya[3], Hideharu Takahashi[1], Yusuke Inaba[1], Toshihiko Ohnuki[1], Kenji Takeshita[1] (1. Tokyo Institute of Technology, 2. Mitsubishi Materials Corporation, 3. Kyushu University)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[3I04] Recovery of Cs from Contaminated Soil by Subcritical Water containing Metal Ions and Its Solidification using Inorganic Materials for Volume Reduction

(4)Selective Recovery of Cs in Subcritical Treated Water and Vitrification of Cs

*Hideharu Takahashi[1], Yusuke Inaba[1], Miki Harigai[1], Kazuo Utsumi[1], Kenji Takeshita[1], Nobutake Horiuchi[2], Takahiro Chikazawa[2], Junichi Munezawa[3] (1. Tokyo Institute of Technology, 2. Mitsubishi Materials Corporation, 3. ETD)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[3I05] Examination of the siloxane-bond technology to reduce Fukusima-Daiichi NPP environment risk

Decontamination effect confirmation experiment

*Yoko Iwamiya[1], Masayoshi Kawai[1,2] (1. Choetsu Glass Chemistry Research Co. Ltd., 2. High Energy Accelerator Research Organization)

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-2 Waste Disposal and Its Environmental Aspects

2:45 PM - 3:50 PM JST | 5:45 AM - 6:50 AM UTC | Room I C310 - C Block

[3I06-09] Bentonite

Chair:Hitoshi Nakashima (Shimizu)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[3I06] Study about the effect of the quality of Ca type bentonite to the performance of the low permeable barrier

*Masakazu Chijimatsu[1], Hikaru Oguri[1] (1. Hazama Ando Corporation)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[3I07] Study about the factor which has an influence on a result of methylene blue adsorption test for bentonite

*Hikaru OGURI[1], masakazu chijimatsu[1] (1. Hazama Ando Corporation)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[3I08] Evaluation of colloid filtering function by compacted bentonite: Application of dendrimer

*Takashi Endo[1], Takamitsu Ishidera[1], Motoki Terashima[1], Yukio Tachi[1] (1. JAEA)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[3I09] Temperature dependencies of the deposition behavior of supersaturated silicic acid on illite, considering the alternation of backfill material.

*Shinya Oyama[1], Tsuyoshi Sasagawa[1], Taiji Chida[1], Yuichi Niibori[1] (1. Tohoku University, Graduate School of Engineering, Department of Quantum Science and Energy Engineering)

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-2 Waste Disposal and Its Environmental Aspects

3:50 PM - 4:55 PM JST | 6:50 AM - 7:55 AM UTC | Room I C310 - C Block

[3I10-13] Corrosion and Gas

Chair:Atsushi Mukunoki (JGC)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

[3I10] Corrosion behavior on the carbon steel welded joint under simulated heterogeneously geological environment.

*Kazutoshi Yamzaki[1], Hajime Takao[1], Takahiro Kikuchi[1], Yoshiro Kuriki[1], Masahiro Kawakubo[2], Masato Kobayashi[2], Gen Nakayama[3], Yumiko Iwata[3], Yoshikatsu Tochigi[3] (1. JGC Corporation, 2. RWMC, 3. IHI Corporation)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[3I11] Activation energy of Zircaloy corrosion under disposal conditions

*Tomofumi Sakuragi[1], Osamu Kato[2], Satoshi Yoshida[2], Tsuyoshi Tateishi[3] (1. RWMC, 2. Kobelco, 3. Kobelco Kaken)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[3I12] Estimation of source term for spent fuel disposal

(3)Development of methodology on estimation of fission gas release ratios for Japanese spent fuels

*Masanobu Nagata[1], Kuniaki Akahori[2], Akira Kitamura[1], Yukio Tachi[1], Takahiro Chikazawa[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Mitsubishi Materials Corporation)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[3I13] Preliminary Evaluation on Migration of Gas Generated at Disposal of Fuel Debris

*Taro Shimada[1], Yuki Nishimura[1], Seiji Takeda[1] (1. JAEA)

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：401-2 Nuclear Fuel and the Irradiation Behavior

9:30 AM - 10:50 AM JST | 12:30 AM - 1:50 AM UTC | Room J C309 - C Block

[3J01-05] General/Fuel Debris 1

Chair:Masahide Takano (JAEA)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[3J01] A Study on Long Term Utilization of Nuclear Fuel

Origin, Distribution and Primary Energy Supply Potential of Nuclear Fuel

*Kunihiro Itoh[1], Kazuo Ikeda[1] (1. Nuclear Development Corporation)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[3J02] Research and human resource development for analysis of fuel debris and decommissioning technology of Fukushima Daiichi nuclear power plants

(1)Thermal and mechanical properties of FeB

*Yuji ohishi[1], Fumihiro Nakamori[1], Mitsuyuki Sugizaki [1], Hiroaki Muta[1], Ken Kurosaki[1], Shinsuke Yamanaka[1] (1. Osaka University)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[3J03] Research and human resource development for analysis of fuel debris and decommissioning technology of Fukushima Daiichi nuclear power plants

(2)Thermal and mechanical properties of Chromium boride(CrB,Cr_2B)

*Mitsuyuki Sugizaki[1], Yuji Ohishi[1], Hiroaki Muta[1], Ken Kurosaki[1], Shinsuke Yamanaka[1,2] (1. Graduate School of Engineering, Osaka University , 2. Research Institute of Nuclear Engineering, University of Fukui)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[3J04] Research and human resource development for analysis of fuel debris and decommissioning technology of Fukushima Daiichi nuclear power plants

(3)Microstructural and mechanical properties of mock fuel debris of B_2O_3-UO_2

*Aikebaier Yusufu[1], Masayoshi Uno [1] (1. Research Institute of Nuclear Engineering, University of Fukui)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[3J05] Research and human resource development for analysis of fuel debris and decommissioning technology of Fukushima Daiichi nuclear power plants

(4)Pore dependence of mechanical properties of eutectic composition of Al_2O_3/ ZrO_2

*Sato Yumi[1], Aikebaier Yusufu[1], Masayoshi Uno[1], Yoshinari Anoda[1] (1. Research Institute of Nuclear Engineering, University of Fukui)

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：401-2 Nuclear Fuel and the Irradiation Behavior

10:50 AM - 12:00 PM JST | 1:50 AM - 3:00 AM UTC | Room J C309 - C Block

[3J06-09] Fuel Debris 2

Chair:Kunihiro Itoh (NDC)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[3J06] Research and human resource development for analysis of fuel debris and decommissioning technology of Fukushima Daiichi nuclear power plants

(5)Compression property of simulated nuclear fuel debris

*Masaki Teranishi[1], Osamu Kuwazuru[1] (1. University of Fukui)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[3J07] Research and human resource development for analysis of fuel debris and decommissioning technology of Fukushima Daiichi nuclear power plants

(6)X-ray CT examination of simulated fuel debris of B_2O_3-UO_2

*Akihiro Ishimi[1], Kozo Katsuyama[1], Masayoshi Uno[2] (1. JAEA, 2. Fukui Univ.)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[3J08] Research and human resource development for analysis of fuel debris and decommissioning technology of Fukushima Daiichi nuclear power plants

(7)Release and elution of fission products from simulated fuel debris

*YUJI ARITA[1], TAISEI YONEHARA[1], KIICHI OKUYAMA[1], MASAMI TAIRA[1] (1. University of Fukui)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[3J09] Research and human resource development for analysis of fuel debris and decommissioning technology of Fukushima Daiichi nuclear power plants

(8)Evaluation of melting point of fuel debris

*Tatsumi Arima[1], Yaohiro Inagaki[1], Kazuya Idemitsu[1] (1. Kyushu university)

Planning Lecture | Technical division and Network：Nuclear Fuel Division

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room J C309 - C Block

[3J_PL] Utilization of thorium fuel in LWR and FBR(3)

Chair: Kunihiro Itoh (NDC)

[3J_PL01] Reactor core of thorium fuel

Review and evaluation on foreign reports & etc.

*Takanori Kitada[1] (1. Osaka Univ.)

[3J_PL02] Irradiation behavior and fuel cycle

Review and evaluation on foreign reports & etc.

*Hiroaki Muta[1] (1. Osaka Univ.)

[3J_PL03] Energy situation and role of nuclear

*Ryoichi Komiyama[1] (1. Univ. of Tokyo)

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：401-2 Nuclear Fuel and the Irradiation Behavior

2:45 PM - 3:50 PM JST | 5:45 AM - 6:50 AM UTC | Room J C309 - C Block

[3J10-13] Behavior of FPs 1

Chair:Ken Kurosaki (Osaka Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[3J10] Fundamental Research on Fission Product Chemistry

(1)Evaluation of oxidation and vaporization behavior of Boron compound formed in molten control rod blade

*Junpei Imoto[1], Fidelma Giulia Di Lemma[1], Shuhei Miwa[1], Masahide Takano[1], Masahiko Osaka[1] (1. JAEA)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[3J11] Fundamental Research on Fission Product Chemistry

(2)Evaluation of Oxidation and Vaporization Behavior of Ruthenium and Molybdenum Alloys in a Nuclear Fuel

*Jiazhan Liu[1], Naoya Miyahara[1], Shuhei Miwa[1], Masahide Takano[1], Masahiko Osaka[1] (1. JAEA)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[3J12] Fundamental Research on Fission Product Chemistry

(3)Effectiveness of chemical reaction kinetics in the evaluation of chemical forms of iodine and cesium vapor species

*Naoki Horiguchi[1], Naoya Miyahara[1], Shuhei Miwa[1], Osaka Masahiko[1] (1. JAEA)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[3J13] Fundamental Research on Fission Product Chemistry

(4)Evaluation of Boron chemical behavior during transport in reactor coolant system

*Shuhei Miwa[1], Naoya Miyahara[1], Naoki Horiguchi[1], Junpei Imoto[1], Kunihisa Nakajima[1], Masahiko Osaka[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：401-2 Nuclear Fuel and the Irradiation Behavior

3:50 PM - 4:40 PM JST | 6:50 AM - 7:40 AM UTC | Room J C309 - C Block

[3J14-16] Behavior of FPs 2

Chair:Yuji Arita (Univ. of Fukui)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

[3J14] Axial migration and accumulation behavior of cesium in fast reactor fuel pins

(1)Axial migration and accumulation behavior of cesium observed in irradiation test of Joyo and foreign reactors

*Hiroshi Oka[1], Takashi Tanno[1], Yoshihisa Ikusawa[1], Tomoyuki Uwaba[1], Takeji Kaito[1] (1. JAEA)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[3J15] Axial migration and accumulation behavior of cesium in fast reactor fuel pins

(2)Evaluation of diameter change of fuel pellet by cesium local accumulation

*Takashi Tanno[1], Hiroshi Oka[1], Yoshihisa Ikusawa[1], Tomoyuki Uwaba[1], Takeji Kaito[1] (1. JAEA)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[3J16] Axial migration and accumulation behavior of cesium in fast reactor fuel pins

(3)Evaluation of cesium accumulation effect on lifetime of fuel cladding tube

*Yoshihisa Ikusawa[1], Uwaba Tomoyuki[1], Nemoto Junichi[2], Tanno Takashi[1], Oka Hiroshi[1], Kaito Takeji[1] (1. JAEA, 2. NESI)

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：404-1 Isotope Separation, Application of Isotopes, Uranium Enrichment

9:45 AM - 10:20 AM JST | 12:45 AM - 1:20 AM UTC | Room K N301 - N Block

[3K01-02] Isotope Separation

Chair:Hironori Ohba (QST)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[3K01] Theoretical and experimental investigation of gallium isotopic fractionation with a crown ether extraction method

*Chizu Kato[1], Frédéric Moynier[2], Toshiyuki Fujii[1], Kurumi Asai[3], Minori Abe[3] (1. Osaka University, 2. Institut de Physique du Globe de Paris, 3. Tokyo Metropolitan University)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[3K02] Development of interference filtered ECDL system for strontium resonance ionization spectroscopy

*DONGUK CHEON[1], YOSHIHIRO IWATA[1], MASABUMI MIYABE[2], SHUICHI HASEGAWA[1] (1. University of Tokyo, 2. JAEA)

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：404-2 Nuclear Chemistry, Radiochemistry, Analytical Chemistry, Chemistry of Actinide Elements

10:20 AM - 12:00 PM JST | 1:20 AM - 3:00 AM UTC | Room K N301 - N Block

[3K03-08] Nuclide Analysis 1

Chair:Masanobu Nogami (Kindai Univ.)

10:20 AM - 10:35 AM JST | 1:20 AM - 1:35 AM UTC

[3K03] Reduction of detection lower limit by investigation of ion trap laser cooling analysis method

*Koki Ochiai[1], Yuta Yamamoto[1], Daisuke Ishikawa[1], Shuichi Hasegawa[1] (1. Department of Nuclear Engineering and Management School of Engineering the University of Tokyo)

10:35 AM - 10:50 AM JST | 1:35 AM - 1:50 AM UTC

[3K04] Computational study on the interaction between Eu(III) and calmodulin

*Satoru Tsushima[1,4], Yuji Mochizuki[2], Yuto Komeiji[3], Koichiro Takao[1] (1. Tokyo Institute of Technology, 2. Rikkyo University, 3. AIST, 4. Helmholtz-Zentrum Dresden-Rossendorf)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[3K05] Design of automated elemental separation/purification system for radiometric analysis of radioactive wastes

*Katsue Miura[1], Soichi Sato[1], Yoshiaki Furusho[1,2], Shinichi Noguchi[1], Minoru Yonekawa[1] (1. JAEA, 2. GL Sciences Inc.)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[3K06] Determination of plutonium by using microchip separation/alpha liquid scintillation counter

*Masahiko Yamamoto[1], Shigeo Taguchi[1], Van-Khoai Do[1], Satoshi Inada[1], Takehiko Kuno[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[3K07] Development of Microfluidic Devices for Highly Efficient Separation and Detection of Selenium Ion

*Aileen Brandt[1], Takehiko Tsukahara[1] (1. Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[3K08] Direct beta-ray measurement of ^{90}Sr adsorbed on fiber surface

Preparation of 18-crown-6-ether derivative-impregnated Sr adsorptive fiber by radiation-induced graft polymerization

*Takuma Horita[1], Shiho Asai[1], Miki Konda[1], Yukiko Hanzawa[1], Kyoichi Saito[2], Kunio Fujiwara[3], Yoshihiro Kitatsuji[1] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Chiba Univ., 3. KJK)

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：404-2 Nuclear Chemistry, Radiochemistry, Analytical Chemistry, Chemistry of Actinide Elements

2:45 PM - 3:35 PM JST | 5:45 AM - 6:35 AM UTC | Room K N301 - N Block

[3K09-11] Nuclide Analysis 2

Chair:Satoru Tsushima (Tokyo Tech)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[3K09] Development of laser spectroscopic system using glow discharge

*Daisuke Ishikawa[1], Yuta Yamamoto[1], Shuichi Hasegawa[1] (1. Univ. of Tokyo)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[3K10] Development of analytical method for metal elements in reprocessing solution by optical emission spectrometry based on liquid electrode plasma

(1)Measurement of liquid electrode plazma optical emission spectra of reprocessing solution

*Shigeo Taguchi[1], Khoai Van Do[1], Mashiko Yamamoto[1], Satoshi Inada[1], Yuzuru Takamura[2], Takehiko Kuno[1] (1. JAEA, 2. JAIST)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[3K11] Development of analytical methods for metal elements in reprocessing solution by optical emission spectrometry based on liquid electrode plasma

(2)Determination of cesium and technetium in highly radioactive liquid waste

*Van-Khoai Do[1], Masahiko Yamamoto[1], Shigeo Taguchi[1], Satoshi Inada[1], Yuzuru Takamura[2], Takehiko Kuno[1] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Japan Advanced Institute of Science and Technology)

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：404-2 Nuclear Chemistry, Radiochemistry, Analytical Chemistry, Chemistry of Actinide Elements

3:35 PM - 5:00 PM JST | 6:35 AM - 8:00 AM UTC | Room K N301 - N Block

[3K12-16] LIBS Analysis

Chair:Noriko Asanuma (Tokai Univ.)

3:35 PM - 3:50 PM JST | 6:35 AM - 6:50 AM UTC

[3K12] Development of Quick and Remote Analysis for Severe Accident Reactor-4

(1)Remote Analysis of Gadolinium in Mixed Oxide by Fiber-Optic Probe LIBS

*Hironori Ohba[1,2], Koji Tamara[1,2], Morihisa Saeki[1,2], Ayumu Matsumoto[2], Katsuaki Akaoka[2], Ikuo Wakaida[2] (1. QST, 2. JAEA)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

[3K13] Development of Quick and Remote Analysis for Severe Accident Reactor-4

(2)Characteristics of fiber-optic probe LIBS using a long duration ns pulse (4)

*Ayumu Matsumoto[1], Hironori Ohba[1,2], Katsuaki Akaoka[1], Ikuo Wakaida[1] (1. JAEA, 2. QST)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[3K14] Development of Quick and Remote Analysis for Severe Accident Reactor-4

(3)The effects of focus optimization for Laser Induced Breakdown Spectroscopy.

*Katsuaki Akaoka[1], Masaki Ohba[1], Masabumi Miyabe[1], Ikuo Wakaida[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[3K15] Development of Quick and Remote Analysis for Severe Accident Reactor-4

(4)The Effects of Shock Wave Propagation for Laser Induced Breakdown Spectroscopy

*Koji Tamura[1], Hironori OHBA[1], Ayumu MATSUMOTO[2], Morihisa SAEKI[1], Ikuo WAKAIDA[2] (1. QST, 2. JAEA)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[3K16] Development of Quick and Remote Analysis for Severe Accident Reactor-4

(5)Emission characteristics of microwave LIBS by various microwave electrode

*Masaki Oba[1], Katsuaka Akaoka[1], Masabumi Miyabe[1], Ikuo Wakaida[1] (1. JAEA)

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：202-2 Radiation Physics, Radiation Detection and Measurement

9:30 AM - 10:35 AM JST | 12:30 AM - 1:35 AM UTC | Room L N302 - N Block

[3L01-04] Evaluation of Dose Rate Distribution and Search for Fuel Debris Submerged in Water

Chair:Hideki Tomita (Nagoya Univ.)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[3L01] Technology Development to Evaluate Dose Rate Distribution and to Search for Fuel Debris Submerged in Water for Decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(4)Development of Nuclear Data Library for Evaluation of Dose Rate Distribution

*Jun-ichi Katakura[1], Keisuke Okumura[2], So Kamada[3] (1. NUT, 2. JAEA, 3. NMR)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[3L02] Technology Development to Evaluate Dose Rate Distribution and to Search for Fuel Debris Submerged in Water for Decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(5)Prediction of Dose Rate Distribution in Primary Containment Vessel

*Keisuke Okumura[1], Eka Sapta Riyana[1], Wakaei Sato[2], Hirobumi Maeda[2], Jun-ichi Katakura[3] (1. JAEA, 2. NESI, 3. NUT)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[3L03] Technology Development to Evaluate Dose Rate Distribution and to Search for Fuel Debris Submerged in Water for Decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(6)Development on Local Dose Rate Monitoring by Optical Emission of Finite Volume Sintered Oxide

*Ikuo Wakaida[1], Hironori Ohba[1,2], Chikara Ito[1], Keisuke Okumura[1], Jun-ichi Katakura[3] (1. JAEA, 2. QST, 3. Nagaoka Univ. Tech.)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[3L04] Technology Development to Evaluate Dose Rate Distribution and to Search for Fuel Debris Submerged in Water for Decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(7)Development of ROV to map the debris in the primary container vessel

*SO KAMADA[1], Michio Kato[1], Kazuya Nishimura[1], Barry Lennox[2], Malcolm Joyce[3], Jun-ichi Katakura[4] (1. National Institute of Maritime, Port and Aviation Technology, 2. The University of Manchester, 3. Lancaster University, 4. Nagaoka University of Technology)

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：202-2 Radiation Physics, Radiation Detection and Measurement

10:35 AM - 11:55 AM JST | 1:35 AM - 2:55 AM UTC | Room L N302 - N Block

[3L05-09] Radiation Physics and Analysis Technique

Chair:Keisuke Maehata (Kyushu Univ.)

10:35 AM - 10:50 AM JST | 1:35 AM - 1:50 AM UTC

[3L05] Characteristic evaluation for laser spectrochemistry using arcjet plasma

*Akira Kuwahara[1,2], Yasuaki Aiba[2], Takuya Nankawa[1,3], Makoto Matsui[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Shizuoka University, 3. The University of Liverpool)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[3L06] Resonance Ionization Scheme Development for Actinide Elements using an Automated Wide-Range Tunable Ti:Sapphire Laser System

*Hideki Tomita[1,2], Kosuke Saito[1], Atsushi Nakamura[1], Daiki Matsui[1], Volker Sonnenschein[1,2], Ilkka Pohjalainen[4], Iain Moore[4], Tetsuo Sakamoto[5], Klaus Wendt[3], Tetsuo Iguchi[1] (1. Nagoya Univ., 2. RIKEN Nishina Center, 3. Johannes Gutenberg-University Mainz, Germany, 4. University of Jyväskylä, Finland, 5. Kogakuin Univ.)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[3L07] Dual Energy X-ray CT for Material Analysis by High Energy X-ray Source

*Junya Fukuoka[1], Mitsuru Uesaka[1], Yuki Mitsuya[1], Hiroyuki Takahashi[2], Kenji Shimazoe[2], Naoki Nakada[2] (1. Uesaka Lab, University o Tokyo, 2. Takahashi Lab, University of Tokyo)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[3L08] Development of identification method of directivity using characteristic X-ray generation

*Masayuki Umeda[1], Yutaro Aoki[1], Toshiharu Sakura[2], Mitsumasa Taguchi[3], Kazufumi Taniguchi[4], Takeyoshi Sunagawa[1] (1. Fukui Univ. of Tec., 2. Nuclear Technology Inc., 3. QST, 4. CHIYODA Technol Corp.)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[3L09] Shorten the Decay Time of Long-lived β-decay Nuclei

*Ryoichi Taniguchi[1], Motoki Shirai[1], Norio Ito[1], Hiroyuki Miyamaru[1], Takao Kojima[1], Ken-ichi Okamoto[1], Tadashi Tsujimoto[2] (1. Osaka Prefecture University, 2. Reassurance Science Academy)

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：202-2 Radiation Physics, Radiation Detection and Measurement

2:45 PM - 3:50 PM JST | 5:45 AM - 6:50 AM UTC | Room L N302 - N Block

[3L10-13] Nuclear Material Analysis (Technology)

Chair:Ryoichi Taniguchi (OPU)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[3L10] Space-time-energy distribution analysis of the neutron in the delayed gamma ray measurement system using a 14MeVD-T neutron source

*Jun Takamine[1], Fabiana Rossi[1], Rodriguez Chase Douglas[1], Mitsuo Koizumi[1], Michio Seya[1] (1. Integrated Support Center for Nuclear Nonproliferation and Nuclear Security)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[3L11] R&D of differential die-away system for nuclear non-proliferation and nuclear security

*akira ohzu[1], makoto maeda[1], masao komeda[1], yosuke toh[1] (1. JAEA)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[3L12] Development of neutron scintillator detector and neutron measurement technique under high gamma dose environment

*Youichi Sakuragi[1], Keiichi Yoshiwaka[1], Kentaro Fukuda[2], Yuichi Ikeda[2], Akifumi Koike[3], Kenichi Watanabe[4] (1. TEPCO Holdings, Inc., 2. Tokuyama Corporation, 3. ANSeeN Inc., 4. Nagoya University)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[3L13] Consideration of remote nuclear waste monitoring by neutrino observation

*Kyohei Nakajima[1], Izumi Ogawa[1], Yoichi Tamagawa[1] (1. University of Fukui)

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：202-2 Radiation Physics, Radiation Detection and Measurement

3:50 PM - 4:55 PM JST | 6:50 AM - 7:55 AM UTC | Room L N302 - N Block

[3L14-17] Nuclear Material Analysis (Debris Weighing Management)

Chair:Akira Kuwahara (JAEA)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

[3L14] Characterization Study of Candidate Technologies for Nuclear Material Quantification in Fuel Debris at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station II

(1)General Outline

*Taketeru Nagatani[1], Masao Komeda[1], Tomooki Shiba[1], Yasushi Nauchi[2], Hiroshi Sagara[3], Yoshihiro Kosuge[4], Noriko Miyaji[1], Keisuke Okumura[1] (1. JAEA, 2. CRIEPI, 3. TIT, 4. NESI)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[3L15] Characterization Study of Candidate Technologies for Nuclear Material Quantification in Fuel Debris at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station II

(2)Passive Neutron Technique

*Takayoshi Nohmi[1], Taketeru Nagatani[1], Yoshihiro Kosuge[2], Hideo Shiromo[1], Takashi Asano[1] (1. JAEA, 2. NESI)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[3L16] Characterization Study of Candidate Technologies for Nuclear Material Quantification in Fuel Debris at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station II

(3)Passive Gamma Method

*Tomooki SHIBA[1], Hiroshi SAGARA[2], Hirofumi TOMIKAWA[1] (1. JAEA, 2. Tokyo Tech)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[3L17] Characterization Study of Candidate Technologies for Nuclear Material Quantification in Fuel Debris at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station II

(4)Active Gamma Method

*Yasushi Nauchi[1] (1. CRIEPI)

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：402-1 Nuclear Materials and the Irradiation Behavior

10:50 AM - 11:55 AM JST | 1:50 AM - 2:55 AM UTC | Room M N304 - N Block

[3M01-04] Advanced Material 1

Chair:Sosuke Kondo (Kyoto Univ.)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[3M01] R&D for introducing advanced fuels contributing to safety improvement of current LWRs

(1)Overview of project

*Shinichiro Yamashita[1], Seiichi Watanabe[2], Kazuki Kirimura[3], Kazuo Kakiuchi[4], Takao Kondo[5], Takashi Nozawa[6], Kan Sakamoto[7], Kazuyuki Kusagaya[8], Shigeharu Ukai[9], Akihiko Kimura[10] (1. JAEA, 2. MNF, 3. MHI, 4. Toshiba, 5. Hitachi-GE, 6. QST, 7. NFD, 8. GNF-J, 9. Hokkaido Univ., 10. Kyoto Univ.)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[3M02] R&D for introducing advanced fuels contributing to safety improvement of current LWRs

(2)FeCrAl-ODS steels for BWR fuel claddings

*Kan Sakamoto[1], Mutsumi Hirai[1], Shigeharu Ukai[2], Akihiko Kimura[3], Akifumi akifumi[4], Kazuyuki Kusagaya[5], Takao Kondo[6], Ikuo Ioka[7], Shinichiro Yamashita[7], Yoshiyuki Kaji[7] (1. NFD, 2. Hokkaido Univ., 3. Kyoto Univ., 4. Waseda Univ., 5. GNF-J, 6. Hitachi GE, 7. JAEA)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[3M03] R&D for introducing advanced fuels contributing to safety improvement of current LWRs

(3)SiC composite material for BWR

*Kazuo Kakiuchi[1], Hisaki Sato[1], Ryo Ishibashi[2], Takao Kondo[2], Ikuo Ioka[3], Shinichiro Yamashita[3], Yoshiyuki Kaji[3] (1. Toshiba, 2. Hitachi GE, 3. JAEA)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[3M04] R&D for introducing advanced fuels contributing to safety improvement of current LWRs

(4)SiC composite material for PWR

*Hideyuki Teshima[1], Seiichi Watanabe[1], Kenichiro Furumoto[1], Kazuki Kirimura[2], Yoshinori Yamakoshi[2], Ikuo Ioka[3], Shinichiro Yamashita[3], Yoshiyuki Kaji[3] (1. MNF, 2. MHI, 3. JAEA)

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：402-1 Nuclear Materials and the Irradiation Behavior

2:45 PM - 4:25 PM JST | 5:45 AM - 7:25 AM UTC | Room M N304 - N Block

[3M05-10] Advanced Material 2

Chair:Tamaki Shibayama (Hokkaido Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[3M05] R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings (2)

(1)Applicability of core and fuel design

*Kazuyuki Kusagaya[1], Sho Takano[1], Daisuke Goto[1], Kan Sakamoto[2], Mutsumi Hirai[2], Shinichiro Yamashita[3] (1. GNF-J, 2. NFD, 3. JAEA)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[3M06] R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings (2)

(2)Material performance during severe accidents

*Tomohiko Ikegawa[1], Ryo Ishibashi[1], Kan Sakamoto[2], Mutsumi Hirai[2], Shinichiro Yamashita[3] (1. Hitachi-GE, 2. NFD, 3. JAEA)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[3M07] R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings (2)

(3)Mechanical properties of FeCrAl-ODS Steels

*Takashi Sowa[1], Shigeharu Ukai[1], Shigenari Hayashi[1], Naoko H Oono[1], Aghamiri Mohammad[1], Hiroki Shibata[1], Kan Sakamoto[2], Mutumi Hirai[2], Shinichiro yamashita[3] (1. Hokkaido Univ., 2. NFD, 3. JAEA)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[3M08] R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings (2)

(4)Evaluation of irradiation behavior

*Naoyuki HASHIMOTO[1], Kodai TOYOTA[2], Kan SAKAMOTO[3], Mutsumi HIRAI[3], Shinichiro YAMASHITA[4] (1. Faculty of Engineering, Hokkaido University, 2. Graduate school of Engineering, Hokkaido University, 3. NFD, 4. JAEA)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[3M09] R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings (2)

(5)Welding and inspection

*Akihiko Kimura[1], Sho Yuzawa[1], Kiyohiro Yabuuchi[1], Kan Sakamoto[2], Mutsumi Hirai[2], Shinichiro Yamashita[3], Kazuyuki Kusagaya[4] (1. IAE, Kyoto University, 2. NFD, 3. JAEA, 4. GNF-J)

4:00 PM - 4:15 PM JST | 7:00 AM - 7:15 AM UTC

[3M10] R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings (2)

(6)Tritium permeability and high temperature steam oxidation properties

*Katsuhito Takahahshi[1], Kan Sakamoto[1], Teppei Otsuka[2], Shigeharu Ukai[3], Mutsumi Hirai[1], Shin-ichiro Yamashita[4] (1. NFD, 2. Kinki Univ., 3. Hokkaido Univ., 4. JAEA)

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：203-3 Application of Beams, Target

9:30 AM - 10:35 AM JST | 12:30 AM - 1:35 AM UTC | Room N N307 - N Block

[3N01-04] Ultra-fast Measurement and Pulse Radiolysis

Chair:Heishun Zen (Kyoto Univ.)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[3N01] Development of ultrafast electron diffraction using femtosecond electron beam

*Ryo Asakawa[1], jinfeng Yang[1], Takafumi Kondoh[1], Koichi Kan[1], Masao Gohdo[1], Katumi Tanimura[1], Yoichi Yoshida[1] (1. ISIR)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[3N02] MeV electron microscopy using RF electron gun

*Jinfeng Yang[1], Yoichi Yoshida[1], Katsumi animura[1,2], Hidehiro Yasuda[2] (1. ISIR, 2. UHVEM)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[3N03] Femtosecond pulse radiolysis of saturated hydrocarbones and polymer solutions

*Takafumi Kondoh[1], Masao Gohdo[1], Koichi Kan[1], Jinfeng Yang[1], Yoichi Yoshida[1] (1. ISIR, Osaka Univ.)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[3N04] Reaction Dynamics Analysis for Ionizing Radiation Induced Chemical Reaction in Fluid Solution

Ionizing Radiation Induced Chemical Reaction in Dichloromethane

*Masao Gohdo[1], Takafumi Kondoh[1], Koichi Kan[1], Jinfeng Yang[1], Yoichi Yoshida[1] (1. ISIR Osaka Univ.)

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：203-3 Application of Beams, Target

10:35 AM - 12:00 PM JST | 1:35 AM - 3:00 AM UTC | Room N N307 - N Block

[3N05-09] Neutron Generation by Electron Accelerator and Neutron Application

Chair:Kai Masuda (Kyoto Univ.)

10:35 AM - 10:50 AM JST | 1:35 AM - 1:50 AM UTC

[3N05] Compact cold neutron source for structural material analysis

(1)Project overview and electron accelerator

*Hiroyuki Toyokawa[1,2], Noriyosu Hayashizaki[1,2,3], Ryunosuke Kuroda[1,2], Nagayasu Oshima[1,2], Koichi Kino[1,2], Brian O'Rourke[1,2], Ryoichi Suzuki[1,2], Norihiro Sei[1,2], Masahito Tanaka[1,2], Hiroshi Ogawa[1,2] (1. AIST, 2. ISMA, 3. Tokyo Tech)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[3N06] Compact cold neutron source for structural material analysis

(2)Design of pulsed neutron source

*Koichi Kino[1,2], Hiroyuki Toyokawa[1,2], Nagayasu Oshima[1,2], Ogawa Hiroshi[1,2], Brian O'Rourke[1,2], Ryoichi Suzuki[1,2], Norihiro Sei[1,2], Ryunosuke Kuroda[1,2], Masahito Tanaka[1,2], Takeshi Fujiwara[1,2] (1. AIST, 2. ISMA)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[3N07] Development of Nondestructive Methods Adopted for Integrity Test of Next Generation Nuclear Fuels

(8)Development of neutron source in KURRI-LINAC II

*Yoshiyuki Takahashi[1], Jun-ichi Hori[1], Tadafumi Sano[1], Daisuke Ito[1], Ken Nakajima[1], Hironobu Unesaki[1], Yoshiaki Kiyanagi[2] (1. Kyoto University Research Reactor Institute, 2. Nagoya University)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[3N08] Development of Nondestructive Methods Adopted for Integrity Test of Next Generation Nuclear Fuels

(9)Combination between neutron and X-ray radiograms II

*Hiroyuki Hasemi[1], Takashi Kamiyama[1], Hirotaka Sato[1], Ken Nakajima[2] (1. Faculty of Engineering, Hokkaido Univ., 2. Kyoto Univ. Research Reactor Institute)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[3N09] Development of Nondestructive Methods Adopted for Integrity Test of Next Generation Nuclear Fuels

Improvement of Spatial Resolution

*Junpei Koide[1], Toshiyuki Uragaki[1], Naoto Hagura[1], Jun Kawarabayashi[1], Koh-ichi Mochiki[1] (1. Tokyo City University)

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：202-3 Neutron Source, Neutron Technology

2:45 PM - 4:55 PM JST | 5:45 AM - 7:55 AM UTC | Room N N307 - N Block

[3N10-17] Neutron Source

Chair:Kenichi Watanabe (Nagoya Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[3N10] Technical validation evaluation of mercury target vessel (module) with partial contraint free for power uprates of a pulsed spllation neutron source of J-PARC

*Eiichi Wakai[1], Hiroyuki Kogawa[1], Takashi Wakaui[1], Takashi Naoe[1], Katsuhiro Haga[1], Wenhai Guan[1], Hiroshi Takada[1], Masatoshi Futakawa[1] (1. JAEA, J-PARC)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[3N11] Stress evaluations for optimizing target vessel structure of high intensity spallation neutron source of J-PARC

*Wenhai Guan[1], Eiichi Wakai[1], Hiroyuki Kogawa[1], Takashi Naoe[1], Takashi Wakui[1], Katsuhiro Haga[1], Hiroshi Takada[1], Masatoshi Futakawa[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[3N12] Measurement of the spallation neutron energy spectrum at a backwards angle from the MLF mercury target at J-PARC

*Hiroki Matsuda[1], Shinichiro Meigo[1], Hiroki Iwamoto[1] (1. J-PARC/JAEA)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[3N13] Development of X-band Electron Linac-based Compact Neutron Source for Nuclear Debris and Spent Fuel Analysis

*Yudhitya Kusumawati[1], Yuki Mitsuya[1], Jean-Michel Bereder[1], Mitsuru Uesaka[1] (1. The University of Tokyo)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[3N14] Fusion Reaction on the Electrode of Neutron Source for Low Dose Rate Radiotherapy

*Satoshi Konishi[1], Ryuta Kasada[1], Keisuke Mukai[1] (1. Kyoto Univ.)

4:00 PM - 4:15 PM JST | 7:00 AM - 7:15 AM UTC

[3N15] Target and shielding design of accelerator-driven transportable neutron source (II)

*Yusuke Kushima[1], Tomohiro Kobayashi[2], Yujiro Ikeda[2], Noriyosu Hayashizaki[3], Naoto Hagura[1], Jun Kawarabayashi[1], Yoshie Otake[2] (1. Tokyo City Univercity, 2. RIKEN, 3. Tokyo Tech)

4:15 PM - 4:30 PM JST | 7:15 AM - 7:30 AM UTC

[3N16] Beam transport optics for compact neutron sources III

*Masahiro Hino[1], Takuya Hosobata[2], Hisao Yoshinaga[1], Tatsuro Oda[1], Shin Takeda[2], Yutaka Yamagata[2], Norifumi L Yamada[3], Koichiro Hori[3], Hitoshi Endo[3], Michihiro Furusaka[4] (1. Kyoto Univ., 2. RIKEN, 3. KEK, 4. Hokkaido Univ.)

4:30 PM - 4:45 PM JST | 7:30 AM - 7:45 AM UTC

[3N17] Development of a general-purpose code for thermal neutron scattering cross-sections by molecular dynamics (II)

Implementation of the function for generating thermal neutron scattering law data

*Yutaka Abe[1], Fumiaki Funama[1], Seiji Tasaki[1], Masahiro Hino[1] (1. Kyoto University)

Oral presentation | V. Fusion Energy Engineering：501-2 Fusion Reactor Material Science (Reactor and Blanket Materials, Irradiation Behavior)

9:30 AM - 10:50 AM JST | 12:30 AM - 1:50 AM UTC | Room O Seminar room 1- Frontier Research in Applied Sciences Building

[3O01-05] Fusion Reactor Materials (SiC, Coating Material, Molten Salt)

Chair:Yuji Hatano (Univ. of Toyama)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[3O01] Fabrication and thermal conductivity evaluation of Micro-Porous SiC insulators

*Wataru Obayashi[1], Hirotatsu Kishimoto[1], Naofumi Nakazato[1], Joon-Soo Park[2] (1. Muroran Institute of Technology, 2. Muroran Institute of Technology Organization of Advanced Sustainability Initiative for Energy System/Materials)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[3O02] Thermal Conductivity of W/SiC Joints for Divertor in Fusion Reactor

*Hirotatsu KISHIMOTO[1], Yuuki Asakura[1], Naofumi Nakazato[1], Joon-Soo Park[1], Tamaki Shibayama[2] (1. Muroran Institute of Technology, 2. Hokkaido University)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[3O03] Lithium-lead compatibility of tritium permeation barrier coatings fabricated by a liquid phase method and their deuterium permeation behavior after lithium-lead exposure

*Moeki Matsunaga[1], Seira Horikoshi[1], Jumpei Mochizuki[1], Hikari Fujita[2], Yoshimitsu Hishinuma[3], Kanetsugu Isobe[4], Takumi Hayashi[4], Yasuhisa Oya[1], Takayuki Terai[2], Takumi Chikada[1] (1. Shizuoka Univ., 2. Univ. of Tokyo, 3. NIFS, 4. QST)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[3O04] Effects of crystal structure change and iron-ion irradiation on deuterium permeation through erbium oxide coating

*Takumi Chikada[1], Hikari Fujita[2], Masayuki Tokitani[3], Yoshimitsu Hishinuma[3], Takayuki Terai[2], Yasuhisa Oya[1] (1. Shizuoka Univ., 2. Univ. Tokyo, 3. NIFS)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[3O05] Experiment on Tritium Behavior in Molten Salt FLiNaK with AmBe Neutron Source

*Kohki Kumagai[1], Teruya Tanaka[1,2], Juro Yagi[1,2], Takashi Watanabe[2], Fuminobu Sato[3], Shingo Tamaki[3,4], Isao Murata[3], Akio Sagara[1,2] (1. The Graduate University for Advanced Studies SOKENDAI, 2. National Institute for Fusion Science, 3. Osaka University, 4. Research Fellow of Japan Society for the Promotion of Science)

Oral presentation | V. Fusion Energy Engineering：501-2 Fusion Reactor Material Science (Reactor and Blanket Materials, Irradiation Behavior)

10:50 AM - 12:00 PM JST | 1:50 AM - 3:00 AM UTC | Room O Seminar room 1- Frontier Research in Applied Sciences Building

[3O06-09] Hydrogen Isotope Behavior in Plasma Facing Material

Chair:Kazunari Katayama (Kyushu Univ.)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[3O06] Hydrogen Absorption and Desorption Behavior on Isotropic Graphites

*Yuki Kondo[1], Hisao Atsumi[1] (1. Kindai University)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[3O07] Effect of C-He simultaneous implantation on deuterium retention in damaged W

*Keisuke Azuma[1], Akihiro Togari[1], Qilai Zhou[2], Yuji Hatano[3], Naoaki Yoshida[4], Sosuke Kondo[5], Tatuya Hinoki[5], Takumi Chikada[1], Yasuhisa Oya[1] (1. Graduate School of Integrated Science and Technology, Shizuoka Univ., 2. Faculty of Science, Shizuoka Univ., 3. Hydrogen Isotope Research Center, University of Toyama, 4. Research Institute for Applied Mechanics, Kyushu Univ., 5. Institute of Advanced Energy, Kyoto Univ.)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[3O08] Correlation of surface chemical states with hydrogen isotope retention in divertor tiles of JET with ITER-Like Wall

*Yasuhisa Oya[1], Suguru Masuzaki[2], Masayuki Tokitani[2], Keisuke Azuma[1], Makoto Oyaizu[3], Kanetsugu Isobe[3], Nobuyuki Asakura[3], Marek Rubel[4], Anna M. Widdowson[5], Kalle Heinola[6] (1. Shizuoka University, 2. NIFS, 3. QST, 4. Royal Institute of Technology, 5. Culham Science Centre, 6. University of Helsinki)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[3O09] Deuterium retention and desorption in a plasma-induced deposited layer of QUEST

*Takatoshi Murakami[1], Takahiro Hirata[1], Ikuji Takagi[1], Kazuaki Hanada[2], Naoaki Yoshida[2] (1. Kyoto Univ., 2. Kyushu Univ.)

Planning Lecture | Technical division and Network：Senior Network

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room O Seminar room 1- Frontier Research in Applied Sciences Building

[3O_PL] MEXT Nuckear education projct: To be a super enginner to realize the world class nuclear safety

Chair: Tadashi Narabayashi (Hokkaido Univ.), Masanori Ishii (SNW)

[3O_PL01] Key note:Prevention of reccurrence of severe accident at nuclear power plants - Role of govermnet and nuclear community

*Shinzo Saito[1] (1. SNW)

[3O_PL02] Nuclear education and training project for student to be a super engineer

*Tadashi Narabayashi[1] (1. Hokkaido Univ.)

[3O_PL03] Brief Overview and Results of Dialogue Meeting between Students and Seniors

*Masanori Ishii[1] (1. SNW)

[3O_PL04] Meeting with Senior Members and Students for the Super Engineer’s Training in Japan and US

*Thanataon Pornphatdetaudom[1] (1. Tokyo Tech)

[3O_PL05] Nice experience of the training in Japan and US and hope of future

*Yuuki Kura[1] (1. Hokkaido Univ.)

Oral presentation | V. Fusion Energy Engineering：501-3 Tritium Science and Technology (Fuel Recovery and Refining, Measurement, Iisotope Effect, Safe Handling)

2:45 PM - 4:40 PM JST | 5:45 AM - 7:40 AM UTC | Room O Seminar room 1- Frontier Research in Applied Sciences Building

[3O10-16] Tritium Engineering(Fuel Recycling, Isotopic Effects, Safety Handling)

Chair:Teppei Otsuka (Kindai Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[3O10] Tritium permeation and recovery from molten salt Flinabe blanket of fusion reactor

*Satoshi Fukada[1], Jun Yamashita[1], Katsuya Tsukahara[1], Kazunari Katayama[1], Jyuro Yagi[2], Akio Sagara[2] (1. Kyushu University, 2. National Institute for Fusion Science)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[3O11] Tritium dissolution behavior in rare-earth oxides

*Shinnosuke Jou[1], Kenichi Hashizume[1], Yuji Hatano[2] (1. KYUSHU Univ., 2. Univ. TOYAMA)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[3O12] Partition coefficient of HTO between water and ice

*Yuji Hatano[1], Tatsuya Shiozaki[2], Katsutoshi Tsushima[3] (1. Hydrogen Isotope Research Center, Univ. Toyama, 2. Graduate School, Univ. Toyama, 3. Faculty of Science, Univ. Toyama)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[3O13] Study on tritium confinement method using Li rod with Zr in very high temperature gas-cooled reactor

Hydrogen storage properties of Zr in high temperature (700~850°C) conditions

*Ryo Okamoto[1], Hideaki Matsuura[1], Yuma Ida[1], Yuki Koga[1], Kazunari Katayama[2], Teppei Otsuka[3], Minoru Goto[4], Shigeaki Nakagawa[4], Estuo Ishitsuka[4], Satoru Nagasumi[4] (1. Kyushu Univ. Graduate School of Engineering, 2. Kyushu Univ. Interdisciplinary Graduate School of Engineering Science, 3. Kindai Univ. Faculty of Science and Engineering, 4. JAEA)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[3O14] Experimental Demonstration of Tritium Oxidation at Room Temperature in an Event of Tritium Leakage Happened in Nuclear Fusion Facility

*Yasunori Iwai[1], Yuki Edao[1], Akiko Kondo[1], Katsumi Sato[1], Hiroo Asahara[1], Hiroshi Inomiya[1] (1. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology)

4:00 PM - 4:15 PM JST | 7:00 AM - 7:15 AM UTC

[3O15] Evaluation of tritium oxidation performance of LTR accompany with generated gas in fire

*Yuki Edao[1], Katsumi Sato[1], Hiroshi Inomiya[1], Hiroo Asahara[1], Akiko Kondo[1], Yasunori Iwai[1] (1. QST)

4:15 PM - 4:30 PM JST | 7:15 AM - 7:30 AM UTC

[3O16] Study on tritium migration suppression in soil

*Kazunari Katayama[1], Daisuke Mori[1], Tatsuro Hyuga[1], Taiki Ishii[2], Kazuya Furuichi[1], Toshiharu Takeishi[2], Satoshi Fukada[1] (1. IGSES Kyushu Univ., 2. Eng. Kyushu Univ)

Oral presentation | VI. Health Physics and Environmental Science：Health Physics and Environmental Science

9:30 AM - 10:35 AM JST | 12:30 AM - 1:35 AM UTC | Room P Seminar room 2 - Frontier Research in Applied Sciences Building

[3P01-04] Radiation Manegement and Dose Assessment

Chair:Akihiro Sakoda (JAEA)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[3P01] Evaluation of DNA damage using Microwave Dielectric Absorption Spectroscopy_(iii)

*Makoto Hirayama[1], Takeyoshi SUNAGAWA[2], Satoshi SAKASHITA[1], Youichirou MATSUO[1], Yoshinobu IZUMI[1] (1. University of Fukui, 2. Fukui University of Technology)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[3P02] Estimation of Leakage Dose around Therapy Facilities using Gantry Type Linac by Monte Carlo Method

*Yoshihiro Ogawa[1], Ryotaro Yahagi[2], Atsushi Mitsuishi[2] (1. Faculty of Applied Sociology, Kindai Universtiy, 2. Accuray Japan K.K.)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[3P03] Survey result for review dose limit of lens

*Wataru Utsugi[1], Yusuke Okura[1], Saki Yoshizaki[1], Yoshiaki Kimura[1], Keisuke Takenaka[1] (1. Tokyo Electric Power Company Holdings)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[3P04] Estimation of exposure dose in occupational environment by metallic zirconium recycled from spent fuel

*Tomoyuki Takahashi[1], Sota Tanaka[1], Kayoko Iwata[1], Sentaro Takahashi[1] (1. Kyoto University)

Oral presentation | VI. Health Physics and Environmental Science：Health Physics and Environmental Science

10:35 AM - 11:40 AM JST | 1:35 AM - 2:40 AM UTC | Room P Seminar room 2 - Frontier Research in Applied Sciences Building

[3P05-08] Radioactive Waste and Environmental Safety Ecaluation

Chair:Tomoyuki Takahashi (Kyoto Univ.)

10:35 AM - 10:50 AM JST | 1:35 AM - 1:50 AM UTC

[3P05] Discussion on the application of the fast neutron direct interrogation method to uranium wastes

*Akihiro Sakoda[1], Yoshiaki Nakatsuka[1], Haruhi Hata[1], Shinichi Nakashima[1], Masao Komeda[1], Akira Ohzu[1], Yosuke Toh[1] (1. JAEA)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[3P06] Superconducting Magnetic Separation System for Volume Reduction and Recycle of Removed Soil

*Yoko Akiyama[1], Hiroki Horie[1], Yusuke Ito[1], Shigehiro Nishijima[2,1] (1. Osaka University, 2. Fukui University of Techonology)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[3P07] Development of atmospheric diffusion evaluation with topography and building effect

*Tsuyoshi Tamukai[1], Chieko Ishino[1], Hiroshi Ikeda[1], Akihiro Satoh[1] (1. ITOCHU Techno-Solutions Corporation)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[3P08] Gaseous Inorganic/organic Iodine Volatilize Behavior under Gamma-ray Irradiation

*Yukiko Furuhashi[1], Takashi Takiguchi[1], Toshihiro Matsuo[1], Yoshihiro Ooyama[1], Shoichi Ono[1], Shinichi Kawamura[1] (1. Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.)

Oral presentation | VI. Health Physics and Environmental Science：Health Physics and Environmental Science

9:30 AM - 10:50 AM JST | 12:30 AM - 1:50 AM UTC | Room Q Lecture Hall - Frontier Research in Applied Sciences Building

[3Q01-05] Environmental Radioactivity 1

Chair:Hiroko Yoshida (Tohoku Univ.)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[3Q01] Spatial radiation dose rate monitoring and its weathering effect in Iitate Village.

*Makoto Imai[1,2], Souji Obara[2], Tadashi Ogawa[2], Yoichi Tao[2], Muneo Kanno[2], Masaji Takahashi[2], Kazuhiko Iljima[3], Tadashi Ishikawa[3], Shin-ichi Sasaki[3] (1. Kyoto Univ., 2. Resurrection of Fukushima, 3. KEK)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[3Q02] Analysis for the time variation of the air dose rate in Fukushima prefecture

(1)Creation and evaluation of the integrated map

*NOBUYUKI SATO[1], Yutaka Kimura[1], Hiroshi Takemiya[2], Akiyuki Seki[2], Hiromi Inoue[1], Hiroyuki Sugai[1] (1. Fukushima Prefectural Centre for Environmental Creation, 2. JAEA)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[3Q03] Evaluation of transfer coefficients for prediction models on ambient dose equivalent rates

*Sakae KINASE[1] (1. JAEA/Ibaraki Univ.)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[3Q04] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(1)Summary on temporal change in air dose rates and deposition densities in five years

*Kimiaki Saito[1], Masaki Andoh[1], Norihiro Matsuda[1], Shuichi Tsuda[1], Tadayoshi Yoshida[1], Satoshi Mikami[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[3Q05] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(2)Measurements of environmental radioactive material by a car-borne survey: maps of natural radioisotopes

*Shingo Kobayashi[1], Takahiro Ishikawa[1], Hitoshi Imaseki[1], Kazuki Iwaoka[1,2], Yukio Uchihori[1], Masakazu Oikawa[1], Hisashi Kitamura[1], Satoshi Kodaira[1], Keisuke Kobayashi[1], Takayuki Shinomiya[1] (1. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology, 2. Hirosaki University)

Oral presentation | VI. Health Physics and Environmental Science：Health Physics and Environmental Science

10:50 AM - 12:00 PM JST | 1:50 AM - 3:00 AM UTC | Room Q Lecture Hall - Frontier Research in Applied Sciences Building

[3Q06-09] Environmental Radioactivity 2

Chair:Yukihiko Satou (JAEA)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[3Q06] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(3)Analysis of spatial distribution and temporal change of air doe rates along the Jobando highway

*Hiroshi Takemiya[1], Kimiaki Saito[1], Hiroko Yoshida[2] (1. JAEA, 2. Tohoku Univ.)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[3Q07] Characterizing Regional-Scale Temporal Evolution of Air Dose Rates

(4)Temporal Changes of Radiation Air Dose Rates in the Regional Scale around the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant

*Haruko Murakami Wainwright[1], Jinsong Chen[1], Boris Faybishenko[1], Akiyuki Seki[2], Kimiaki Saito[2] (1. Lawrence Berkeley National Laboratory, 2. Japan Atomic Energy Agency)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[3Q08] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(5)Time variation of the environmental monitoring results in Fukushima

*AKIYUKI SEKI[1], Haruko Wainwright[2], Saito Kimiaki[1], Takemiya Hiroshi[1] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Lawrence Berkeley National Lab)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[3Q09] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(6)Resuspension factor from surface contamination in residential houses near the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant

*Hiroko Yoshida[1], Naohide Shinohara[2] (1. Tohoku Univ., 2. AIST)

General Meeting

12:00 PM - 1:00 PM JST | 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room Q Lecture Hall - Frontier Research in Applied Sciences Building

[3Q_GM] 「保健物理・環境科学部会」第35回全体会議

[3Q_GM] General Meeting

Planning Lecture | Technical division and Network：Health Physics and Environment Science Division

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room Q Lecture Hall - Frontier Research in Applied Sciences Building

[3Q_PL] Appropriate designs for environmental monitoring based on the lesson learned from the nuclear accidents

Chair: Hiromi Yamazawa (Nagoya Univ.)

[3Q_PL01] Review of the improvement on environmental monitoring

*Masanao Nakano[1] (1. JAEA)

[3Q_PL02] The angle of the local self-governing body about an environmental monitoring (radioactivity investigation relation)

*Hiroshi Tanikawa[1] (1. HNEERC)

[3Q_PL03] Future scope on environmetal monitoring

*Takeshi Iimoto[1] (1. Univ. of Tokyo)

Oral presentation | VI. Health Physics and Environmental Science：Health Physics and Environmental Science

2:45 PM - 3:50 PM JST | 5:45 AM - 6:50 AM UTC | Room Q Lecture Hall - Frontier Research in Applied Sciences Building

[3Q10-13] Environmental Radioactivity 3

Chair:Kimiaki Saito (JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[3Q10] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(7)Estimation of initial concentration and flux of radiocesium discharged from river catchment

*Yuichi Onda[1], Keisuke Taniguchi[2], Yasuyuki Shimizu[3], Toshiki Iwasaki[4] (1. CRiED, Univerisity of Tsukuba, 2. Fukushima Prefectural Centre for Environmental Creation, 3. Faculty of Engineering, Hokkaido University, 4. CERI)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[3Q11] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(8)Six-year monitoring study of radiocesium transfer in forest environments after the FDNPP accident

*Hiroaki Kato[1], Yuichi Onda[1], Zul Hilmi Saidin[1], Toshiro Yamaguchi[1] (1. Center for Research in Isotopes and Environmental Dynamics, University of Tsukuba)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[3Q12] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(9)Temporal change of ambient dose rate in forest of Fukushima Prefecture

*Toshiro Yamaguchi[1] (1. University of Tsukuba)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[3Q13] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(10)Wide-area survay of radiocaesium dynamics in river systems

*Keisuke Taniguchi[1], Yuichi Onda[2], Takayuki Kuramoto[1], Takayuki Sato[1], Saori Onuma[1], Hirotsugu Arai[1] (1. Fukushima Prefectural Centre for Environmental Creation, 2. University of Tsukuba)

Oral presentation | VI. Health Physics and Environmental Science：Health Physics and Environmental Science

3:50 PM - 4:55 PM JST | 6:50 AM - 7:55 AM UTC | Room Q Lecture Hall - Frontier Research in Applied Sciences Building

[3Q14-17] Environmental Radioactivity 4

Chair:Sakae Kinase (JAEA, Ibaraki Univ.)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

[3Q14] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(11)Sediment discharge and radiocesium wash-off on slopes of various land use types

*Yoshifumi Wakiyama[1], Yuichi Onda[2], Shohei Kodsuka[3], Yasunori Igarashi[1], Junko Takahashi[2], Takaaki Kubo[3] (1. Institute of Environmental Radioactivity, Fukushima University, 2. Center for Research in Isotopes and Environmental Dynamics, University of Tsukuba, 3. School of Life and Environmental Sciences, University of Tsukuba)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[3Q15] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(12)Declining trend of dissolved cesium-137 of stream water at small forested catchment

*Sho Iwagami[1], Yuichi Onda[1], Maki Tsujimura[2] (1. Center for Research in Isotopes and Environmental Dynamics, University of Tsukuba, 2. Graduate school of Life and Environmental Sciences, University of Tsukuba)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[3Q16] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(13)Development status on measurement techinques using KURAMA-II

*Minoru Tanigaki[1] (1. Kyoto Univ.)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[3Q17] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(14)Remeasurement for study using Cs isotopic ratio

*YUKIHIKO SATOU[1], MATSUO KAZUKI[2], TATSUYA ISHII[2], KEISUKE SUEKI[2] (1. JAEA, 2. University of Tsukuba)

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-1 Radioactive Waste Management

Wed. Sep 13, 2017 10:25 AM - 12:00 PM JST | Wed. Sep 13, 2017 1:25 AM - 3:00 AM UTC | Room A B11 - B1 Block

[1A01-06] Nuclide separation and recovery 1

Chair:Hajime Kinoshita (Univ. of Sheffield)

10:25 AM - 10:40 AM JST | 1:25 AM - 1:40 AM UTC

[1A01] Study on Separation Behavior of Strontium and Yttrium Using CMPO Impregnated Adsorbent

*Taiga KAWAMURA[1,2], Tatsuya ITO[1], Seong-Yun KIM[1] (1. Tohoku University, 2. Japan Nuclear Fuel Limited)

10:40 AM - 10:55 AM JST | 1:40 AM - 1:55 AM UTC

[1A02] Decontamination of rare earth metals from surface of glass by the emulsion consisting of HDEHP and nitric acid

*Ryoma Yasue[1], Kayo Sawada[1], Youichi Enokida[1] (1. Nagoya Univ.)

10:55 AM - 11:10 AM JST | 1:55 AM - 2:10 AM UTC

[1A03] Separation of platinum group metals by phase-transition-based aqueous solvent extraction

*Haruka Tateno[1], Takehiko Tsukahara[1] (1. Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology)

11:10 AM - 11:25 AM JST | 2:10 AM - 2:25 AM UTC

[1A04] Solvent extraction and separation of Se, Zr, Pd, and Cs having long lived radionuclides

Part III, Investigation of new solvent for the replacement of n-dodecane

*Yuji Sasaki[1], Shinichi Suzuki[1], Hideaki Shiwaku[1], tohru kobayashi[1], Keisuke Ito[1], Yuya Takahashi[2], Masaaki Kaneko[2], Kazuhito Asano[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Toshiba corporation)

11:25 AM - 11:40 AM JST | 2:25 AM - 2:40 AM UTC

[1A05] Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation (LLFP separation)

(1)Extraction Behavior of Simulated Fission Products by Chloride Molten Salts

*Akihiro Uehara[1], Koichiro Takao[2], Yuji Shibahara[1] (1. Kyoto University Research Reactor Institute, 2. Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology)

11:40 AM - 11:55 AM JST | 2:40 AM - 2:55 AM UTC

[1A06] Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation (LLFP separation)

(2)Effects of Acid Concentrations on Elution of Nuclides from Simulated Vitrified Wastes

*Koichiro Takao[1], Akihiro Uehara[2], Yasuhisa Ikeda[1] (1. LANE, TokyoTech, 2. Research Reactor Institute, Kyoto Univ.)

11:55 AM - 12:00 PM JST | 2:55 AM - 3:00 AM UTC

Time reserved for Chair

CMPO 含浸吸着材を用いたストロンチウムとイットリウムの分離に関する研究

Study on Separation Behavior of Strontium and Yttrium Using CMPO-Impregnated Adsorbents

*川村 太冴[1,2]，金 聖潤[1]，伊藤 辰也[1]

[1]東北大学・工、[2]日本原燃(株)

^{90}Sr の娘核種である ^{90}Y は、高レベル放射性廃液に含まれている有用核種の一つであり、医療応用が期待されている。HLLW より回収した ^{90}Sr からの ^{90}Y ミルキング法確立ならびにこれによって得られる ^{90}Y のより容易で安全な取扱いを目的として、酸性溶液中における Y(III)の吸着挙動について検討を行った。

キーワード：ストロンチウム、イットリウム、CMPO 含浸吸着材、分離、抽出クロマトグラフィー

1. 緒言　使用済核燃料の再処理によって発生する高レベル放射性廃液(HLLW)は、含有する元素ごとに分離することで、最終処分の負荷軽減と資源創出が可能であると考えられている。その中でも ^{90}Sr の娘核種である ^{90}Y は、医療分野で利用することが期待されており、そのための HLLW 中からの ^{90}Sr の分離及び ^{90}Sr-^{90}Y の混合溶液中からの ^{90}Y の分離が重要な課題である。そこで我々は、Y(III)を Sr(II)から分離するため、CMPO (Octylphenyl(*N*,*N*-diisobutyl carbamoylmethyl)phosphineoxide)含浸吸着材を調整し、酸溶液中における Sr(II)及び Y(III)の吸着･分離特性を検討してきた[1]。本研究では、Y(III)を Sr(II)から分離するため、Y(III)の分離が可能であった硝酸及び過塩素酸中における Y(III)吸着の吸着速度、温度依存性及び飽和吸着量を調査し、新規 ^{90}Y 精製技術の評価を目的とする。

2. 実験　吸着材は、CMPO を SiO_2-P（多孔性シリカ/ポリマー複合担体粒子）に含浸担持させた CMPO/SiO_2-P 及び 1-ドデカノールを改質剤として添加した(CMPO+Dodec)/SiO_2-P をそれぞれ調製して用いた。吸着特性は、バッチ吸着試験から評価した。酸（硝酸及び過塩素酸）及び Y(III)濃度を所定の濃度に調整した溶液 4 mL と吸着材 0.2 g をガラスバイアルに封入し、恒温振とう水槽を用いて振とうした。フィルタを用いて吸着材と溶液を分離した後、溶液中の金属イオン濃度を、ICP-AES を用いて測定した。

3. 結果及び考察　(CMPO+Dodec)/SiO_2-P と初期 Y(III)濃度を 10～160 mM （M = mol dm^{-3}）の範囲で変化させた過塩素酸溶液を用いて吸着試験を行い、吸着後の Y(III)濃度に対して吸着量 Q_{eq} をプロットした結果を図 1 に示す。この結果を用いて、Langmuir、Freundlich および D-R の各吸着モデルについて吸着等温式のパラメータを求めたところ、各モデルにおける決定係数は、Langmuir: 1.00、Freundlich: 0.94、D-R: 0.84 であり、(CMPO+Dodec)/SiO_2-P に対する Y(III)の吸着は Langmuir モデルに良く従うことが判明した。また、硝酸条件及び CMPO /SiO_2-P においても同様に Langmuir モデルに従うことが判明した。飽和吸着量を求めると 0.20 mmol g^{-1} であった。

以上の結果に加え、接触時間依存性、温度依存性等の吸着特性について報告する。

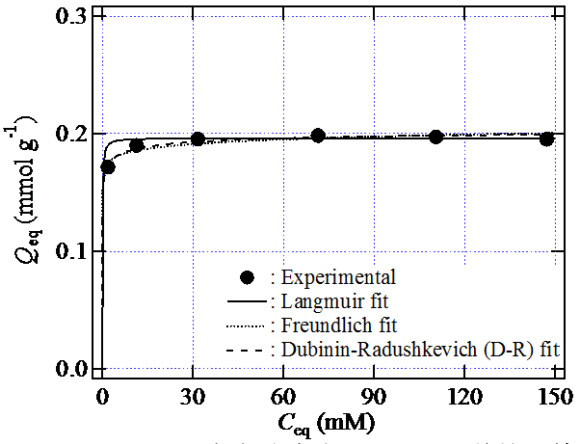


図 1. Y(III)の過塩素酸溶液における吸着等温線
（[$HClO_4$]: 1 M, [Y(III)]: 10~160 mM, Time: 5h, Temp.: 25℃, Phase ratio: 20 mL g^{-1}）

参考文献

[1] 川村太冴、他、日本原子力学会 2017 年春の年会、3L02 (2017).

*Taiga Kawamura[1,2], Seong-Yun1 Kim and Tatsuya Ito[1]

[1]Tohoku Univ., [2]Japan Nuclear Fuel Limited

HDEHPと硝酸から成るエマルションによるガラス表面に付着した希土類金属の除去

Decontamination of rare earth metal from the surface of the glass by emulsion consisting of HDEHP and nitric acid

*安江亮磨[1]，澤田佳代[1]，榎田洋一[1]
[1]名古屋大学

ファインバブル発生装置を用いて抽出剤であるジエチルヘキシルリン酸（HDEHP）を硝酸中に微細油滴として分散し，安定なエマルションを作製した．ガラスに付着した酸化ネオジムに対するこのエマルションの溶解力を評価した．

キーワード：液液抽出，エマルション

1. 緒言　金属酸化物粉末を取り扱う燃料加工施設等では，粉末がグローブボックス内部に付着する．これらの金属を回収するための新たな手法として，有機溶媒の微細油滴と硝酸から成るエマルションの利用を提案している[1]．本法では，旋回液流法によってエマルションを形成し，金属酸化物粉末を溶解すると同時に金属の抽出を可能とするものである．また，有機溶媒の微細化によって物質移動に係る界面積が増大し，抽出時間の短縮が期待できる．本研究では，金属酸化物を酸化ネオジムで代表し，そのガラス表面に付着した粉末をジエチルヘキシルリン酸（HDEHP）と硝酸から成るエマルションを用いて抽出した．

2. 実験　酸化ネオジム粉末を分散した純水をスライドガラスの端に 3.0×10^{-2} cm^3 滴下し，25℃で 7 日間以上乾燥してガラスに固着させて模擬除染試料をとした．界面活性剤としてポリエチレングリコール（平均分子量 400）（和光純薬）を 20 cm^3 加えた 0.1 mol dm^{-3} 硝酸水溶液 2 dm^3 に 2,2,4-トリメチルペンタン（和光純薬）で希釈した 30% HDEHP（東京化成）溶液 20 cm^3 をファインバブル発生装置（ECBL-S1，大巧技研）を用いて分散し，エマルションとした．エマルション 50 cm^3 をマグネットスターラーを用いて室温で撹拌しながら模擬試料を浸漬した．エマルションを採取し，硝酸水溶液で逆抽出し， ICP-MS（iCAP Qc，Thermo Fisher）を用いて Nd の濃度を測定し，次式で定義される回収率を求めた．

$$\text{回収率}(\%) = \frac{\text{溶液の Nd 濃度 } (\mathrm{g/m^3}) \times \text{ 溶液体積 } (\mathrm{m^3})}{\text{模擬試料が全量溶けた場合の Nd 量の計算値 } (\mathrm{g})} \times 100$$

また，比較実験としてエマルションの代わりに 0.1 mol dm^{-3} 硝酸を用いた実験を行った．

3. 結果・考察　図 1 にスライドガラスの浸漬時間と回収率の関係を示す. 溶媒にエマルションと硝酸を使った場合について，どちらも浸漬時間に対して単調に回収率が増加した．また，それぞれの溶解速度はエマルションで 2.0×10^{-5} g /s，硝酸で 2.6×10^{-5} g /s であった．これより HDEHP と硝酸から成るエマルションは硝酸と比べて殆ど変わらない溶解力を酸化ネオジムに対して示すことが分かった．

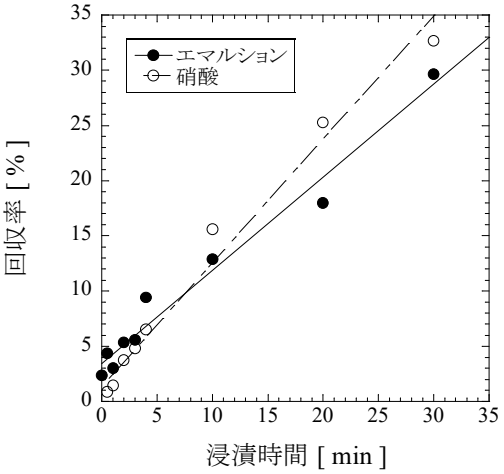


図 1　浸漬時間と回収率の関係

4. 結論　HDEHP と硝酸から成るエマルションを用いてガラスに付着した酸化ネオジムを溶解することができた．また，その溶解力は硝酸のみと比較して殆ど変わらないことが分かった．

参考文献

[1] 宮地裕基ら，日本原子力学会「2017 年春の年会」2L22(2017)

*Ryoma Yasue[1], Kayo Sawada[1] and Youichi Enokida[1]
[1] Nagoya University

相転移型水系溶媒抽出法による白金族元素の分離

Separation of platinum group metals by phase-transition-based aqueous solvent extraction

*舘野 春香[1]，塚原 剛彦[1]

[1]東京工業大学　科学技術創成研究院　先導原子力研究所

温度応答性ポリマーを用いた硝酸水溶液からの白金族元素の抽出実験を行い、抽出率に対する配位子、硝酸、及び硝酸ナトリウム濃度の依存性を明らかにした。

キーワード：温度応答性ポリマー、白金族元素、溶媒抽出

1. 緒言

ガラス固化に係る課題の解決には、高レベル放射性廃液から白金族元素（Ru, Rh, Pd）を選択的かつ効率的に分離回収する手法の確立が不可欠である。溶媒抽出やクロマト法に基づく分離技術が研究されているが、作業量や二次廃液の増加という点で課題がある。一方、温度応答性ポリマーPoly(*N*-isopropylacrylamide) (PNIPAAm)は、水中では 32℃付近に下限臨界溶解温度（LCST=Lower Critical Solution Temperature）を持ち、僅かな温度変化だけで親水・疎水性が変化するため、新しい分離媒体と成り得る。金属イオンを含む水溶液に疎水性抽出剤･PNIPAAm を導入し LCST 以上に昇温するだけで､PNIPAAm のゲル化が引き起こされ、そのゲル内に金属錯体として吸着・回収可能となる[1][2]。本研究では、PNIPAAm の相転移を利用した硝酸水溶液からの白金族元素の抽出特性の解明を目的とする。

2. 実験

白金族イオン(Ru(III)、Rh(III)、Pd(II))を含む 0～2 M 硝酸水溶液に、PNIPAAm 及び疎水性配位子である 1,3-dibutylthiourea（DBT）を添加して LCST 以下で攪拌し、白金族錯体を形成させた。その後、LCST 以上に昇温し、PNIPAAm を凝集・ゲル化させると共に、PNIPAAm ゲル内に白金族錯体を疎水性相互作用によって取り込ませ分離回収した。水溶液中に残存する白金族イオンの濃度を誘導結合プラズマ質量分析装置にて定量し、抽出率及び分配比を算出した。

3. 結果・考察

Ru(III)、Rh(III)、Pd(II)の抽出率の配位子濃度及び硝酸濃度依存性を調べたところ、全体として、抽出率は配位子濃度の増加と共に増加した。Pd(II)はすべての硝酸濃度において 100%抽出されたが、Ru(III)と Rh(III)の抽出率は 0.1 M 硝酸水溶液において約 40%であり、硝酸濃度の増加と共に減少した。また、Ru(III)と Rh(III)の抽出率に対する硝酸ナトリウム濃度依存性を調べたところ、正の依存性を示した。硝酸濃度に対しては負の依存性を持つことから、H^+と NO_3^-は抽出率に対して逆の効果を持つことが明らかになった。さらに、分配比に対する配位子濃度及び硝酸イオン濃度の依存性から、Ru(III)及び Rh(III)の主な抽出種は、それぞれイオン対が解離した$[Ru(NO)(NO_3)(DBT)]^{2+}$及び多核錯体$[Rh_3(NO_3)_3(DBT)]^{6+}$あることが示唆された。

参考文献

[1] H. Tokuyama and T. Iwama, *Sep. Purif. Technol.*, **2009**, 68, 417–421.

[2] K. C. Park and T. Tsukahara, Jpn. Patent 2015–014508, **2015.**

---

*Haruka Tateno[1] and Takehiko Tsukahara[1]

[1]Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology

長半減期核種を持つ Se, Zr, Pd, Cs の溶媒抽出分離
その３： ドデカンに代わる希釈剤の検討

Solvent extraction and separation of Se, Zr, Pd, and Cs having long lived radionuclides, Part III, Investigation of new solvent for the replacement of n-dodecane

*佐々木祐二[1], 鈴木伸一[1], 塩飽秀啓[1], 小林徹[1], 伊藤圭祐[1], 高橋優也[2], 金子昌章[2], 浅野和仁[2]
[1]原子力機構、[2]（株）東芝

ImPACT プロジェクトでは、高レベル廃液からの長半減期核種の分離回収及び核反応を用いる核変換処理を施し、環境負荷低減性が高く、有効な処分法を検討している。対象元素となる Pd, Cs, Zr 及び Se を溶媒抽出法で回収する方法に利用する新しい希釈剤について報告する。

キーワード：高レベル廃液、溶媒抽出、Pd, Cs, Zr, Se

１．緒言　ImPACT（Impulsing PAradigm Change through disruptive Technologies）プロジェクトは高レベル廃液中の長半減期核種を効率的に回収し、核変換等の処分法の適用を目指すものである。対象となる元素は Se, Zr, Pd, Cs である。我々はこれら元素の高効率・高純度回収法として溶媒抽出法を選択し、簡便な分離回収法の開発を行っている。溶媒抽出で希釈剤に *n*-ドデカンを利用する際、抽出剤の溶解困難な場面や抽出後に第三相や有機相中が懸濁するケースが散見される。Zr 抽出に注目すると、Zr は入手の模擬廃液中に 89 mM と高い濃度で存在している。Zr 抽出に用いる抽出剤は HDEHP か TODGA であり、双方ともに *n*-ドデカンには可溶である。しかし、抽出後の有機相中に懸濁（第三相）が発生するため、プロセス利用は難しい。これらを根本的に回避するために、*n*-ドデカンに代わる新しい希釈剤の利用を検討した。

２．実験方法　希釈剤組成は炭素、水素、酸素からなるものに限定し、またここでは環状化合物を付加した有機物は検討から外した。元素組成から、希釈剤としてアルコール、ケトン、エステル、エーテルと炭化水素系に限定できる。その中から沸点、融点、及び引火点の文献値を調べ、室温で液体かつ引火点 50 度以上の有機溶媒を中心に検討した。100 mM Zr を含む 2 M 硝酸の溶液を用いて、0.5 M HDEHP を溶解した抽出溶媒を用いて、高濃度（80 mM 以上）で抽出可能な希釈剤の種類を調べた。

３．結果　今回利用した希釈剤による結果の一例を表 1 に示す。アルコール 4 種、エーテル 2 種、エステル 3 種とケトン 4 種の結果である。表より、分子量増加とともに融点、引火点の上昇がみられる。Zr 抽出量と懸濁（第三相）生成について分子量との関連は明確でない。この結果から、アルコールは比較的懸濁を生成しやすいこと、目標の 80 mM 抽出可能な希釈剤はノナノール、ジペンチルエーテル、オクタン酸メチル、ノナン酸メチル、ヘプタナール、ノナナールに限定される。

表1　各有機溶媒の構造と融点、引火点とZr抽出

有機溶媒名称	構造式（分子量）	融点	引火点	Zr抽出	懸濁
1-ヘキサノール	$C_6H_{13}OH$ (102.18)	-52 ℃	59 ℃	83.6 mM	あり
1-ヘプタノール	$C_7H_{15}OH$ (116.2)	-36	70	75.1	あり
1-オクタノール	$C_8H_{17}OH$ (130.23)	-15	80	42.9	あり
1-ノナノール	$C_9H_{19}OH$ (144.26)	-8~-6	104	100	なし
ジペンチルエーテル	$(C_5H_{11})_2O$ (158.28)	−69	57	92	なし
ジヘキシルエーテル	$(C_6H_{13})_2O$ (186.33)	−43	78	52.6	なし
オクタン酸メチル	$C_7H_{15}COOCH_3$ (158.24)	−40	69	92.9	なし
ノナン酸メチル	$C_8H_{17}COOCH_3$ (172.26)	−30	87	87.3	なし
デカン酸メチル	$C_9H_{19}COOCH_3$ (186.29)	−14~-11	90	55.9	なし
1-ヘプタナール	$CH_3(CH_2)_5CHO$ (114.19)	-43.3	48	100	なし
1-オクタナール	$CH_3(CH_2)_6CHO$ (128.21)	-23	51	64.9	なし
1-ノナナール	$CH_3(CH_2)_7CHO$ (142.24)	-19.3	75	87.9	なし
1-デカナール	$CH_3(CH_2)_8CHO$ (156.27)	-3	85	77.8	なし

本研究は、総合科学技術・イノベーション会議が主導する 革新的研究開発推進プログラム（ImPACT）の一環として実施したものです。

Yuji Sasaki[1], Shinichi Suzuki[1], Hideaki Shiwaku[1], Tohru Kobayashi[1], Keisuke Ito[1], Yuya Takahashi[2], Masaaki Kaneko[2], Kazuhito Asano[2], [1]Japan Atomic Energy Agency. [2]Toshiba Corporation

核変換による高レベル放射性廃棄物の大幅な低減・資源化（LLFP 分離回収技術）

(1)塩化物溶融塩による模擬核種の溶出挙動

Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation (LLFP separation)

(1)Extraction Behavior of Simulated Fission Products by Chloride Molten Salts

*上原章寛[1]，鷹尾康一朗[2]，芝原雄司[1]

[1]京都大学，[2]東京工業大学

アルカリ及びアルカリ土類塩化物溶融塩と模擬 LLFP を含むガラスを高温にて接触させ、模擬 LLFP の溶融塩相への溶出挙動を調べた。アルカリカチオンあるいはアルカリ土類カチオンの種類に依存して模擬 LLFP の溶出量が異なった。

キーワード：ImPACT，核変換，ガラス固化体，抽出，溶融塩

1. 緒言

原子力システムにおける使用済み核燃料再処理を行った後に発生する高レベル放射性廃棄物 (HLW) の処分方法として、そのガラス固化体を 300 m 以深に地層処分する方針が検討されている。しかし、HLW のガラス固化体中には半減期の長い核種が含まれていることから、処分後の安全性に対する不安の払拭が処分場選定における大きな課題として残されている。近年、HLW に含まれる 100 万年以上の半減期を持つ長寿命核分裂生成物 (LLFP) である Se-79, Zr-93, Pd-107, Cs-135 の 4 核種を選定し、これらを短寿命もしくは安定な核種に核変換することにより HLW の大幅な低減・資源化を目指した研究がはじめられた。本研究では、HLW が安定に封止された既存のガラス固化体から上記 LLFP 4 核種を分離・回収するため、加熱溶融したガラス固化体に対してハロゲン化物系溶融塩*を接触させることによってガラスマトリックスからの LLFP 直接抽出分離の可能性について検討した(*現在の地層処分環境とは異なる反応場条件)。

2. 実験

高模擬ガラス (IHI 製, 5523N17 , ガラス主成分として Na, Si, B, Ca, Al, Zn, Li、HLW 模擬核種成分として Se, Rb, Sr, Y, Zr, Mo, Mn, Ru, Rh, Pd, Ag, Sn, Te, Cs, Ba, La, Ce, Pr, Nd, Sm, Eu, Gd、その他成分として P, Cr, Fe, Ni を含む) 1g と、アルカリ塩化物及びアルカリアルカリ土類塩化物溶融塩(LiCl, LiCl-KCl, LiCl-$CaCl_2$, NaCl-KCl, NaCl-KCl-$CaCl_2$, NaCl-KCl-$MgCl_2$) 2g を 12 時間、650°C にて接触し、溶融塩相とガラス相を分取、溶融塩相を酸にて溶解し、ICP-AES により、溶出した模擬成分の溶出率を見積もった。溶融塩実験は酸素及び水分が 1ppm 以下に制御された電気炉付きグローブボックス内で行った。

3. 結果と考察

LiCl 及び LiCl-$CaCl_2$ 溶融塩を用いた時、Pd 及び Se の溶出を観測した。LiCl-$CaCl_2$ を用いた時ガラス相の主成分は Ca_2SiO_4でLiClを用いた時、主成分はLi_4SiO_4でありガラス相の主成分と溶融塩が反応していることが分かった。一方、NaCl-KClでは金属元素の溶出はほとんど観測されず、ガラス相成分との反応も観察されなかった。模擬ガラスに及ぼすアルカリ土類金属イオンの影響を調査するために、NaCl-KCl 系（模擬 FP が溶出しない塩）に $MgCl_2$ 及び $CaCl_2$ を添加した。$MgCl_2$ 及び $CaCl_2$ が50 wt% で模擬ガラス中からPd 及び Rh の溶出を観察した。特に 50 wt% $MgCl_2$の添加による寄与が大きかった。アルカリ金属とアルカリ土類金属で比較すると、塩化物よりも酸化物が安定な序列は Mg > Ca > Sr > Li > Ba > Na > K > Cs である。CaO はある程度は溶解するが（Ca^{2+} とO^{2-} が塩中に共存）、 MgO は溶解度がかなり低く、結果として、ガラス成分の Na_2O、B_2O_3の酸素が Ca^{2+}、Mg^{2+} の添加によってスカベンジされガラスの構造が破壊されているためであると予測された。

付記：本研究は、総合科学技術・イノベーション会議が主導する革新的研究開発プログラム（ImPACT）の一環として実施したものです。

---

* Akihiro Uehara[1], Koichiro Takao[2], Yuji Shibahara[1]

[1]Research Reactor Institute, Kyoto Univ. [2]Laboratory for Advanced Nuclear Energy, TokyoTech.

核変換による高レベル放射性廃棄物の大幅な低減・資源化（LLFP 分離回収技術）（2）模擬ガラス固化体からの核種溶出挙動に対する酸濃度の影響

Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation (LLFP Separation) (2) Effects of Acid Concentrations on Elution of Nuclides from Simulated Vitrified Wastes

*鷹尾 康一朗[1], 上原 章寛[2], 池田 泰久[1]
[1]東工大先導原子力研, [2]京大炉

ガラス固化体から長寿命核種を分離・回収するための湿式処理技術開発のため、水溶液系におけるガラス主成分元素および模擬核種の溶出挙動に対する塩酸および硝酸の各濃度の影響について検討を行った。また、溶出速度についても検討した。

キーワード：ガラス固化体, 溶出, 湿式処理, ImPACT

1. 緒言

ガラス固化体の主成分であるホウケイ酸ガラスは化学的耐久性の高い材料として広く知られており、地層処分環境を模擬した中性から塩基性条件でのガラス固化体からの核種溶出挙動について幅広く検討されている。一方、想定される処分環境としてあまり一般的でない酸性条件(*)における溶出挙動については、ホウケイ酸ガラスの耐酸性の高さもあってか詳細な検討はなされていない。ところが、ホウケイ酸ガラスベースの模擬ガラス固化体に含まれるガラス主成分および模擬核種の多くが酸性水溶液中に溶出することを我々は見出した[1]。これはガラス固化体の湿式処理により当 ImPACT プログラムで目指す長寿命核種(^{79}Se, ^{93}Zr, ^{107}Pd, ^{135}Cs)回収の達成を期待させるものである。本研究では、模擬ガラス固化体からの各元素の溶出挙動に対する酸の種類と濃度の影響について検討を行った。(*現在の地層処分環境とは異なる反応場条件)

2. 実験

模擬ガラス固化体(IHI 製, P/N 5523N17, 破砕状, ガラス主成分：Na, Si, B, Ca, Al, Zn, Li; HLW 模擬核種成分：Se, Rb, Sr, Y, Zr, Mo, Mn, Ru, Rh, Pd, Ag, Sn, Te, Cs, Ba, La, Ce, Pr, Nd, Sm, Eu, Gd; その他成分：P, Cr, Fe, Ni)と様々な濃度の硝酸水溶液もしくは硝酸と塩酸の混合溶液を 1:15 (g/mL)の固液比で混合し、一定温度に保持した。各時間において液相に含まれる成分を ICP-AES により定性・定量した。また、SEM を用いて処理後のガラス残渣の表面観察を行った。

3. 結果と考察

配管等の腐食の観点から、ガラス固化体湿式処理で使用する塩酸濃度をなるべく低減することが望ましい。このため、硝酸と塩酸の混合溶液中での模擬ガラス固化体からの各元素溶出挙動を検討した。結果として、塩酸濃度 0.04~1.00 mol·dm^{-3} (M)の範囲における各元素溶出率はほとんど変化しないことが判明した。従って、塩酸濃度を 0.04 M まで低減できる見通しが得られた。また、硝酸濃度に対する溶出率の依存性および溶出速度についても検討し、ガラス固化体湿式処理の条件選定に資するデータを取得した。なお、本研究で扱った条件は HLW の処分環境とは全く異なるものである。

本研究は、総合科学技術・イノベーション会議が主導する革新的研究開発推進プログラム(ImPACT)の一環として実施したものです。

参考文献：

[1] 鷹尾ら 「ガラス固化体からの核種分離方法及び得られた多孔質ガラス固化体」特願 2017-034766.

*Koichiro Takao[1], Akihiro Uehara[2] and Yasuhisa Ikeda[1]
[1]Laboratory for Advanced Nuclear Energy, TokyoTech, [2]Research Reactor Institute, Kyoto Univ.

General Meeting

Wed. Sep 13, 2017 12:00 PM - 1:00 PM JST | Wed. Sep 13, 2017 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room A B11 - B1 Block

[1A_GM] 「バックエンド部会」第47回全体会議

[1A_GM] General Meeting

General Meeting

[1A_GM] 「バックエンド部会」第47回全体会議

Wed. Sep 13, 2017 12:00 PM - 1:00 PM Room A (B11 - B1 Block)

[1A_GM]General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network：Nuclear Fuel Cycle and Environment Division

Wed. Sep 13, 2017 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 13, 2017 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room A B11 - B1 Block

[1A_PL] Safety case for geological disposal of radioactive waste Current status

Chair: Yaohiro Inagaki (Kyushu Univ.)

[1A_PL01] Concept and approach for safety case development

*Akira Deguchi[1] (1. NUMO)

[1A_PL02] Site characterization and synthesis into site descriptive models

*Hiromitsu Saegusa[1] (1. NUMO)

[1A_PL03] Repository design and engineering technology

*Satoru Suzuki[1] (1. NUMO)

[1A_PL04] Pre-closure safety of geological disposal system

*Satoru Suzuki[1] (1. NUMO)

[1A_PL05] Post-closure long-term safety of geological disposal system

*Kiyoshi Fijisaki[1] (1. NUMO)

[1A_PL06] Discussion

2017年秋の大会

バックエンド部会セッション

地層処分セーフティケース —進捗状況—

Safety case for geological disposal of radioactive waste -Current status-

(1) セーフティケース構築の考え方とアプローチ

(1) Concept and approach for safety case development

藤山哲雄，*出口　朗，梅木博之

原子力発電環境整備機構（NUMO）

1. はじめに

NUMO では，最新の科学的知見や技術開発成果に基づき，わが国における安全な地層処分の実現性を示すことを目的とした包括的技術報告書の取りまとめをセーフティケースの考え方に基づいて進めている。原子力学会 2016 年秋の大会において開催された企画セッションでは，セーフティケースの取りまとめの途中結果を概括的に報告した。本セッションでは，昨年以降の検討内容に基づく現状の進捗状況について，セーフティケースを特徴づける点を中心に 5 件の発表(1)～(5)を通じて報告し，わが国において安全な地層処分が実現可能とする論拠や抽出された技術的課題などについて参加者との共有を図るとともに，その信頼性や妥当性について議論する。

2. セーフティケース作成の背景と目的

「わが国における高レベル放射性廃棄物地層処分の技術的信頼性　－地層処分研究開発第２次取りまとめ－」[1]（以下，第２次取りまとめという）や「TRU 廃棄物処分技術検討書　－第 2 次 TRU 廃棄物処分研究開発取りまとめ－」[2]（以下，第 2 次 TRU レポートという）によって論ぜられた，わが国における高レベル放射性廃棄物および半減期の長い核種を一定量以上含む低レベル放射性廃棄物の一部（以下，TRU 廃棄物という）に対する地層処分の技術的信頼性について，最新の科学的・技術的知見を踏まえて総合的に再評価することは，わが国における安全な地層処分の技術的実現性を恒常的に確認するうえで重要である。一方，地層処分に関係する地域の科学的特性を既存の全国データに基づき一定の要件・基準[3]に従って整理した「科学的特性マップ」[4]が国から提示されたことで，処分地選定が新たな局面を迎えつつあることから，今後の対話活動などに向けてサイト選定の進展に対応した技術の整備状況を示すことは，以前にも増して重要となっている。

このため NUMO は，以下を目的として包括的な技術報告書（以下，包括的技術報告書という）の取りまとめを進めてきている。

① 最新の科学的・技術的知見を踏まえて，わが国において安全な地層処分が実現可能であることをあらためて提示すること

② 最新の技術開発成果を反映し，文献調査以降に対応する技術的な準備状況を提示すること

「第２次取りまとめ」では，わが国の地層処分概念を一般的に検討し，その成立性が概括的に論じられた。包括的技術報告書は，上記の目的に向けて，「第２次取りまとめ」以降に進められてきた深地層の研究施設などにおける研究成果を含むわが国の地質環境に対する最新の理解に基づき，文献調査段階へと地層処分事業を進めていくための技術的な方法論が整っていること，および処分場の閉鎖前と閉鎖後において安全性を確保できる見通しがあることを示す。併せて，地層処分の信頼性向上に向けた今後の技術開発課題を明らかにする。

地層処分の長期的な安全性に対する信頼を恒常的に高め，確かなものとしていくために，事業期間中の

各節目においてその時点の最新の科学的知見を取り込んだ「セーフティケース」を繰り返し取りまとめるという考え方が国際的に共有されている[5]。セーフティケースは，地層処分技術を構成する三つの主要な技術分野である「地質環境の調査・評価」，「処分場の設計」，「安全評価」を統合し，処分場の安全性に関してさまざまな側面から議論を積み上げて総合的な情報として提供することで，処分場の安全性が確かなものであることをステークホルダー（国，規制機関，地域住民，一般国民など）と共有するためのプラットフォームを構築するという概念である。セーフティケースの概念は，わが国における安全な地層処分の実現性を検討し，さまざまなステークホルダーとの対話に向けた最新の技術的な基盤を構築することで，事業をサイト調査の段階に進めることの信任を社会から得ようとする包括的技術報告書の目的と整合している。またNUMOは，文献調査の段階以降，事業の進展に応じてセーフティケースを作成・更新していくこととしていることから[6]，包括的技術報告書をセーフティケースの考え方に沿って作成しておくことで，文献調査段階においてサイト固有の特性を踏まえて作成するセーフティケースの「ひな形」として活用することができると考えられる。

以上のことから，包括的技術報告書は，国際的に受け入れられているセーフティケースの構造[5]を参考にしつつ，サイトが特定された後に作成するセーフティケースの枠組みと情報の基盤を与えることを意図して作成を進めている。これを，以下ではNUMOセーフティケースという。

3. 現段階のセーフティケースとして考慮すべき要件・前提条件

地層処分は，事業の進展に応じてサイトの地質環境条件などがより詳細に把握されていくとともに，安全規制要件や処分場周辺の環境への適合要件といった処分場に求められる要件が具体化されていく。このように，処分場の安全性を検討するための前提条件や考慮すべき要件は事業の段階によって変化する。したがって，セーフティケースによって「安全な地層処分が実現可能であること」を説明する際には，その時点で考慮すべき要件や検討の前提条件を明確に示し，これらに対して最善の技術的検討を行っているか，また残された技術的な課題が明らかとなっており，それは解決できる見通しがあるかという観点での議論が重要となる。

現段階でNUMOが整備するセーフティケースについては，考慮すべき要件や検討の前提条件を次のように整理した。

○ 考慮すべき主な要件
- 「特定放射性廃棄物の最終処分に関する法律」（以下，最終処分法という）に示されている段階的な調査の進め方（文献調査，概要調査，精密調査）と概要調査地区等の選定要件
- 最終処分基本方針[7]に示された可逆性・回収可能性の担保。国により示された地域の科学的な特性の提示に係る要件・基準の検討結果[3]。
- 「特定放射性廃棄物の最終処分に関する計画」[8]（以下，最終処分計画という）に示されている特定放射性廃棄物の種類，量，処分能力（ガラス固化体4万本，TRU廃棄物19,000m^3）。
- 最終処分計画に示されている多重バリアシステムによる安全確保（IAEA 等の安全要件[9]に示される地層処分の基本的な安全機能（隔離・閉じ込め）の確保）。

○ 主な検討の前提条件
- 候補となる母岩やサイトが特定されておらず，地質環境に関するデータ・情報は既存の公開文献情報を参照して幅広い地質環境を検討しておくこと。
- 安全規制要件はこれから整備されること。
- 深地層の研究施設における地下深部の地質環境特性に対する理解の進展を含め，国内外における科

学的知見や技術開発成果の蓄積を反映すること。

- 研究開発段階から事業化段階へ移行するための技術的な拠り所となることが求められた「第２次取りまとめ」や「第 2 次 TRU レポート」に対して，NUMO セーフティケースでは，適切なサイト選定に向けた技術的基盤が着実に整備されていることを示すことに主眼があること。
- フィンランドやスウェーデンが事業の許認可段階に進んでいることなどを背景として，近年の諸外国のセーフティケースはより詳細化・精緻化する傾向にあることから，セーフティケースに示す技術的根拠の説明性や信頼性に求められるレベルが国際的な水準にあること。この観点では近年，処分場閉鎖前の安全性が明確に考慮されるようになっていることに留意する。

4. セーフティケース構築のアプローチ

以上を踏まえると，現段階で整備するセーフティケースは，わが国における地層処分の一般的な成立性を示すことに主眼を置いたジェネリックな段階から，サイトが特定された以降にただちに対応できる技術的基盤を整備することを目指す，サイト・スペシフィックな段階への過渡期にあるセーフティケースといえる。そこでセーフティケースを作成するうえでは，幅広い地質環境条件に対応するための網羅性に留意しつつ，実際のサイト調査の段階で行う作業を念頭に置き，事業を進めていくなかで想定される現実的な技術的制約条件などへの対応を提示することに留意した。

具体的には，上述した考慮すべき要件や検討の前提条件を考慮し，次のような目標を設定して技術的な検討を実施した。

① 文献調査地域が明らかになった際に，その地域の特徴に対応できるような柔軟な地質環境モデルの構築技術を提示すること

文献調査の段階への準備として，全国規模で収集した最新の地質環境情報などをもとに，サイト選定においてわが国の多様な地質環境を処分場の設計および安全評価の観点から類型化し，検討対象とする母岩を設定する。検討対象母岩の選定においては，わが国の地下深部に広く分布し，特徴が異なる岩種を設定することで，サイト選定で想定されるわが国の代表的な岩種について網羅的に対応するための技術基盤を整備する。具体的には，深成岩類，新第三紀堆積岩類，先新第三紀堆積岩類という 3 つの岩種を選定した。

これらの岩種を対象として，深地層の研究施設で得られた地下深部の情報を含むわが国の最新の地質環境特性の知見やデータに基づき，地質環境モデルを構築する。この際，断層・割れ目の存在や地下水水質といった核種の移行特性に重要な地質環境の特徴をなるべく現実的に反映することに留意する。

② 各岩種の地質環境モデルの特徴に対応できる処分場の設計技術を提示すること

断層の存在など，サイト調査において現実的に遭遇する地質環境への設計上の対応や処分概念の違いによる得失などを考慮できる実用性のある設計手法を構築する。この設計手法を適用し，これまで多くの技術開発成果が蓄積されてきている「第２次取りまとめ」や「第 2 次 TRU レポート」で提示された処分概念を出発点として，異なる検討対象母岩の地質環境モデルを対象に処分場の設計事例を提示することで，設計手法の適用性を示す。

また，最新の知見に基づいて，安全性のさらなる向上を志向した設計オプションや，サイト条件に応じた人工バリア仕様の合理化・最適化に向けた可能性などをあわせて提示する。さらに，廃棄体の回収技術に関する検討や，処分場閉鎖前の安全性に関する検討を拡充する。

③ 構築された処分場（地質環境モデルと処分施設）の特徴を反映した安全評価技術を提示すること

さまざまな不確実性を適切に取り扱うためリスク論的な考え方を導入し，地層処分システムで生起する

事象の発生可能性を考慮した安全評価シナリオの作成技術を構築する。

安全評価技術については，母岩の地質環境モデルの特徴や，岩種に応じた処分場の設計（地下施設レイアウトや人工バリア仕様）の違いをできるだけ現実的に反映し，異なる処分場の性能を合理的に比較・評価できる性能評価解析の手法を整備する。これらに基づき検討対象母岩の地質環境モデル，および処分場の設計結果を対象として閉鎖後長期の安全評価を行い，国際機関による勧告等を参照して安全性を判断するめやすを設定したうえで，わが国の多様な地質環境に対する長期安全性の確保について見通しを示す。

現在，NUMO セーフティケースについては，機構内で組織している技術アドバイザリー委員会や，ワークショップの開催等を通じて国内外の専門家に示して意見聴取を行いながら，「上記の目標に照らして，現時点で利用可能な情報・データに基づき最善の技術的検討を行っているか」という観点で，検討内容の綿密な検証を進めている。

参考文献

[1] 核燃料サイクル開発機構（1999）：わが国における高レベル放射性廃棄物地層処分の技術的信頼性 －地層処分研究開発第２次取りまとめ－，JNC TN1400 99-020～99-023.

[2] 電気事業連合会・核燃料サイクル開発機構（2005）：TRU 廃棄物処分技術検討書－第 2 次 TRU 廃棄物処分研究開発取りまとめ－，JNC TY1400-2005-013，FEPC TRU-TRU2-2005-02.

[3] 総合資源エネルギー調査会（2017）：地層処分に関する地域の科学的な特性の提示に係る要件・基準の検討結果（地層処分技術 WG とりまとめ），総合資源エネルギー調査会電力･ガス事業分科会 原子力小委員会地層処分技術 WG，平成 29 月 3 月.

[4] 経済産業省（2017）：科学的特性マップ公表用サイト，http://www.enecho.meti.go.jp/category/electricity_and_gas/nuclear/rw/kagakutekitokuseimap/（2017 年 7 月 28 日閲覧）

[5] OECD/NEA（2013）：The Nature and Purpose of the Post-closure Safety Cases for Geological Repositories，OECD/Nuclear Energy Agency.

[6] 原子力発電環境整備機構（2011）：地層処分事業の安全確保（2010 年度版）－確かな技術による安全な地層処分の実現のために－，NUMO-TR-11-01.

[7] 経済産業省（2015）：特定放射性廃棄物の最終処分に関する基本方針（平成 27 年 5 月 22 日閣議決定）

[8] 経済産業省（2008）：特定放射性廃棄物の最終処分に関する計画（平成 20 年 3 月 14 日閣議決定）.

[9] IAEA（2011）：Disposal of Radioactive Waste, IAEA Safety Standards Series No. SSR-5.

Tetsuo Fujiyama, *Akira Deguchi and Hiroyuki Umeki

Nuclear Waste Management Organization of Japan

2017年秋の大会

バックエンド部会セッション

地層処分セーフティケース —進捗状況—

Safety case for geological disposal of radioactive waste -Current status-

(2) 地層処分に適した地質環境の選定とモデル化

(2) Site characterisation and synthesis into site descriptive models

*三枝博光，太田久仁雄，近藤浩文，後藤淳一，國丸貴紀，山田彩織

原子力発電環境整備機構（NUMO）

1. はじめに

地層処分においては，地質環境が好ましい特性を有し，それが長期にわたり安定であることを技術的な信頼性をもって提示することが不可欠である。NUMO は，文献調査，概要調査，精密調査の三段階において，その時点で利用可能な最適かつ最も信頼性の高い技術を適用して地質環境調査・評価を実施し，対象サイトの法定要件[1]などに対する適格性を確認するとともに，さまざまな地質環境情報を整合的な解釈を通じて地質環境モデルとして統合する。この結果に基づき処分場の設計から安全評価にいたる検討を繰り返し行うことにより，地層処分の観点から好ましい地質環境特性が長期にわたり維持されるサイトを選定する。現段階では処分場の候補地や母岩が特定されていないものの，国により「科学的特性マップ」[1]が提示され，今後のサイト選定の進展に的確に対応するための技術基盤を整備することが重要である。

2. 地層処分に適した地質環境の選定

サイト選定においては，空間スケールや対象とする地質事象を絞り込みながら調査の詳細度を段階的に高めつつ，法定要件とそれに基づき整備する考慮事項[2]，「科学的特性マップ」の要件・基準[1]などに照らして地質環境の安全機能を損なう可能性のある自然現象による著しい影響を回避する。さらにその影響を回避したサイトにおいても緩慢かつ累積的な自然現象（例えば，隆起・侵食）の影響を考慮する必要があるため，地質構造や地質環境特性の過去から現在までの時間的・空間的変遷を把握し，その変化の幅を考慮に入れても長期にわたり地質環境が有する安全機能の低下が生じる可能性が小さい「地層処分に適した地質環境」であることを確認する。

これまでに蓄積されたわが国の地質環境に係る最新の科学的知見[3]に基づくと，わが国の地下深部には地層処分の観点から好ましい熱環境，水理場，力学場，化学環境（THMC 条件）を有する地質環境が長期にわたり維持されている地域が存在し，そのような地域が広く分布すると考えられる。したがって，自然現象の著しい影響を適切に回避したうえで，対象サイトの地質環境特性の時間的・空間的な安定性を把握することにより，変動帯に位置しさまざまな自然現象が繰り返しあるいは継続的に発生しているわが国においても地層処分に適した地質環境を選定することが可能である。

NUMO セーフティケースでは，国の基盤研究開発機関などにより進められている総合的な研究開発などを通じて創出された成果に基づき，わが国の多様な地質環境に適用可能な，三段階の調査によって地質環境を適切に選定するための基本的な考え方（表 1）や実践的な方法論を提示した。段階的なサイト調査においては，法定要件や処分場の設計および安全評価における要求事項に対して，取得すべき地質環境情報とその詳細度などを明確にしたうえで地質環境調査・評価を実施し，地質環境情報の統合化を通じた処分場の設計および安全評価との連携を実践することにより繰り返し不確実性の低減を図ることが基幹の方法論となる。また，この一連の過程において一貫性のある品質マネジメントが必須となる。

[1] 「特定放射性廃棄物の最終処分に関する法律」および同施行規則に定められた処分地選定にかかわる要件

一方，わが国の多様な地質環境に適用可能な調査・評価技術については，これまでに開発され高度化が図られた個別の調査・評価技術の適用方法や事例，有効性，現状の技術的課題などを包括的に取りまとめ知識基盤の強化を図った。

表 1　地層処分に適した地質環境の選定において考慮する影響要因への対応の基本的な考え方

影響要因	対応の基本的な考え方	文献調査 / 概要調査 / 精密調査 ■ 広域スケール* ■ 処分場スケール** ■ パネルスケール***
深度 300 m 以上の深さにおける第四紀の未固結堆積物の分布	• 深度 300 m 以深まで第四紀の未固結堆積物が分布する地域を除外	
安全性や施工性に影響を及ぼす事象の発生：高い地温・温泉，膨張性地山，山はね，泥火山，大量出水，有害ガス突出，軟弱な地盤の分布，地震，津波，地すべり，土石流，洪水など	• 影響の程度や範囲などを把握 • 影響を低減するための適切な工学的対策を実施	
安全性を損なう火山事象の発生：火砕物密度流，溶岩流，岩屑なだれなど	• 影響の範囲などを把握 • 操業期間中の影響を回避し地上施設を設置	
自然現象の隔離機能への著しい影響：マグマの貫入および地表への噴出，岩盤の厚さの著しい減少 自然現象の閉じ込め機能への著しい影響：非火山性を含む地熱活動，火山性熱水・深部流体の流入，大規模な断層変位，断層とその周辺岩盤の透水性の増加	• 著しい影響が生じる範囲を除外	
自然現象の緩慢かつ累積的な影響：非火山性を含む地熱活動，火山性熱水・深部流体の流入，大きな断層変位，断層とその周辺岩盤の透水性の増加，地形や海陸分布の継続的な変化	• 自然現象の影響に伴う地質環境特性の長期変遷を把握 • 適切な工学的対策を検討 • 安全評価により閉じ込め機能の長期的な維持を確認 • 閉じ込め機能が期待できない場合は，当該サイトを選定候補から除外	
地下深部に経済的に価値のある鉱物資源の賦存	• 地下に経済的に価値が高い鉱物資源が分布する地域を除外	

*広域スケール：処分場スケールの領域の THMC 条件に影響を与える要因となる自然現象を考慮する範囲
**処分場スケール：地下深部における地層処分の観点から好ましい THMC 条件やその長期安定性を確認する範囲
***パネルスケール：処分場スケールの領域において実際に処分パネルを設置する範囲

3. 検討対象母岩の地質環境モデルの構築

わが国の地質環境に係る最新の理解に基づき，サイト選定において現実的に対象となる可能性がある地質環境（日本地質学会が区分した 7 岩種[4]のうち第四紀堆積岩類および第四紀火山岩類を除く 5 岩種）を対象に，処分場の設計（建設可能性や容易性）および安全評価（地下水流動や物質移動）の観点から重要となる特徴に着目した類型化を行い，深成岩類，新第三紀堆積岩類，先新第三紀堆積岩類を検討対象母岩として取り上げた。なお，5 岩種のうちの残りの 2 岩種（新第三紀・先新第三紀火山岩類および変成岩類）については，前述の特徴の類似性から深成岩類と一括して取り扱うことができると判断している。したがって，前述の 3 岩種を対象とした処分場の設計および安全評価の考え方や手法を整備することにより，わが国の代表的な全ての岩種に対応することができると考えられる。

それぞれの検討対象母岩について，全国規模で収集した地質環境情報および幌延・瑞浪における深地層の研究施設で取得された地質環境データ[5][6]などを用いてさまざまな地質環境特性に係る整合的な解釈・統合を行うことにより，処分場の設計および安全評価に係る検討の基盤となる地質環境モデルを構築した。具体的には，岩体や地層の規模，地下深部において実際に認められる断層・割れ目の長さ，密度，方向性に加え，岩盤中の基質および断層・割れ目の透水係数などをパラメータとして，調査段階ごとに地質環境情

報の質・量が異なることを考慮に入れながら，広域（数十 km）スケール，処分場（数 km）スケール，パネル（数百 m）スケールの詳細度に対応する地質構造および水理地質構造の現実的なモデルを提示した（図1）。さらに，それぞれの検討対象母岩における地質環境調査や原位置試験の結果に基づき，放射性核種の移行・遅延を支配する微細透水構造を表現した数 cm～数十 cm スケールの現実的な概念モデルも構築した。

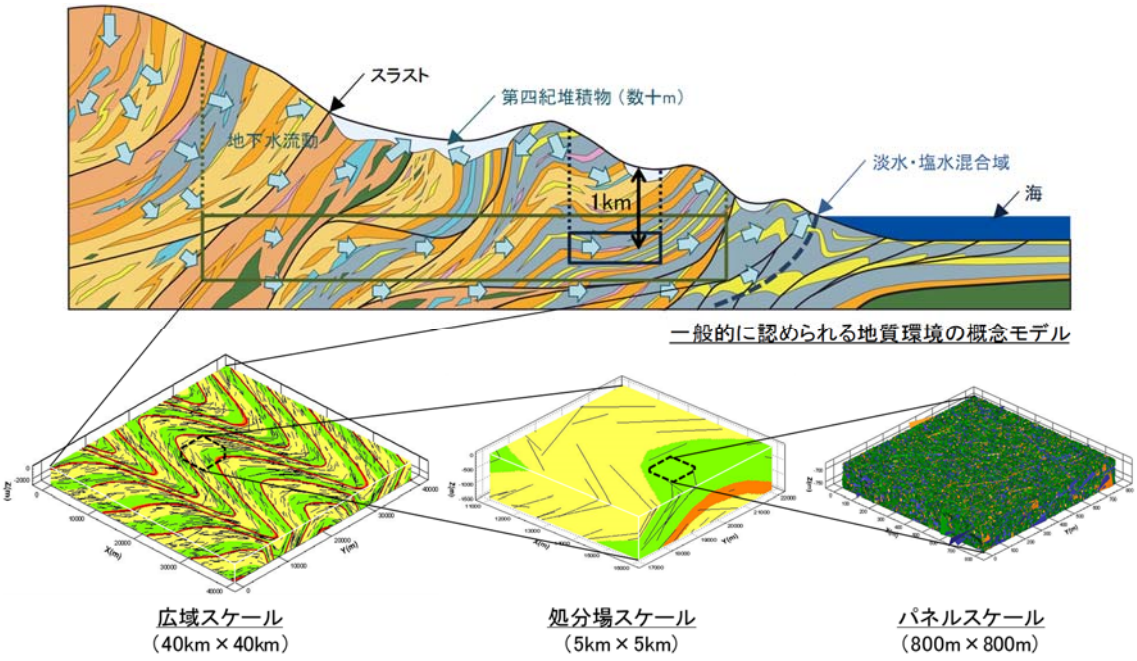


図 1　検討対象母岩の地質環境モデル（先新第三紀堆積岩類・整然相の地質構造モデルの例）

また，処分場の設計および安全評価に係る検討に必要となる岩盤の熱・力学特性および地下水水質について，全国規模で収集した地質環境情報に基づき，それぞれの検討対象母岩を対象に熱・力学特性データセットおよびモデル水質を設定した。このうちモデル水質は，わが国で認められる地下水の水質データひとつひとつを対象に地下水採水の対象岩種や深度，掘削水や地表水の混合の程度，電荷収支などの観点からスクリーニングを行い，品質が確認できた深度 300 m 以深の水質データについて，水みちに一般的に認められる鉱物との化学平衡を考慮した熱力学計算を行うことにより現実的に設定した。いずれの検討対象母岩においても，設定した低溶存成分濃度および高溶存成分濃度のそれぞれのモデル水質は，わが国の地下深部で認められる地下水の水質データをほぼ網羅するものである。

4.　将来における自然現象の発生可能性

検討対象母岩における地層処分システムの安全性に及ぼす自然現象の影響については，リスク論的な手法を導入しその発生可能性を考慮したシナリオを作成したうえで安全評価を行う。前述のように，自然現象の著しい影響は段階的なサイト調査を経て適切に回避するものの，安全評価においては，地質環境の長期的な安定性を論ずるうえで，将来 10 万年を超えるような長期にわたる発生の可能性が極めて小さい地質事象であっても，著しい影響が想定される場合はその要因となる自然現象の発生可能性を考慮する。このため，NUMO セーフティケースでは，安全評価における検討の基盤情報となる，将来における自然現象の発生可能性とその影響に係る科学的知見を網羅的に取りまとめた。

5.　まとめと包括的技術報告書公表後の技術開発への取り組み

NUMO セーフティケースでは，わが国の多様な地質環境を対象に「地層処分に適した地質環境」を選定

するための基本的な考え方や調査・評価技術の体系的な整備について，「第２次取りまとめ」以降の着実な進展を示した。また，わが国の地質環境に係る最新の理解に基づき，サイト選定において現実的に母岩となる可能性がある地質環境を地層処分の観点から類型化し，検討対象母岩として設定した深成岩類，新第三紀堆積岩類，先新第三紀堆積岩類のそれぞれについて地質構造，水理地質構造，地下水水質の観点から現実的な地質環境モデルを構築した。これにより，わが国の地質環境に係る最新の科学的知見を統合する技術が整備されていることを実証するとともに，文献調査以降における対象サイトの地質環境モデルのひな形を提示することができた。以上の結果から，NUMO は，今後の三段階のサイト選定において地質環境調査・評価を的確に実施し，段階的に取得する地質環境情報を地質環境モデルとして解釈・統合することができ，この結果に基づく処分場の設計および安全評価における検討を繰り返し行うことにより，「地層処分に適した地質環境」を選定することを可能とする技術基盤を整えていると考えている。

包括的技術報告書公表後の技術開発に係る取り組みについては，NUMO セーフティケースの構築を通じて特定された技術的課題および国の審議会など[3] [7]で提示された技術的課題を網羅的に整理した。わが国の多様な地質環境を対象に適切にサイト選定を進めるためには，広域かつできるだけ長期間を対象とした自然現象の発生とその影響に係る理解を深めるとともに調査・評価事例などの蓄積を通じて知識基盤を拡充し，それに基づき調査・評価技術の高度化を継続的に図ることが不可欠である。また，閉鎖後長期の安全性評価における地下水を介した核種移行（地下水移行シナリオ）の評価の信頼性向上に向けては，地下水流動および核種移行・遅延が生じる水理場および化学環境の長期的な安定性を的確に調査・評価するための技術の高度化を図る。

NUMO は，引き続きわが国の地質環境に係る最新の科学的知見や技術開発の成果を取り込みながら，概要調査および精密調査の段階の開始までに必要となる調査・評価技術を体系的に整備するとともに，サイト調査を効率的・効果的に進めるための知識基盤や実践的な経験の蓄積を図る方針である。

参考文献

[1] 経済産業省（2017）：科学的特性マップ公表用サイト，
http://www.enecho.meti.go.jp/category/electricity_and_gas/nuclear/rw/kagakutekitokuseimap/（2017 年 7 月 28 日閲覧）.

[2] NUMO（2009）：概要調査地区選定上の考慮事項．放射性廃棄物の地層処分事業について，分冊－2.

[3] 総合資源エネルギー調査会（2014）：最新の科学的知見に基づく地層処分技術の再評価－地質環境特性および地質環境の長期安定性について－．地層処分技術 WG，平成 26 月 5 月.

[4] 日本地質学会（編）（2011）：日本列島と地質環境の長期安定性，地質リーフレット 4．地質環境の長期安定性研究委員会.

[5] 太田久仁雄ほか（2007）：幌延深地層研究計画における地上からの調査研究段階（第 1 段階）研究成果報告書，分冊「深地層の科学的研究」．JAEA-Research 2007-044.

[6] 三枝博光ほか（2007）：超深地層研究所における地表からの調査予測研究段階（第 1 段階）研究成果報告書．JAEA-Research 2007-043.

[7] 沿岸海底下等における地層処分の技術的課題に関する研究会（2016）：沿岸海底下等における地層処分の技術的課題に関する研究会 とりまとめ．平成 28 年 8 月.

*Hiromitsu Saegusa, Kunio Ota, Hirofumi Kondo, Junichi Goto, Takanori Kunimaru and Saori Yamada

Nuclear Waste Management Organization of Japan

2017年秋の大会

バックエンド部会セッション

地層処分セーフティケース —進捗状況—

Safety case for geological disposal of radioactive waste -Current status-

(3) 処分場の設計と工学技術

(3) Repository design and engineering technology

*鈴木覚，山本陽一，野尻慶介，山品和久，後藤考裕，小川祐輔，勝又尚貴，窪田茂

原子力発電環境整備機構（NUMO）

1. はじめに

地層処分事業においては，事業に求められる要件や前提が変化する可能性がある。また，サイト選定の進展に応じて地質環境特性に関する情報が段階的に詳細化される。このため，処分場の母岩となる岩種の特徴を考慮し，人工バリア材料の開発成果といったその時点の最新の科学技術的知見を適宜反映して，処分場の設計を柔軟に行う準備を整えておくことが処分場の実現可能性と安全確保の観点から重要である。NUMO は，閉鎖前および閉鎖後長期の安全性，工学的成立性，回収可能性，経済的合理性などの設計において考慮すべき視点から具体的な設計要件を設定し，これを基軸として，人工バリア，地下施設および地上施設を一貫して取り扱う体系的な設計の方法論を構築してきた。NUMO セーフティケースでは，「第２次取りまとめ」[1]，「第 2 次 TRU レポート」[2]で提示された処分概念を出発点として，検討対象母岩として設定した三つの岩種の地質環境モデルを対象に整備した設計の方法論を適用し，所要の安全機能を有する処分場の設計を試行するとともに，処分場の建設・操業・閉鎖に必要となる工学技術の開発状況について取りまとめている。

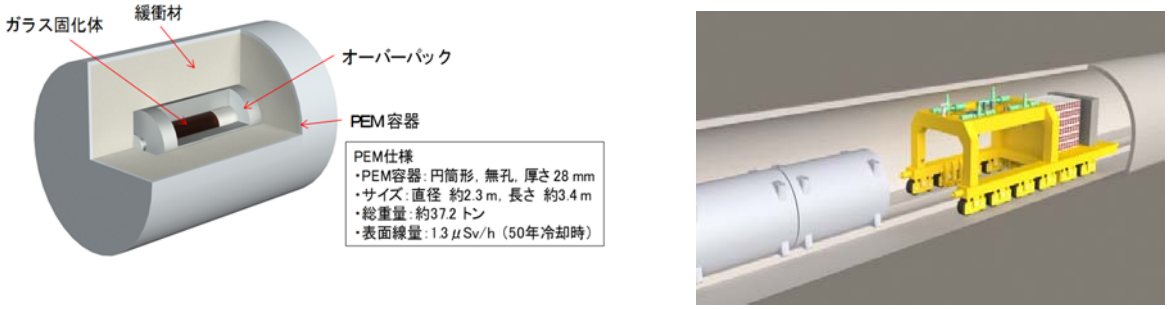
2. 人工バリアの設計

(1) 高レベル放射性廃棄物処分に対する人工バリア

高レベル放射性廃棄物処分の人工バリアの設計では，炭素鋼の腐食試験，放射線影響評価，緩衝材の塩水条件における膨潤性などの最新のデータに基づいて，「第２次取りまとめ」で提示された人工バリアの仕様が余裕をもって設定されていること，および，降水系地下水だけでなく，塩水系地下水の環境にも適用可能であることなどを確認した。このことから，サイト条件によって安全性を最優先としつつ，経済合理性を備えた人工バリアの最適設計の可能性を示した。

設計の柔軟性向上の観点から，特に横置きの処分概念については， PEM 方式について設計を行うとともに操業方法を示した。横置き・PEM 方式は，地上施設にてオーバーパックと緩衝材を鋼製容器内に一体化して地下に搬送する方式であるため（図 1），竪置き・ブロック方式に比べて，人工バリア構築の品質管理が容易であるとともに，処分坑道内における定置作業の効率化や坑道面積の縮小化が図れること，および坑道内の湧水や滴水などの環境に対する適用性が高いといった特徴がある。PEM の質量は約 37,200 kg と重量物であるが，PEM の製作および搬送定置技術の開発が実規模スケールで実施されており，工学的に実現可能であるとの見通しを得ている。

また，竪置き・ブロック方式および横置き・PEM 方式に関する施工技術を対象として廃棄体の回収方法を示し，その技術開発状況についても合わせて示した。



(a) PEM の構成と概略仕様　　(b) PEM の搬送・定置装置のイメージ

図 1 横置き・PEM 方式の技術開発

(2) TRU 廃棄物処分に対する人工バリア

TRU 廃棄物処分については，安全性や操業性をより高めた廃棄体パッケージの新たなオプションを示し，検討を実施した。TRU 廃棄体パッケージは，廃棄体の地下施設への搬送および定置作業を安全かつ効率的に実施するために，複数の廃棄体を容器内に一体化したものであり，鋼製容器と廃棄体，廃棄体間を充填するモルタルから構成される。「第 2 次 TRU レポート」の検討では，厚さ 5 mm の鋼製容器にモルタルを充填し，蓋をつけない構造としていたが，操業中の閉じ込め性をさらに確実なものとするため，厚さ 50 mm の鋼製容器にモルタルを充填し，鋼製の蓋により密閉性を確保した設計オプションを新たに提示した(図 2)。放射線による充填したモルタルからの水素発生に関する新たな知見に基づけば，この厚さで内圧上昇に耐えることが可能である。

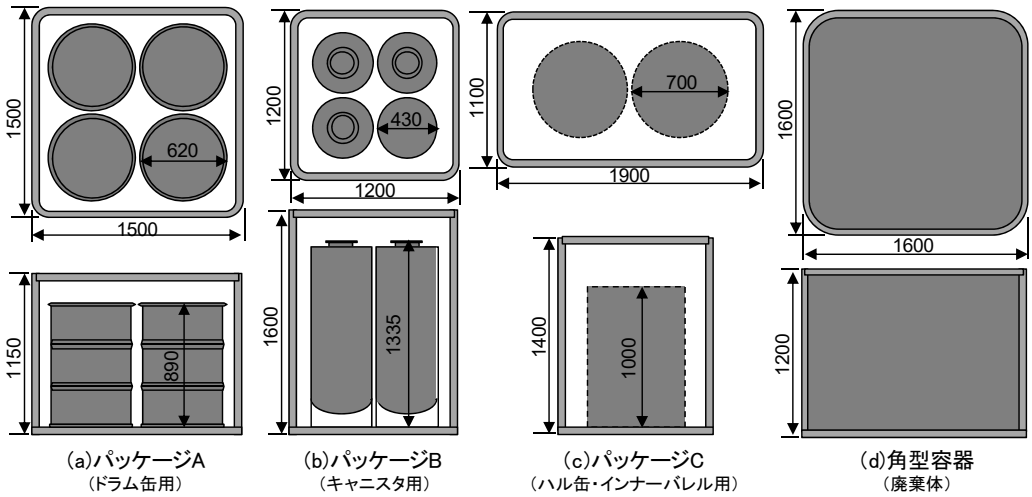


図 2　TRU 廃棄物の廃棄体パッケージ

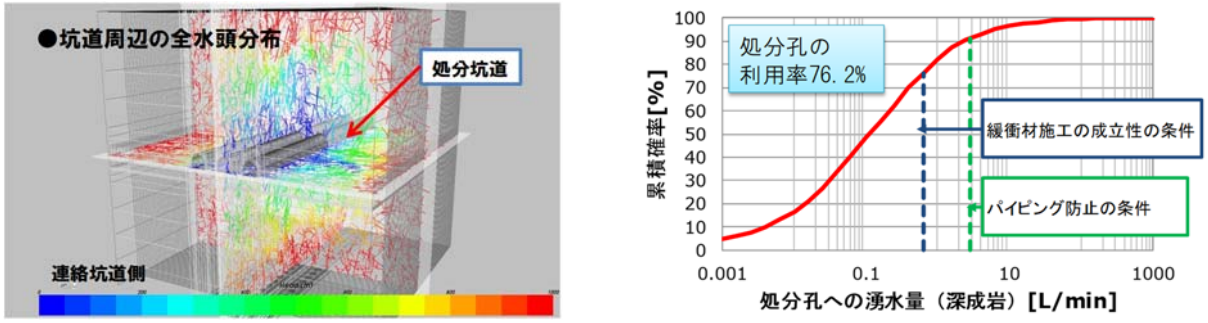
この鋼製容器を対象に，操業期間中のみならず，容器の密閉性が閉鎖後も一定期間期待できるかどうかについて検討した。廃棄体パッケージ間の隙間はモルタルにより充填されることから鋼製容器の表面が不動態化することを想定して，平均腐食速度と孔食係数の関係に基づいて最大腐食深さを評価した。また，地下水圧に対する構造健全性については，蓋部に変形が認められるものの貫通亀裂は生じないことを解析に基づいて示した。以上の検討に基づくと，処分場閉鎖後 500 年程度の期間であれば，鋼製容器により放射性物質の地下水への溶出が生じないようにすることができると考えられる。ただし，応力腐食割れなどの可能性については，溶接部の残留応力を低減するなどの対策などの検討が今後も必要と考えられる。また，長期の閉じ込めが容易となるように，応力集中が発生しにくい円筒型容器を検討するなどの対応も必

要となると考えられる。

3. 地下施設の設計

地下施設の設計に関しては，地質環境モデルで記載される断層や割れ目に対処して処分区画（廃棄体を埋設する処分坑道群からなる一つの区画）のレイアウトを決定する際に考慮する事項を取りまとめた。活断層が分布する場所とその影響範囲は，サイト調査の初期段階において処分場を設置する領域から除外する。活動性は不明であっても，全長が長く破砕帯が発達しているような規模の大きな断層（目安として長さが 10 km 以上）は，水理学的に大きな水みちとなる可能性があるので，活断層と同様に処分場の設置を検討する領域に含まれないようにする。比較的長さが短い断層（目安として長さが 1 km~10 km）の断層は，地下施設の設置を検討する領域に存在する。これらの断層から湧水がある場合には，グラウチングにより湧水量を低減させるなどの対策を講じて坑道を掘削することは可能と考えられる。しかし，処分区画には平行する処分坑道を数多く掘削するため，湧水対策等のコストを抑制する観点から，事前の調査により上述の規模の断層の存在が把握されている領域には処分区画を設置しないこととして，処分区画を配置するという考え方を基本としている。これらの検討に加え，建設・操業を同時並行で進めることを想定して，一般労働安全の観点から換気経路や作業動線が合理的に確保できるかという観点からも，処分区画および連絡坑道，アクセス坑道の配置について設計した。

上述の断層よりも長さが短い断層や岩盤中の割れ目（目安として長さが 1 km 未満）は，処分区画を設置する領域にも分布する可能性がある。これらの断層や割れ目に対しては，必要に応じて湧水対策を講じた上で処分坑道を掘削するが，緩衝材の長期性能を確保可能かという観点から対処方法を判断する。例えば，緩衝材は地下水と接触すると直ちに膨潤が始まるため，遮水対策を合理的な範囲で実施することで緩衝材の品質を損なわずに定置可能であるか，また，湧水により緩衝材が流出しその性能を低下させないか，という観点から評価して判断する必要がある。そこで，岩盤中に存在する多数の割れ目を地質環境情報をもとに確率論的に発生させ，解析により湧水量を算定し，許容湧水量と比較することで処分孔の利用可否を判断する方法を開発した。例えば，竪置き・ブロック方式であれば，処分孔毎に割れ目からの湧水量を算定し，緩衝材の施工の合理的な対策の適用範囲やパイピング・エロージョンによる緩衝材流出量から設定した許容湧水量と比較することで，処分孔の利用率を評価した（図 3）。



(a) 処分坑道周辺の割れ目の分布と全水頭　　(b) 処分孔内湧水量に基づいた利用可否の判定例

図 1　多数の割れ目を有する岩盤中における坑道内湧水量の解析結果の例

以上，現時点における体系的設計手法の基本的考え方について述べたが，設計の検討に必要となる断層や割れ目の分布の情報を集約した地質環境モデルは，サイトにおける地質環境の調査・評価の進展によって段階的に情報が詳細化されることにともない更新される。したがって処分場の設計も，地質環境モデルの更新に柔軟に対応して段階的に更新する。同時に，処分場の敷地面積（フットプリント）やパネル配置，

人工バリア施工などに関する制約をできるだけ緩和するような技術的対策の検討を進めるため，湧水量や緩衝材のエロージョンに関する科学的知見をさらに充実させるとともに，さまざまな制約条件を満たすように人工バリアと地下施設を一体的に最適化するための技術の開発を図る。

4. 地上施設の設計

地上施設の設計では，放射線安全上，最も重要な施設である廃棄体受入・検査・封入施設の設計を実施した。この施設は，処分場に輸送されてきた廃棄物を受け入れ，検査し，オーバーパックあるいは廃棄体パッケージに封入する施設である。放射線遮蔽の機能に関しては，作業内容に応じて同施設内の区域ごとに作業従事者が立ち入る頻度などに基づいて目標となる空間線量を設定し，壁厚さを決定した。設計において考慮した周辺公衆の放射線影響については，「(4)閉鎖前の安全性の評価」において示す。

また，放射性物質の閉じ込め機能については，廃棄体が固化あるいは封入されていることが原則ではあるが，廃棄体の受入時に表面汚染がある場合なども考慮して，負圧管理とした。なお，設計においては，「(4)閉鎖前の安全性の評価」に示す操業期間中のさまざまな異常状態を想定して，それらが発生しても閉じ込め機能が損なわれないように，防火対策や落下防止対策などの必要な安全対策を検討している。このような検討は地下施設の設計においても実施している。

この他，オーバーパックの搬出に関する従来の検討[3]では，同施設の地上から搬出し，別に設けたアクセス斜坑の坑口から地下施設に搬入することを想定していたが，本検討では，安全性や効率性を勘案し，同施設の地下より直接アクセス斜坑に入る方法を示した（図 4）。これにより，封入後の廃棄体を搬送する車両が地上を走行する場合に比べて作業動線を単純化することができた。なお，TRU 廃棄物の場合についても上記と同様の検討を実施して，地上施設の区域ごとに設計を行った。

サイトの特定後は，サイトの地震動の設定などに応じて，耐震性の観点からも設計を実施する。また，沿岸部に地上施設が設置される場合には，津波対策についても原子力発電所の対策例を参考に検討する。

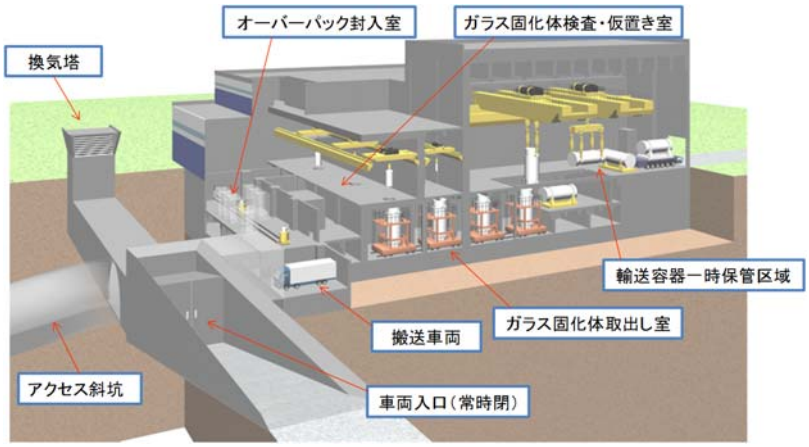


図 2　ガラス固化体受入・検査・封入施設およびアクセス斜坑との接続部の鳥瞰図

5. まとめと包括的技術報告書公表後の技術開発に関する取り組み

以上の検討を通じて，地質環境モデルに応じて所要の安全機能を確保した処分場を構築するための実用的な設計技術，およびこれを実現するための工学的な技術が準備されていることを示した。NUMO セーフティケースでは，さらなる技術開発が必要と判断した項目について，人工バリア，地上施設・地下施設，建設・操業・閉鎖の工学技術，回収技術に分類して取りまとめている。特に処分事業に対する要件，サイトの地質環境特性や社会的条件（敷地面積など）に柔軟に対応して処分場の最適化を可能とするため，安

全性の確保を最優先として現在の設計要件に対する基準を緩和できるような設計オプションと関連技術の充実を図る。具体的には，高レベル放射性廃棄物の処分場に関しては，オーバーパックの金属材料や緩衝材のベントナイトの代替材料の検討，横置き・PEM 方式の高度化，および地下施設の換気・湧水対策の技術開発などに取り組む。また，TRU 廃棄物の処分場に関しては，廃棄体パッケージの改良や回収技術の開発などに取り組む。

参考文献

[1] 核燃料サイクル開発機構（1999）：わが国における高レベル放射性廃棄物地層処分の技術的信頼性 －地層処分研究開発第２次取りまとめ－，第 2 分冊，JNC TN1400 99-022.

[2] 電気事業連合会・核燃料サイクル開発機構（2005）：TRU 廃棄物処分技術検討書 －第 2 次 TRU 廃棄物処分研究開発取りまとめ－, JNC TY1400 2005-013.

[3] 原子力発電環境整備機構（2004）：高レベル放射性廃棄物地層処分の技術と安全性，－「処分場の概要」の説明資料－，NUMO-TR-04-01.

---

*Satoru Suzuki, Yoichi Yamamoto, Keisuke Nojiri, Kazuhisa Yamashina, Takahiro Goto, Yusuke Ogawa, Naoki Katsumata and Shigeru Kubota, Nuclear Waste Management Organization of Japan

2017年秋の大会

バックエンド部会セッション

地層処分セーフティケース —進捗状況—

Safety case for geological disposal of radioactive waste -Current status-

(4) 閉鎖前の安全性の評価

(4) Pre-closure safety of geological disposal system

*鈴木覚，山品和久，窪田茂

原子力発電環境整備機構（NUMO）

1. はじめに

閉鎖前の安全性の評価はセーフティケースの内容として近年特に重要視されているものである。現段階では地層処分施設に対する基準は策定されていないことから，NUMO セーフティケースでは，既存の原子力関連施設の安全規制などを参考に，輸送・操業工程における周辺公衆および作業従事者に対する放射線安全について安全性を評価する考え方と方法を準備するとともに，現段階で設計される処分場の仕様に対して閉鎖前の安全性を評価し，その見通しを確認しておく。なお，「(3) 処分場の設計と工学技術」で示す処分場の設計は，本報告で述べる閉鎖前の安全性に対する評価の結果を踏まえて，十分な安全対策を考慮して処分場の仕様と施工・操業方法を準備するものである。ここでは，処分場の設計で想定した計画された運転状態（以下，平常状態という），およびそのような運転状態から逸脱した状態（以下，異常状態という）について，特に公衆および作業従事者に対する放射線の影響について評価結果を示すことで，上述の処分場の設計の安全性について論じる。

2. 平常状態の評価

「(3) 処分場の設計と工学技術」において，操業時における作業従事者等が受ける実効線量が法令により定められた線量限度を超えないよう，廃棄体受入・検査・封入施設の遮蔽壁をコンクリート厚 1,000~1,200 mm として設計している。処分場周辺の公衆に対しては，遮蔽壁に加え，施設からの離隔距離を十分に確保することによって放射線影響を可能な限り低減する。平常状態の評価では，施設からの距離を変えて放射線影響を評価することで，必要な離隔距離が確保できるかについて検討した結果，施設から 200m 程度の離隔で公衆の放射線被ばくの線量目標である 50μSv/y を下回ることを確認した。このような結果を考慮して，実際にサイトが特定されれば十分な離隔距離が確保できるように施設の配置を検討することや，遮蔽壁の厚さをより適した厚さに設定することで，周辺公衆の放射線防護が可能との見通しを得た。

3. 異常状態の評価

処分場の操業における異常状態は，自然事象や人為事象などの外的な要因を起点として発生すると考えられるが，大きく分類すると火災，爆発，浸水・水没，電源喪失，設備・機械の故障・破損・人為的過失，建屋・坑道の損傷にまとめられる。これらが処分場の安全機能である閉じ込めの機能にどのような影響を与えるかについて評価するため，施設の操業手順と設計に基づいて，イベントツリー分析を実施し（図 1 に一例を示す），それぞれのイベントの変遷を一つの評価シナリオとして特定した。その結果，放射線安全に関する評価シナリオとして 54 種類を特定することができた。これらのシナリオを詳細にみると，放射性物質の閉じ込めの機能に影響する最終的な廃棄体の異常状態としては，地上施設においてオーバーパックを取り扱い中に落下するケースに代表される廃棄体に衝撃力が作用するシナリオ，あるいは搬送車両からの火災に代表される廃棄体に熱影響を与えるシナリオのいずれかに集約された。

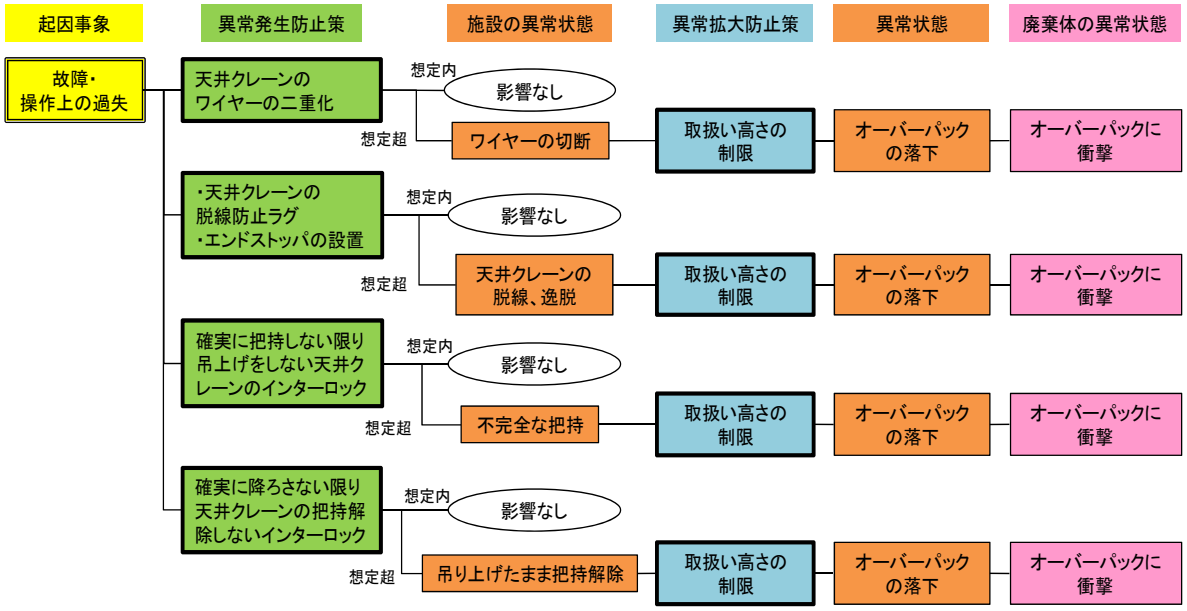
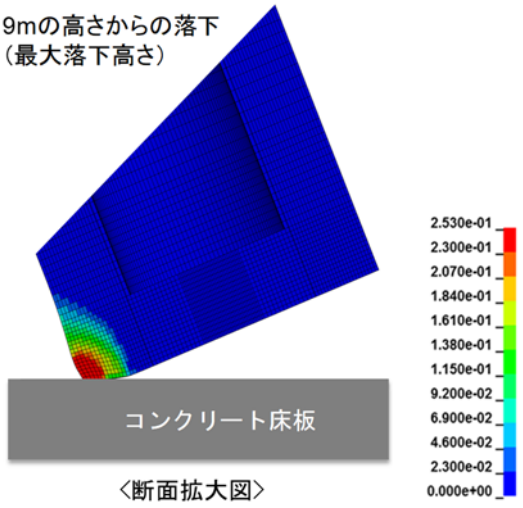
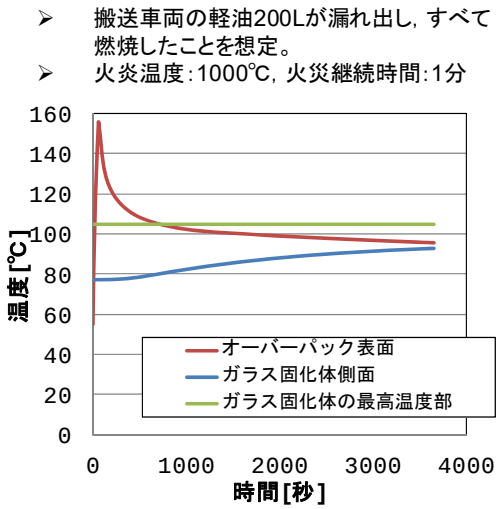


図 1　処分場の操業における異常状態のイベントツリー分析例

特定した評価シナリオのうち，落下高さが最大になるケースなど，廃棄体への影響が最も大きくなると想定されるシナリオを抽出し，落下時の変形解析や火災時の熱伝導解析を行うことで，廃棄体の閉じ込め機能に対する影響評価を実施した。「(3) 処分場の設計と工学技術」に示した地上施設の設計においては，ワイヤーの二重化，エンドストッパーの設置，クレーンのインターロック機能といった廃棄体の落下防止対策を施しているとともに，既存の廃棄物管理施設を参考に廃棄体が落下した際の衝撃力が過大とならないように，オーバーパックの吊り上げ高さを最大 9m に制限している。そこで，異常状態として，最大高さである 9 m の高さからコンクリート製の床にオーバーパックが落下したことを想定して発生する応力とひずみを評価した結果，オーバーパックが破損し，ガラス固化体が飛散するような事態には至らないことが確認でき，先の吊り上げ高さを制限することが安全確保上有効であることを示した（図 2 (a)）。また，TRU 廃棄体パッケージについても，同様に落下高さを制限することにより内容物が飛散するような事態には至らないと評価された。

一方，火災については，車両からの軽油の漏えいに伴うプール火災について評価し（図 2 (b)），ガラス固化体，TRU 廃棄物ともに廃棄体に対する熱影響は小さいという結果になった。ただし，軽油以外の燃焼物も考えられることから，今後，より現実的な火災継続時間の見積もり方法などの検討を実施する必要がある。





(a) 落下衝撃力作用時の相当塑性歪の分布　　(b) 搬送車両火災時のオーバーパック等の熱履歴

図 2　異常状態におけるオーバーパックに対する影響の解析例

4. まとめと包括的技術報告書公表後の技術開発の取り組み

検討の結果，異常発生防止策や異常拡大防止策などの基本的な安全対策を処分場の設計に考慮し，かつ吊り上げ高さ制限などの影響緩和策を考慮するといった多重の安全対策を施していることにより，何らかの要因により廃棄体の落下や火災などの異常状態が発生しても放射性物質の漏えいが生じる結果にはならないと考えられ，処分場の閉鎖前の安全性を確保できる見通しがあると言える。今後の技術開発の取り組みとしては，より詳細な設計や操業手順の検討に基づいた異常状態の評価シナリオの拡充と発生可能性の定量化，および火災継続時間の評価方法の開発が必要と考えられる。これらの評価結果を処分場の設計にもフィードバックして，さらなる処分場の安全性の向上を図る。

*Satoru Suzuki, Kazuhisa Yamashina, and Shigeru Kubota, Nuclear Waste Management Organization of Japan

2017年秋の大会

バックエンド部会セッション

地層処分セーフティケース —進捗状況—

Safety case for geological disposal of radioactive waste -Current status-

(5)閉鎖後長期の安全性の評価

(5)Post-closure long-term safety of geological disposal system

*藤崎淳，黒澤進，澁谷早苗，石田圭輔，浜本貴史，稲垣学，石黒勝彦，梅木博之

原子力発電環境整備機構（NUMO）

1. はじめに

閉鎖後長期の安全性の評価では，検討対象母岩に対する地質環境モデル，ならびにこれに対応して設計した処分場に対して，最新の科学技術的知見に基づいて安全評価を実施し，処分場閉鎖後の長期安全性について論ずる。これによって，わが国においてもこれまでに蓄積された科学技術的知識に基づいて，地層処分を安全に実施できるとともに，今後，サイトが特定された場合に，その地域の地質環境を対象とした地層処分システムに対する安全評価を実施するための科学技術的基盤が整っていることを示す。

2. 安全評価の枠組み

わが国の地層処分に関しては，安全評価の基準や時間スケールといった基本的枠組みを与える安全規制は今後検討されることになっている。そこで NUMO セーフティケースでは，国際機関で示されている考え方や諸外国の安全規制などを参考に，安全評価の枠組みを次のように設定した。

- 安全評価で考慮すべきシナリオにおける放射線学的影響を，その発生可能性を考慮したうえで議論するリスク論的な考え方を適用して評価する。具体的には，考慮すべきシナリオをその発生可能性に応じて基本シナリオ，変動シナリオ，稀頻度事象シナリオ，および人間侵入シナリオに区分するとともに，各区分に対して放射線学的な影響を論ずるための「めやす」となる基準を仮に設定し，算出した線量やリスクをこれと比較することで，設計した処分場に対する安全性の見通しについて考察する。
- 基本シナリオと変動シナリオは，比較的発生可能性が高い自然現象を想定したシナリオとして，次のように定義する。
  - 基本シナリオ:適切なサイト選定とそのサイトの地質環境条件を考慮した処分場の設計がなされ，期待する安全機能を発揮できるように地層処分システムが構築されていれば，そこで生ずる可能性が最も高いと考えられるシナリオ
  - 変動シナリオ：基本シナリオに対して科学的に合理的と考えられる不確実性を考慮したシナリオ
- これらの比較的発生可能性が高いシナリオに対しては，ICRP[1] が勧告している一般公衆に対する線量拘束値 300 μ Sv/y をめやすとして設定する。ただし，基本シナリオについては，可能な限り被ばく線量を抑えるように事業者として最大限の努力を行っていることを示すため，諸外国の安全規制に適用されている基準において最も厳しい 10 μ Sv/y を目標値として設定する。
- 稀頻度事象シナリオや人間侵入シナリオは，想定の必要がないほど発生の可能性が極めて小さいと考えられる事象を考慮したとしても，著しい放射線学的影響がないことを念のために確認するためのシナリオとして定義する。これらと比較するめやすは，ICRP が「破壊的自然現象」に対して設定した考え方や，「人間侵入」に対する設定の考え方を参考に線量を設定する。
- 安全評価の対象とする期間については，「第２次取りまとめ」[2] における考え方を踏襲するとともに，国際機関[3][4]や諸外国の安全規制などで定量的な評価を行う期間として考慮されている将来百万年程度を念頭に置いて考える。

3. シナリオ構築と解析ケースの設定

シナリオの構築手法としては，地層処分システムの構成要素に期待される安全機能に影響があると考えられる事象をトップダウン的に検討する視点と，網羅的に整備した FEP に基づき地層処分システムにおいて想定される事象をボトムアップ的に検討する視点を組み合わせ，システムの安全機能と FEP を関連付けることで，網羅性を確保しながら安全機能に直結する重要なシナリオを効率的に構築する方法を開発した。個々の FEP がシステムの安全機能に与える影響とその発生可能性について分析し，基本シナリオ，変動シナリオ，稀頻度事象シナリオの分類とシナリオの記述を行う。このうち稀頻度事象シナリオについては，適切なサイト選定を行うことにより発生の可能性は極めて小さいものの，発生した場合に処分システムに重大な影響を与える可能性がある自然事象を取り扱うこととし，新規に発生した火山が偶発的に処分場を直撃することを想定したシナリオ，および処分場より深い地震核発生層（一般には地下深部 6～20 km 程度）に存在する断層が進展し将来のある時期に偶発的に処分場を直撃することを想定したシナリオを設定した。人間侵入シナリオについては，システムの頑健性を評価することを主たる目的として，国際的な考え方[1]などを参考に，想定し得る人間侵入の行為としてボーリング掘削を選定し評価を行うこととした。

記述したシナリオに対して，核種の移行モデルやパラメータなど，線量の評価解析を行うための条件を設定したものを NUMO セーフティケースでは解析ケースと称している。シナリオの記述や解析ケースの設定にあたっては，例えばセメントや鉄との相互作用に伴う緩衝材の変質解析など，最新の知見に基づくニアフィールドの状態変化に関する現象解析の結果を利用した。

4. 解析モデル

基本シナリオおよび変動シナリオの解析ケースに対する線量評価では，人工バリアを含むニアフィールドスケール（150 m×100 m×深度方向 100 m 程度），地下施設を包含する処分場スケール（5 km×5 km×深度方向 1-1.5 km 程度），その外側の広域スケール（30-50 km×30-50 km×深度方向 2-3 km 程度）の 3 つの空間スケールで階層的に作成した地質環境モデルのうち，サイトが特定されていないことを考慮して処分場が設置される地下深部の安定な母岩領域に注目し，処分場スケールの領域内に対して核種移行解析を行うこととした。

具体的には，地下施設の各処分区画から避けた断層（NUMO セーフティケースではトレース長 1 km 以上の断層）は規模が大きく，地表まで到達している可能性が高いとみなし，地下施設の各処分区画からそれぞれ最も近傍のトレース長 1 km 以上の断層まで，もしくは地下水流動の下流側における解析領域境界までの核種移行率を核種移行解析によって算出し，これに生活圏評価により取得した線量への換算係数を乗じて，地表での線量を算出する。これによって，地下深部の処分場スケールから生活圏までのあいだに存在する地質媒体の移行・遅延機能を保守的に無視する評価とした。

一方，核種移行解析を行う処分場スケール範囲内の解析モデルの設定にあたっては，検討対象母岩の地質環境やそれに応じて設計された処分場の特徴（人工バリアの形状や材料特性，地下施設レイアウトなど）を可能な限り忠実に反映し，これらが核種移行挙動に与える影響をできる限り現実的に評価できるように配慮した。具体的には，次のような検討を行っている。

- ニアフィールドスケール（150 m×100 m×深度方向 100 m 程度）の領域について，処分場の構成要素と母岩中の割れ目ネットワークを三次元のモデルを用いて詳細に表現し，より現実的な地下水流動と核種移行挙動を解析できるコードを適用した（図 1 上段参照）。この際，各母岩中の割れ目ネットワークは，地質環境モデルで設定した割れ目の長さ，分布密度，方向性，透水量係数などの統計量に基づき，100 通りのパターンを確率論的に発生させて，それぞれで地下水流動解析を行った。
- 地下水流動解析結果から解析領域全体を対象として算出した平均透水係数を指標として，層別サン

プリングにより 10 個の割れ目ネットワークを抽出し，それぞれについて三次元の物質移行解析を実施した。

・ そのうえで，10 ケースの三次元の物質移行解析により得られるモデル下流端における破過曲線の平均値を図 1 下段に示すような一次元のマルチチャンネルモデルで近似して，三次元の物質移行特性を表現可能な一次元の核種移行解析モデルを開発した。これにより，安全評価シナリオに基づくさまざまな解析ケースに対する計算を，設計とニアフィールド母岩の特徴をできるだけ忠実に考慮に入れて柔軟かつ効率的に進めることが可能となっている。

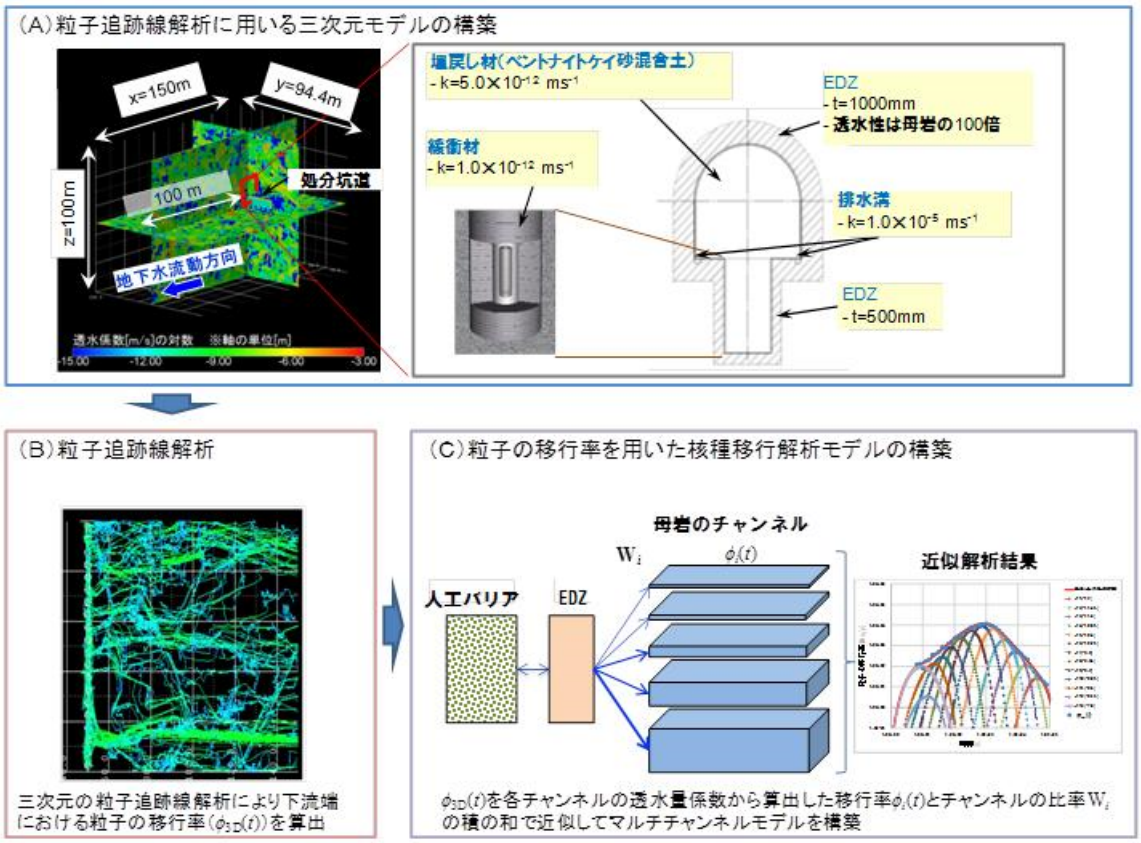


図 1　処分場の施設設計を反映した三次元モデルを用いた粒子追跡線解析に基づく核種移行解析モデルの構築

5. データセット

核種移行解析に必要となる主要なパラメータは，人工バリア各要素および母岩のそれぞれにおける透水性，間隙率，核種の溶解度，拡散係数，収着分配係数などである。また，これらを設定するためには，地下水水質や，緩衝材や母岩の長期的な変質を考慮した人工バリア各要素および母岩の「場の状態」を明らかにする必要がある。このような場の状態や核種移行解析などの安全評価解析に必要な一連のパラメータの設定値を総称して，ここではデータセットと呼ぶ。データセットの設定値によって，核種移行解析から求まる線量計算結果は大きく影響されるため，セーフティケースの技術的信頼性を確保するためには，どのような科学的知見や情報に基づいて数値を決定したかについて妥当性のある説明が極めて重要となる。サイトが特定された以降は，当該サイトで採取する岩石や地下水を用いた試験等によってデータを取得することも可能であるが，サイトが特定されていない現段階では，公開されている既存のデータベースや文献情報をもとに，今回の検討対象母岩の地質環境特性に対応すると考えられるデータを設定しつつ，地質環境条件に合致した情報・データがない場合は，設定条件を明確にしたうえで推定等により設定した。

基本シナリオおよび変動シナリオのデータセットの設定に関しては，人工バリア内の間隙水組成や元素の溶解度の計算，変質解析などに用いる熱力学データや，元素の収着分配係数や拡散係数の設定に関するデータについて，最新のデータベースや文献情報を用いて設定した。

このうち地下水水質のデータセットは，溶解度，拡散係数，収着分配係数の設定に大きく影響する。わが国の地下水は，天水起源の地下水から沿岸部の地下水または化石海水まで，塩分濃度が低～高まで幅広く存在することから，検討対象とした３つの岩種に対して，それぞれ低塩分濃度と高塩分濃度の２種類の地下水組成を設定し，各岩種の核種移行パラメータを設定することとした。ここで，地下水のモデル水質の設定に用いた地下水データは, JAEA が整備した温泉地化学データベースや深地層の研究施設などで実施された採水調査などのデータから，深度 300 m 以深において掘削水の影響や地下水中に溶存している CO2 の脱ガスに配慮して慎重に採水された品質の高いデータを抽出している（「(2) 地層処分に適した地質環境の選定とモデル化」参照)。

線量への換算係数を評価する生活圏モデルについては，特定のサイトが明らかになっていないことから，「第２次取りまとめ」[2] や「第 2 次 TRU レポート」[5] で用いられた特定のサイトに依存しない生活圏モデルを用いた。ただし，核種の移行係数や，地表環境にかかわる地下水流量や灌漑水量などの統計データについては，ICRP の勧告やわが国で公表されている最新の統計情報に基づき更新を行っている。

6. 線量評価解析

各シナリオ区分に属するシナリオに対して，３種類の検討対象母岩と対応する処分場の設計仕様毎に核種移行解析を実施し，生活圏の評価を実施して被ばく線量を計算した結果，いずれもめやすを下回ることを確認した。このことから，サイト選定で想定される母岩に対して構築された地層処分システムにより安全性を確保できる見通しを示すことができたと考えられる。なお，高レベル放射性廃棄物処分の竪置き・ブロック方式と横置き・PEM 方式では，線量の評価結果にほとんど差がなく，放射性核種の閉じ込め性能という観点では定置方式による違いはほとんどないことがわかった。

7. まとめと包括的技術報告書公表後の技術開発の取り組み

閉鎖後長期の安全評価を行うためのシナリオ構築，モデルおよびデータの設定，線量評価解析にいたる一連の手法を整備しており，これらを適用して安全評価を行った結果，深成岩類，新第三紀堆積岩類，および先新第三紀堆積岩類を対象として設計した処分場は，閉鎖後長期にわたって安全性を確保できる見通しがあることを確認した。また，整備した安全評価のモデルやデータセットは，特に文献調査の段階ではサイトスペシフィックな文献情報を加味しつつ直接的に適用できるものであるということができる。

包括的技術報告書公表後は，シナリオ構築に必要な知識基盤や現象解析モデルについて，原位置や室内試験，ナチュラルアナログ等により拡充・高度化するとともに，シナリオの発生可能性をより定量的に取扱うことが可能な方法へ高度化を図る。核種移行モデルに関しては，原位置または室内試験等により母岩中における核種の移行に係る諸現象の知見を拡充することによってその妥当性を確認して信頼性の向上を図るとともに，その現象間の相互作用を直接反映することや適用可能な空間スケールの拡張などによって高度化を図る。データセットに関しては，核種移行解析に用いるデータの拡充およびその設定手法について，原位置や室内試験やナチュラルアナログ等により拡充する。特に，沿岸域や高炭酸環境などの多様な地質環境を想定した安全評価解析の信頼性向上を図るため，これらを対象とした核種移行パラメータ設定に要するデータの拡充を図る。

8. NUMO セーフティケースの総括

NUMO セーフティケースでは，地層処分にとって適切な地質環境が長期間安定に継続するサイトを特定するための技術を整備し，その場所の地質環境情報を地質環境モデルとして統合することができること，サイト選定において検討対象になると考えられる母岩を３つの類型として示したこと，これら三つの岩種について長期的な安全機能を満足する処分場を設計できる技術が存在していること，これらの地質環境モデルや処分場の仕様の特徴を反映して，処分場閉鎖前及び閉鎖後長期にわたる安全評価を行うことが可能であり，その結果は国際機関や諸外国の規制等を参考にした安全基準を満たすことなどを示した。これにより，「第２次取りまとめ」や「第 2 次 TRU レポート」に比して，現時点における最新の科学技術的知見を反映し，より現実的な技術として，わが国においても安全に地層処分を実現できることを提示するとともに今後のサイト選定の進展に即応する準備を整えることができたということができる。

また，セーフティケースの構築を通じて技術課題を抽出したことにより，これを中期的な技術開発計画に反映し，地層処分の技術的な信頼性の一層の向上に向けて，関連機関と連携しながら技術開発を進めていくための基礎が作られた。

参考文献

[1] ICRP（1999）: Radiation protection recommendations as applied to the disposal of long-lived solid radioactive waste, Publication 81.

[2] 核燃料サイクル開発機構（1999）: わが国における高レベル放射性廃棄物地層処分の技術的信頼性 －地層処分研究開発第２次取りまとめ－，JNC TN1400 99-020～99-023.

[3] IAEA（2012）： The Safety Case and Safety Assessment for Radioactive Waste, Specific Safety Guide, No.SSG-23.

[4] OECD/NEA（2009）： Considering timescales in the post-closure safety of geological disposal of radioactive waste, NEA No.6424.

[5] 電気事業連合会・核燃料サイクル開発機構（2005）: TRU 廃棄物処分技術検討書－第 2 次 TRU 廃棄物処分研究開発取りまとめ－，JNC TY1400-2005-013，FEPC TRU-TRU2-2005-02.

---

*Kiyoshi Fujisaki, Susumu Kurosawa, Sanae Shibutani, Keisuke Ishida, Takahumi Hamamoto, Manabu Inagaki, Katsuhiko Ishiguro and Hiroyuki Umeki

Nuclear Waste Management Organization of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network | Nuclear Fuel Cycle and Environment Division

[1A_PL] Safety case for geological disposal of radioactive waste

Current status

Chair: Yaohiro Inagaki (Kyushu Univ.)

Wed. Sep 13, 2017 1:00 PM - 2:30 PM Room A (B11 - B1 Block)

[1A_PL06]Discussion

NUMOでは、わが国における安全な地層処分の実現性を示すことを目的としたセーフティケースの構築を進めている。現段階で整備するセーフティケースは、わが国における地層処分の一般的な成立性を示すことに主眼を置いたジェネリックな段階から、サイトが特定された以降にただちに対応できる技術的基盤を整備することを目指すサイト・スペシフィックな段階への過渡期にあるセーフティケースといえる。本セッションでは、昨年秋の企画セッション以降の検討内容に基づく進捗状況について報告し、わが国において安全な地層処分が実現可能とする論拠や抽出された技術的課題などについて参加者との共有を図るとともに、その信頼性や妥当性について議論する。

©Atomic Energy Society of Japan

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-1 Radioactive Waste Management

Wed. Sep 13, 2017 2:45 PM - 4:05 PM JST | Wed. Sep 13, 2017 5:45 AM - 7:05 AM UTC | Room A B11 - B1 Block

[1A07-11] Treatment of Secandary Waste from Water Treatment

Chair:Yuji Sasaki (JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[1A07] Cesium and Strontium adsorption characteristics on zeolite type hybrid sorbent

*Takatoshi Hijikata[1], Takeshi Tsukada[1], Tadafumi Koyama[1], Tomoya Kitagawa[2], Minoru Matsukura[2], Hitoshi Mimura[2] (1. Central Research Institite of Electric Power Industry, 2. UNION SHOWA K.K.)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[1A08] Stabilization of Iron Coprecipitation Slurry by Iron Phosphate Glass

*Shoichi Ono[1] (1. Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[1A09] Development of solidification techniques with minimised water content for secondary radioactive aqueous wastes in Fukushima

(5)Leaching rate of Sr^{2+} and Cl^{-}

*Keita Irisawa[1], Takumi Taniguchi[1], Masahiro Namiki[1], Ines Garcia-Lodeiro[2], Takeshi Osugi[1], Osamu Nakazawa[1], Hajime Kinoshita[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. The University of Sheffield)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[1A10] Development of solidification techniques with minimised water content for secondary radioactive aqueous wastes in Fukushima

(6)Incorporation of simulated secondary aqueous wastes in CAC and CAP cements

*Ines Garcia Lodeiro[1], Rodolphe Lebon[1], Dominic Mahoney[1], Boyu Zhang[1], Keita Irisawa[2], Takeshi Ohsugi[2], Osamu Nakazawa[2], Hajime Kinoshita[1] (1. University of Sheffield, 2. JAEA)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[1A11] Development of solidification techniques with minimised water content for secondary radioactive aqueous wastes in Fukushima

(7)Leaching test of CAC and CAP containing simulated secondary wastes

Ines Garcia-Lodeiro[1], Rodolphe Lebon[1], Dominic Mohoney[1], Boyu Zhang[1], Keita Irisawa[2], Takeshi Ohsugi[2], Osamu Nakazawa[2], *Hajime Kinoshita[1] (1. University of Sheffield, 2. Japan Atomic Energy Agency)

4:00 PM - 4:05 PM JST | 7:00 AM - 7:05 AM UTC

Time reserved for Chair

ゼオライト系ハイブリット吸着剤のセシウムとストロンチウムの吸着特性

Cesium and Strontium adsorption characteristics on zeolite type hybrid sorbent

*土方 孝敏[1]，塚田 毅志[1]，小山 正史[1]，北河 友也[2]，松倉 実[2]，三村 均[2]
[1]一般財団法人電力中央研究所，[2]ユニオン昭和株式会社

ゼオライトは、種類により吸着性能が Cs または Sr に偏る。Cs と Sr の個々に吸着性能が高いゼオライトを混合して成型することにより、Cs と Sr の同時吸着剤を開発した。

キーワード：福島第一原子力発電所，セシウム、ストロンチウム、吸着剤、ゼオライト

1．緒言

福島第一原子力発電所の高濃度放射性汚染水処理では、高価なチタン酸系吸着剤を使用して Cs と Sr を除去している。安価なゼオライト系吸着剤を使用できればコストの低減になるが、Cs と Sr を同時に吸着できるゼオライトはない。Cs と Sr の高い吸着性能を持つ種類の異なるゼオライトを一体成型した新しいゼオライト系吸着剤を開発し、平衡吸着特性を把握した。

2．試験方法

バッチタイプの吸着試験により吸着剤の性能を評価した。吸着剤は、A-51 ゼオライトと Na で改質した天然モルデナイトを混合（20%, 50%）して一体成型したものを用いた。試験溶液としては、純水中に CsCl と $SrCl_2$ を混合した（Cs 濃度と Sr 濃度は約 2 ～約 2000 ppm）溶液とした。吸着試験の条件としては、ゼオライトを 0.04 g、溶液を 40 cm^3(溶液体積/固体重量比:V/S=約 1000(cm^3/g))として、Cs と Sr を含む溶液と吸着剤を入れた容器を、2Hz の振盪機上にて 150 時間以上撹拌を行った。撹拌後、試料溶液を採取し、0.45μm のフィルターを通した後に、原子吸光度計にて Cs と Sr 濃度を測定した。溶液中の Cs と Sr 濃度変化から、吸着剤へ吸着された Cs と Sr 量(mmol/g)を求めた。

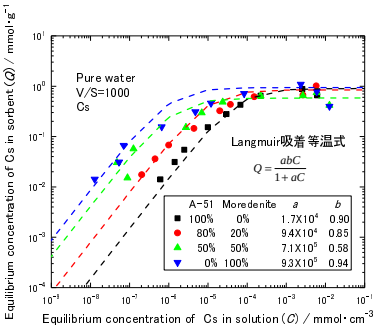


図 1　Cs の吸着等温図

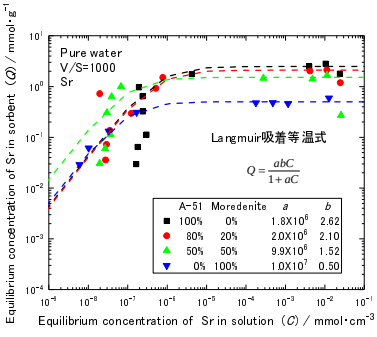


図 2　Sr の吸着等温図

3．結果及び考察

Cs と Sr の吸着等温図を図 1 と図 2 に示す。Cs と Sr は、ともに Langmuir 型の吸着(吸着等温式：$Q=\frac{abC}{1+aC}$)を示した。図 1 の Cs の吸着等温図では、モルデナイトの混合率により Cs 吸着平衡定数(*a*)が大きくなり、飽和吸着量(*b*)はあまり変化しなかった。図 2 の Sr 吸着等温図では、モルデナイトの増加により、Sr 吸着平衡定数(*a*)が大きくなり、飽和吸着量(*b*)が小さくなった。A 型ゼオライトに Na で改質したモルデナイトを混合して一体成型した吸着剤により、Sr 吸着だけでなく、Cs も同時に吸着するようになった。さらに、モルデナイトの混合率を変えることにより、Cs の吸着性能の調整が可能である。

*Takatoshi Hijikata[1], Takeshi Tsukada[1], Tadafumi Koyama[1], Tomoya Kitagawa[2], Minoru Matsukura[2], and Hitoshi Mimura[2]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry., [2]Union Showa KK

鉄リン酸塩ガラスによる鉄共沈スラリーの安定化処理

Stabilization of Iron Coprecipitation Slurry by Iron Phosphate Glass

*小野昇一[1]　　東京電力 HD[1]

福島第一原子力発電所の放射性核種除去設備で発生した鉄共沈スラリーについて、自身を原料として溶融処理することで、鉄リン酸塩ガラスとして安定化できる可能性を明らかにした。

キーワード：鉄リン酸塩ガラス，ガラス固化，汚染水，二次廃棄物

1. 緒言

^{60}Co 等の放射性核種を含む鉄共沈スラリー自身を原料に鉄リン酸塩ガラスとして安定化する方法について検討した。水分を含む状態からの固化を想定したプロセス、および、脱水して FeOOH 粉体として乾いた状態で溶融固化するプロセスについて、市販の試薬を用いた小規模試験により適用性を検討した。

2. 実験

スラリー主成分である $Fe(OH)_3$ を出発形態とした試験では、$Fe(OH)_3$（含水率 70%）とリン酸を Fe/P モル比を 0.43 に調整し、廃棄物成分として 2mol%の CoO を混合して、約 50g を 100ml 容量のアルミナるつぼ（純度 99.7%）内に装填した。95～150℃の温度域で突沸しないよう脱水処理をした後、容量 4.3 L の小型電気炉内で 1200℃，2 時間の溶融処理を行い、電気炉内で自然冷却させた。FeOOH を出発形態とした試験では、FeOOH，P_2O_5 および CoO を混合し、同様の処理を行った。模擬廃棄物添加試験は、FeOOH を出発形態としたプロセスで行い、溶融温度, 時間および Fe/P を変化させて固化体を作製し、性状を比較した。

模擬廃棄物濃度[質量%]：CoO[2.4],SiO_2[10],Al_2O_3[7.0],TiO_2[2.9],ZnO[0.8],$Ca(OH)_2$[1.0],FeOOH[Bal.]

目視観察および粉末 XRD によりガラス化の評価を行うとともに、切断研磨面の目視観察および SEM/EDX 分析により均質性や廃棄物成分の溶け込み状況の評価を行った。

3. 結果

2 つのプロセスで作製した Co 含有固化体は、いずれもガラス光沢を呈し、XRD 分析で非晶質と確認されたことから、プロセスに依らず鉄リン酸塩ガラスを形成できることがわかった。模擬廃棄物を添加した試験では、より短時間での処理を試み、図に示すように、1200℃で 1 時間溶融することにより鉄リン酸塩ガラスが形成し、廃棄物成分もガラス相に溶解することがわかった。さらに、1100℃または 1000℃で 1 時間の溶融処理を試みたが、固化はするものの、リン酸鉄系結晶，未溶解 Fe, および SiO_2 等が偏析し、不均質であった。

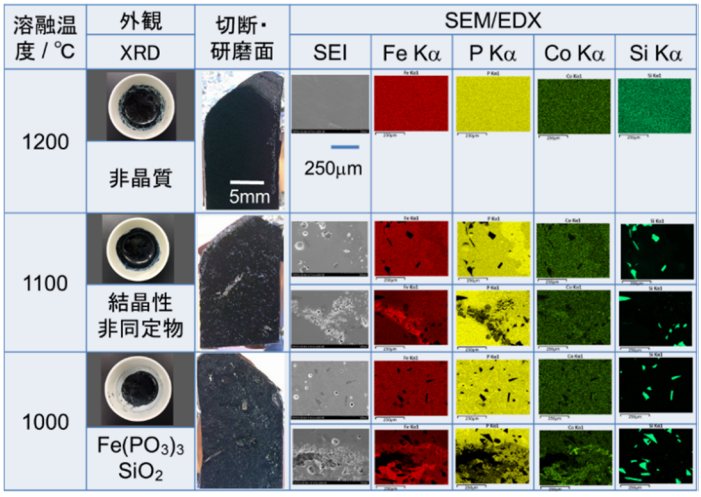


図　模擬廃棄物含有固化体の外観，結晶性および微細構造　(溶融 1 時間，Fe/P=0.43 [$FeOOH/P_2O_5$])

4. 結論

鉄共沈スラリーについて、自身を原料に 1200℃で 1 時間の溶融処理を行うことにより、鉄リン酸塩ガラスとして安定化できる可能性が示された。

*Shoichi Ono　　[1]Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.

福島汚染水処理二次廃棄物のための固定化技術の開発
(5) Sr^{2+}及び Cl^-の浸出速度

Development of solidification techniques with minimised water content for secondary radioactive aqueous wastes in Fukushima
(5) Leaching rate of Sr^{2+} and Cl^-

*入澤 啓太[1], 谷口 拓海[1], 並木 仁宏[1], Garcia-Lodeiro Ines[2], 大杉 武史[1], 中澤 修[1], 木下 肇[2]
[1]日本原子力研究開発機構, [2]シェフィールド大学

本研究では、福島汚染水処理二次廃棄物スラリー及び濃縮廃液の漏えい、並びに水素ガス燃焼リスク低減を目的に、リン酸を用い、それらリスクを低減できる技術を開発している。ANSI/ANS16.1 に基づく浸出試験を実施し、Sr^{2+}及び Cl^-の浸出速度を調べた。本発表は、H28 年度文科省委託業務の成果の一部である。
キーワード：リン酸セメント、浸出試験、脱水、ストロンチウム、塩素

1. 緒言

福島第一原子力発電所における汚染水処理によって、濃縮廃液、鉄共沈スラリー及び炭酸塩スラリー等が二次廃棄物として発生し、そのままの性状で貯蔵されている。それら汚染水処理二次廃棄物の貯蔵量は増大しており、それに伴い漏えい、水の放射線分解による水素ガス燃焼のリスクが増大している。二次廃棄物の長期貯蔵時におけるリスクを低減するため、脱水により水素ガス発生を抑制すると同時に、二次廃棄物中の放射性核種や海水成分を固定できる、リン酸を用いた固化技術の開発を目指している。これまでの結果から、90 – 100 °C の温度領域が水分量を最も低減でき、且つ Sr^{2+}及び Cl^-の置換が期待される $Ca_{10}(PO_4)_6(OH)_2$形成の可能性がある条件であると分かった[1,2]。本発表では、Sr^{2+}及び Cl^-を含むリン酸セメントの標準浸出試験(ANSI/ANS 16.1)を実施し、その浸出速度を調べた。

2. 実験

濃縮廃液の塩化物イオン濃度を参考に、5.0×10^4 ppm の Sr^{2+}及び 4.2×10^4 ppm の Cl^-を含む模擬廃液を作製した。その模擬廃液を用いて、Sr^{2+}及び Cl^-を含むリン酸セメント(CAP)を作製した。試料を 90 °C で 7 日間静置し、脱水させた。比較のため、同 CAP を 20 °C で 7 日間封緘養生した。その後、ANSI/ANS 16.1 に基づく標準浸出試験を実施した。浸出液を全量回収し、再度イオン交換水を投入する操作を 91 日目まで実施した。回収した浸出液中の Sr^{2+}及び Cl^-濃度を ICP-OES 及び IC を用いて分析した(2σ, n = 3)。

3. 結果と考察

図 1 に CAP 中の Sr^{2+}及び Cl^-の浸出速度を示す。浸出速度(NR_x, x = Sr, Cl)は以下の式を用いて算出した。

$$\mathrm{NR}_x = \frac{w_x}{Sct}$$

w_xは浸出したイオン種 x の量(mg)、S は試料の表面積(cm^2)、c は試料中のイオン種 x の濃度、t は浸漬期間(day)を示す。20 °C 及び 90 °C で作製された CAP における NR_{Sr}はいずれも<0.4 mg/day cm^2であった。また、90 °C で脱水した CAP の NR_{Sr}は 20 °C で封緘養生した CAP の NR_{Sr}と比較して有意な差がみられなかった。脱水の有無に関係なく同様な浸出挙動を示したことは、CAP 中の Sr^{2+}が $Sr_3(PO_4)_2$として不溶化された可能性がある。一方で、90 °C で脱水した CAP の NR_{Cl}は 20 °C で封緘養生した CAP の NR_{Cl}と比べて低下した。XRD 回折の結果から、CAP は 90 °C で脱水した際に微量の $Ca_{10}(PO_4)_6(OH)_2$を形成することが確認されており[1]、90 °C で脱水した CAP 中では Cl^-が $Ca_{10}(PO_4)_6Cl_2$として置換し、Cl^-の固定化を向上させた可能性がある。NR_{Sr}は NR_{Cl}と比較して約 100 倍小さかった。リン酸を用いた本技術は、Sr^{2+}の固定化に加え Cl^-の固定化の向上が見込まれ、脱水させたセメント系材料であることから、汚染水処理二次廃棄物の長期貯蔵時において漏えい・水素ガス燃焼リスクを低減できる可能性がある。

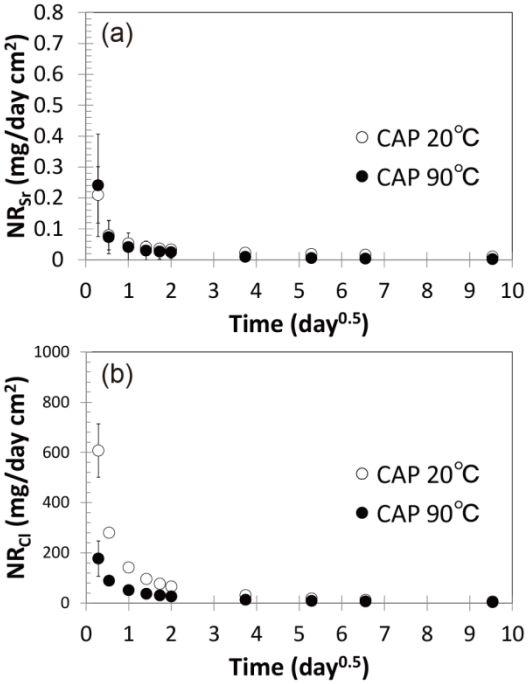


図 1. CAP 中の(a) Sr^{2+}及び(b) Cl^-の浸出速度.

[1] K. Irisawa et al., Proceedings of ICAPP 2017, 17618, 24-28 Apr. (2017)
[2] I. Garcia-Lodeiro et al., 日本原子力学会 2016 年秋の大会, 7-9 Sep. (2016)

*Keita Irisawa[1], Takumi Taniguchi[1], Masahiro Namiki[1], Ines Garcia-Lodeiro[2], Takeshi Osugi[1], Osamu Nakazawa[1] and Hajime Kinoshita[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]The University of Sheffield

Development of solidification techniques with minimised water content for secondary radioactive aqueous wastes in Fukushima
(6) Incorporation of simulated secondary aqueous wastes in CAC and CAP cements

*I. Garcia-Lodeiro[1], R. Lebon[1], D. Machoney[1], B. Zhang[1], K. Irisawa[2,] T. Ohsugi[2], O. Nakazawa[2], H. Kinosita[1]

[1]University of Sheffield, [2] Japan Atomic Energy Agency

Abstract

Incorporation of simulated secondary aqueous wastes was studied in the calcium aluminate cement (CAC) and calcium aluminate phosphate (CAP) with minimized water content. The inclusion of simulated secondary wastes did not disturb the fundamental reaction of the systems, but the significant salt contents resulted in Friedel's salt in CAC and chlorapatite in CAP.

Keywords: Calcium Aluminate Cements, Phosphates, Concentrated Effluent, Carbonated Slurry, Iron co-precipitated slurry

1. Introduction

Phosphates modified CAC cements (CAP) have been studied as an alternative matrix for the encapsulation of intermediate level wastes (ILWs) [1]. The use of phosphates allows not only to avoid the phase conversion reaction of the conventional CAC but also to generate a compact cementitious material with a reduced water content, which can be beneficial to avoid hydrogen gas generation associated with the radiolysis of water by radioactive wastes [2]. The present study investigates the incorporation of simulated secondary aqueous wastes (concentrated effluent, carbonated slurry and iron co-precipitated slurry) in these cements in terms of forming phases and microstructures.

2. Experimental

CAP pastes were prepared using the different secondary aqueous wastes as liquid of hydration. The water/cement ratio was 0.35 for all systems. CAC pastes were also prepared in the same manner as a reference. Samples were cured at either 35ºC or 90 ºC in open systems for 7 days. During this period the weight change of sample was monitored. After 7 days samples were characterized using XRD, TG, MIP and BSEM.

3. Results and Conclusions

Water content was found to be reduced to a larger extent in CAP cements cured at 90ºC than in CAC cured at 90ºC. Inclusion of simulated wastes did not significantly alter the formation of CAP or hydration of CAC. However, because of the high Cl content in the wastes, formation of chlorapatite was detected in all CAP systems cured at 90C. CAC containing simulated wastes, on the other hand, showed formation of the Friedel's salt.

References

[1] Swift P.D, Kinoshita H., Collier N.C, Utton C.A, Phosphate modified calcium aluminate cement for radioactive waste encapsulation Advances in Applied Ceramics,112 (2013) 1-8

[2] Chavda M.A, Bernal S.A, Apperley D.C, Kinoshita H., Provis J.L, Identification of hydrated gel phases present in phosphate-modified calcium aluminate binders, Cement and Concrete Research 70 (2015) 21-28

Development of solidification techniques with minimised water content for secondary radioactive aqueous wastes in Fukushima
(7) Leaching test of CAC and CAP containing simulated secondary wastes

Ines Garcia-Lodeiro[1], Rodolphe Lebon[1], Dominic Mahoney[1], Boyu Zhang[1], Keita Irisawa[2], Takeshi Ohsugi[2], Osamu Nakazawa[2], *Hajime Kinoshita[1]

[1]The University of Sheffield, [2]Japan Atomic Energy Agency

Leaching tests have been conducted on CAC and CAP systems prepared with minimised water content, containing simulated secondary aqueous wastes to investigate their feasibility as wasteforms. In CAC, the effect of reduction in water content on leaching was small whereas CAP system indicated a significant benefit of reduction in water content. CAP appears to be beneficial to retain alkaline earth elements such as Sr, when cured at elevated temperatures.

Keywords: Leaching, Phosphate Cement, Calcium Aluminate Cement, Concentrated Effluent, Carbonated Slurry, Iron Co-precipitated Slurry, Strontium.

1. Introduction

Phosphate cements have been studied as an alternative matrix for the encapsulation of ILWs [1]. Because they solidifies through acid-base reaction, differing from the hydration of conventional cement, water content of the system can be reduced once raw materials are mixed. This is highly beneficial to minimise the risk of hydrogen gas generation due to the radiolysis of water by the radioactive waste components. In the present study, leaching tests have been conducted on CAC and CAP systems prepared with minimised water content, containing simulated secondary aqueous wastes (concentrated effluent, carbonated slurry and iron co-precipitation slurry) to investigate their feasibility as wasteforms.

2. Experimental

CAC and CAP pastes containing the simulated wastes were prepared curing at 35 and 90ºC for 1 week. Leaching test was conducted in accordance with ASI/ANS procedure for up to 90 days [2]. Leachates were analysed using ICP-OES, together with pH values. The tested materials were characterised using XRD, TG, MIP and BSEM/EDX after 90 days.

3. Results and discussion

The CAC system indicated a similar results both when cured at 35 and 90ºC, suggesting the effect of reduction in water content on leaching is small. The pH of leachate was ~12.0 in all cases, and significant amount of Ca and Al leaching was observed. XRD data suggested this is likely due to the dissolution of CA, the main clinker phase in CAC remained unreacted in the system. Formation of AFm phases (stratlingite and monocarboaluminate) was also observed. The effects of the curing condition and reduction of water content was more significant in CAP system. Leaching of Sr and Ca were reduced, along with that of P, suggesting that they are forming solid phosphate products. pH of the leachates was increased from ~11.3 to 11.7 reflecting this. CAP appears to be beneficial to retain alkaline earth elements such as Sr, especially when cured at elevated temperatures. The porosity was increased in all systems after 90 days of leaching.

References

[1] P.D. Swift P.D, H. Kinoshita, N.C. Collier, C.A. Utton, Phosphate modified calcium aluminate cement for radioactive waste encapsulation, Advances in Applied Ceramics, 112 (2013) 1-8.

[2] ANSI ANS 16.1.2003 Measurement of the Leachability of Solidified Low-Level Radioactive Wastes by a short-term test procedure.

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-1 Radioactive Waste Management

Wed. Sep 13, 2017 4:05 PM - 5:10 PM JST | Wed. Sep 13, 2017 7:05 AM - 8:10 AM UTC | Room A B11 - B1 Block

[1A12-15] Debris Treatment 1

Chair:Akihiro Uehara (Kyoto Univ.)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[1A12] Development of Fuel Debris Treatment Technology by the Fluorination Method
(13)Simulated Debris Preparation Experiments (Part 2)

*Keita Endo[1], Shinji Watanabe[1], Kuniyoshi Hoshino[1], Akira Sasahira[1], Tetsuo Fukasawa[1], Takahiro Chikazawa[2] (1. Hitachi-GE , 2. Mitsubisi Materials)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[1A13] Development of Fuel Debris Treatment Technology by the Fluorination Method
(14)Simulated Debris Fluorination Experiments (Part 4)

*Kuniyoshi Hoshino[1], Keita Endo[1], Shinji Watanabe[1], Akira Sasahira[1], Tetsuo Fukasawa[1], Takahiro Chikazawa[2] (1. Hitachi-GE, 2. Mitsubishi Materials)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[1A14] Development of Fuel Debris Treatment Technology by the Fluorination Method
(15)Multi-component Fluorides Oxidation Experiments

*Takahiro Chikazawa[1], Tetsuo Fukasawa[2] (1. Mitsubishi Materials, 2. Hitachi-GE)

4:50 PM - 5:05 PM JST | 7:50 AM - 8:05 AM UTC

[1A15] Development of Fuel Debris Treatment Technology by the Fluorination Method
(16)Thermodynamic Evaluation of Fluorination of Uranium and Structural Materials

*Nobuaki Sato[1], Akira Kirishima[1], Tetsuo Fukasawa[2] (1. Tohoku University, 2. Hitachi-GE)

5:05 PM - 5:10 PM JST | 8:05 AM - 8:10 AM UTC

Time reserved for Chair

フッ化法を用いた燃料デブリの安定化処理技術の開発
(13) 模擬デブリ調製試験（その２）

Development of Fuel Debris Treatment Technology by the Fluorination Method

(13) Simulated Debris Preparation Experiments (Part 2)

*遠藤 慶太[1]、渡邊 伸二[1]、星野 国義[1]、笹平 朗[1]、深澤 哲生[1]、近沢 孝弘[2]

[1]日立ＧＥ，[2]三菱マテリアル

高速増殖炉(FBR)や軽水炉(LWR)の重大事故によって発生する破損・溶融燃料含有物質(燃料デブリ)を、フッ化物揮発法を応用した方法で安定化処理する技術を開発中である。模擬デブリ調製試験の結果について報告する。

キーワード：FBR/LWR の重大事故、燃料デブリ、フッ化、安定化処理、模擬デブリ調製試験

1. 緒言

本研究の目的は、FBR 等の革新炉や LWR の重大事故で万一発生した場合の燃料デブリ及び福島第一原子力発電所の事故で生じた燃料デブリに対する安定化処理技術を開発することである[1]。本発表では、燃料デブリのフッ化反応性を評価するために調製した模擬燃料デブリの性状分析結果について報告する。

2. 実験

主要成分を含む UO_2-Fe 系模擬デブリとして UO_2-Fe-Na、UO_2-Fe-B_4C、UO_2-Fe-FP(Cs、Sr、Nd)、UO_2-Fe-Al_2O_3 の調製試験を行った。Na、Cs、Sr は調製の出発物質として炭酸塩を、Nd は酸化物を用いた。模擬デブリ原料粉を混合・加圧成型した後、ケラマックス炉を用いて模擬デブリ焼結体を調製し、調製した模擬デブリに対して種々の性状分析を行った。

3. 結果・考察

調製試験の 1 例として、UO_2-Fe-FP(初期組成モル比：UO_2/Fe/Cs/Sr/Nd＝48/48/0.87/0.17/2.96)の XRD 分析結果を図 1 に示す。分析結果から UO_2、Fe 相は同定されたが、FP 成分由来の化合物は検出されなかった。また、ICP-MS/AES 分析より UO_2-Fe-FP 中の各元素の存在量を調べた結果、Cs のみ初期装荷量の約 1/100 以下の存在量であり、Sr、Nd はほぼ全量残存していた。UO_2-Fe-FP と調製に使用した UO_2原料粉末の高角側における XRD 分析結果を図 2 に示す。UO_2-Fe-FP の UO_2 相ピークは、UO_2原料粉末より高角側に約 0.2° シフトしていた。また、UO_2-Fe-FP の格子定数を求めると 5.466Å となり、UO_2原料粉末(5.470Å)より小さかった。UO_2相ピークがシフトしたのは、UO_2-Fe-FP 中の UO_2 と FP 成分の固溶化によるものだと考えられる。

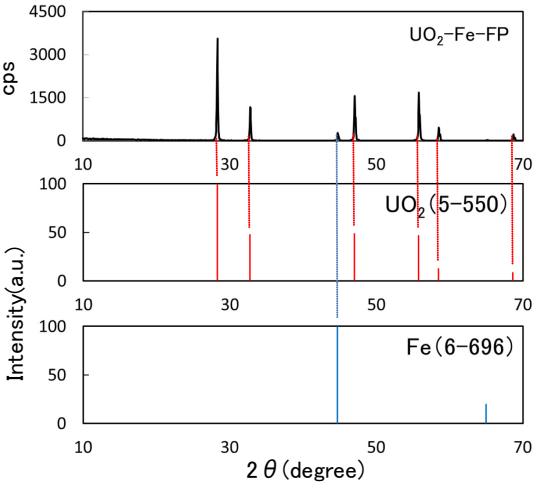


図1． UO_2—Fe—FP の XRD 分析結果

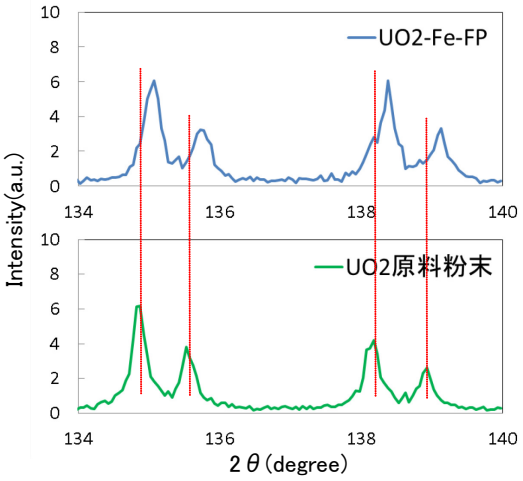


図2． 高角側における UO_2—Fe—FP と UO_2 原料粉末の X 線回折結果

参考文献； [1]深澤ら、日本原子力学会 2014 年春の年会 H56

*Keita Endo[1], Shinji Watanabe[1], Kuniyoshi Hoshino[1], Akira Sasahira[1], Tetsuo Fukasawa[1], Takahiro Chikazawa[2]

[1]Hitachi-GE, [2]Mitsubishi Materials

本報告は、特別会計に関する法律（エネルギー対策特別会計）に基づく文部科学省からの受託事業として、日立 GE ニュークリア・エナジー（株）が実施した平成 28 年度「フッ化技術を用いた燃料デブリの安定化処理に関する研究開発」の成果です。

フッ化法を用いた燃料デブリの安定化処理技術の開発
(14) 模擬デブリフッ化試験（その４）

Development of Fuel Debris Treatment Technology by the Fluorination Method

(14) Simulated Debris Fluorination Experiments (Part 4)

*星野 国義[1]、遠藤 慶太[1]，渡邊 伸二[1]、笹平 朗[1]、深澤 哲生[1]、近沢 孝弘[2]

[1]日立ＧＥ，[2]三菱マテリアル

高速増殖炉(FBR)や軽水炉(LWR)の重大事故によって発生する破損・溶融燃料含有物質(燃料デブリ)を、フッ化物揮発法を応用した方法で安定化処理する技術を開発中である。模擬デブリフッ化基礎試験の結果について報告する。

キーワード：FBR/LWR の重大事故、燃料デブリ、フッ化、安定化処理、模擬デブリフッ化試験

1. 緒言

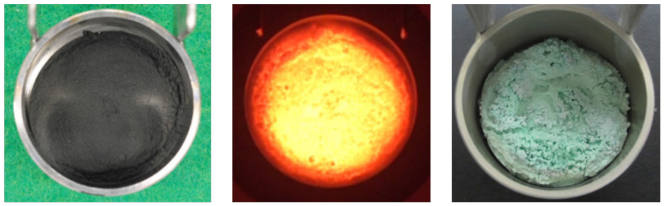
本研究の目的は、FBR 等の革新炉や LWR の重大事故で万一発生した場合の燃料デブリ及び福島第一原子力発電所の事故で生じた燃料デブリに対する安定化処理技術を開発することである[1]。本発表では、主要成分含有模擬デブリのフッ化試験結果について報告する。

2. 実験

主要成分含有模擬デブリ(UO_2-Fe-Na、UO_2-Fe-B_4C、UO_2-Fe-FP(Cs, Sr, Nd)、UO_2-Fe-Al_2O_3)のフッ化試験を行った。模擬デブリ約 5g をフッ化反応炉に装荷し炉内を約 600℃とし、100%F_2ガスを 300ml/min で 60 分間供給した。フッ化反応で生成した揮発性フッ化物はコールドトラップで回収、不揮発性フッ化物は試料ボート内でフッ化残渣として回収した。供試した模擬デブリ及びフッ化残渣の XRD 分析、ICP-MS/AES 分析を実施し、化学形態がフッ化挙動に与える影響を評価した。

3. 結果・考察

主要成分含有模擬デブリの試験結果の 1 例として、UO_2-Fe-FP(Cs, Sr, Nd)模擬デブリのフッ化試験前・中・後の試料状況を図 1 に示す。フッ化試験後の残渣は薄青色を呈しており、本試料を XRD 分析した結果を図 2 に示す。フッ化試験後の残渣は、Fe、Nd フッ化物となっていた。また、残渣の ICP-MS/AES 分析の結果、残渣への U 残留率は 1%以下であり、模擬デブリ中の U は、ほぼ全量が U フッ化物（UF_6）で揮発したと考えられる。前報[2]のとおり本模擬デブリは固溶体を形成していたと考えられるが、燃料成分である U はフッ化揮発し、その他の構造物・FP 成分（Fe、Nd）から分離回収できる見通しが得られた。



(1)フッ化試験前　(2)フッ化試験中　(3)フッ化試験後

図1. UO_2-Fe-FP(Cs, Sr, Nd)模擬デブリのフッ化試験前・中・後の試料状況

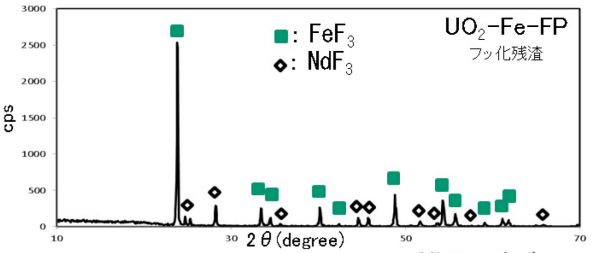


図2. UO_2-Fe-FP(Cs, Sr, Nd)模擬デブリのフッ化試験後のXRD分析結果

参考文献；[1]深澤ら、日本原子力学会 2014 年春の年会 H56　[2]遠藤ら、日本原子力学会 2017 年秋の大会

*Kuniyoshi Hoshino[1], Keita Endo[1], Shinji Watanabe[1], Akira Sasahira[1], Tetsuo Fukasawa[1], Takahiro Chikazawa[2]

[1]Hitachi-GE, [2]Mitsubishi Materials

本報告は、特別会計に関する法律（エネルギー対策特別会計）に基づく文部科学省からの受託事業として、日立 GE ニュークリア・エナジー（株）が実施した平成 28 年度「フッ化技術を用いた燃料デブリの安定化処理に関する研究開発」の成果です。

フッ化法を用いた燃料デブリの安定化処理技術の開発
(15) 多成分フッ化物の酸化物転換試験

Development of Fuel Debris Treatment Technology by the Fluorination Method

(15) Multi-component Fluorides Oxidation Experiments

*近沢 孝弘[1]、深澤 哲生[2]

[1]三菱マテリアル，[2]日立ＧＥ

高速増殖炉（FBR）や軽水炉（LWR）の重大事故によって発生する破損・溶融燃料含有物質（燃料デブリ）を、フッ化物揮発法を応用した方法で安定化処理する技術を開発中である。多成分系フッ化物の酸化物転換試験の結果について報告する。

キーワード：FBR/LWR の重大事故、燃料デブリ、フッ化、安定化処理、酸化物転換試験

1. 緒言

本研究の目的は、FBR 等の革新炉や LWR の重大事故で万一発生した場合の燃料デブリ及び福島第一原子力発電所の事故で生じた燃料デブリに対する安定化処理技術を開発することである[1]。燃料デブリをフッ素ガスと反応させることで、核燃料成分は揮発性フッ化物としてガス化回収し、構成材成分や核分裂生成物の大部分は不揮発性フッ化物として残渣側に残留する。この残渣フッ化物を酸化物に転換する条件について、これまでにフッ化物試薬を使った単成分系の試験によって、その基本的な反応性を確認した[2]。それら結果をもとに、代表的なフッ化物について多成分共存系試料による酸化物転換試験を行った。

2. 実験

燃料デブリをフッ化処理した際に残渣側に残留する主要 2 成分として FeF_3 - ZrF_4 系、それに核分裂生成物の代表 3 成分を加えた 5 成分として FeF_3 - ZrF_4 - CsF - SrF_2 - NdF_3 系の 2 種類の多成分系フッ化物試料を対象とした。これら試料について、湿潤ガスの導入が可能な熱天秤およびボート炉により、所定温度に加熱して高温加水分解反応を生じさせる酸化物転換試験を行い、転換反応性や残渣物性等のデータを取得した。

3. 結果・考察

主要 2 成分系試料では、各々の単成分試験結果と同様に、共存系においても容易に酸化物に転換されることを確認した。5 成分系試料では、熱的に安定な SrF_2 が、FeF_3 および ZrF_4 との共存によって、より低温で複合酸化物に転換されることがわかった。この反応により、処理中に揮発する CsF を除いた 4 成分は酸化物に転換されることを確認した（表 1）。SrF_2 などのアルカリ土類金属のフッ化物は、U_3O_8 や WO_3 と共存することで加水分解反応が促進されることが知られており、類似の反応が生じたものと考えられる。

表 1 多成分フッ化物の酸化物転換試験結果（1 グラム規模ボート炉）

フッ化物原料粉		主要 2 成分系 FeF_3 - ZrF_4	5 成分系 FeF_3 - ZrF_4 - CsF - SrF_2 - NdF_3
試験条件	温度条件	昇温 10℃/min → 温度保持 1200℃ × 3h	
	導入ガス	0.3atm - H_2O ／ N_2	
残渣形態	主要化学形態 （X 線回折）	Fe_3O_4, ZrO_2	Fe_3O_4, ZrO_2 $SrFe_{12}O_{19}$, $SrZrO_3$, Nd_2O_3
酸化物転換率	フッ素含有率より算出	99.9 %	99.9 %

参考文献；[1]深澤ら、日本原子力学会 2014 年春の年会 H56， [2]菊池ら、日本原子力学会 2016 年春の年会 2I08

* Takahiro Chikazawa[1], Tetsuo Fukasawa [2]

[1] Mitsubishi Materials, [2] Hitachi-GE

本報告は、特別会計に関する法律(エネルギー対策特別会計)に基づく文部科学省からの受託事業として、日立 GE ニュークリア・エナジー(株)が実施した平成 28 年度「フッ化技術を用いた燃料デブリの安定化処理に関する研究開発」の成果です。

フッ化法を用いた燃料デブリの安定化処理技術の開発
(16) ウランおよび構造材のフッ化の熱力学的検討

Development of Fuel Debris Treatment Technology by the Fluorination Method

(16) Thermodynamic Evaluation of Fluorination of Uranium and Structural Materials

*佐藤修彰[1]，桐島　陽[1]，深澤哲生[2]

[1]東北大，[2]日立 GE

高速増殖炉(FBR)や軽水炉(LWR)の重大事故によって発生する破損・溶融燃料含有物質(燃料デブリ)を、フッ化物揮発法を応用した方法で安定化処理する技術を開発中である。フッ素を用いた、ウランやジルコニウム酸化物、構造材のフッ化実験の結果について熱力学的評価を行い、それらの結果について報告する。

キーワード：FBR/LWR の重大事故、燃料デブリ、フッ化挙動、安定化処理、フッ素

１．緒言

本研究の目的は、FBR 等の革新炉や LWR の重大事故で万一発生した場合の燃料デブリおよび福島第一原子力発電所の事故で生じた燃料デブリの、安定化処理技術を開発することである。処理技術としてフッ化物揮発法を適用し、U, Pu から大部分の不純物を除去して核物質含有量の低減と計量管理の容易化を図り、燃料デブリを最終的に安定かつ硝酸溶解可能な酸化物とする。その際、燃料デブリを構成する燃料酸化物や被覆管や圧力容器など構造材と、フッ素との反応について検討する必要がある。これまで、フッ素雰囲気の TG-DTA 法によりウランおよびジルコニウムや鉄系酸化物ともに、UO_2-ZrO_2 混合酸化物のフッ化挙動について調べ、報告してきた[1-3]。ここでは、個々の化合物のフッ化反応について熱力学的に評価するとともに、模擬デブリのフッ化挙動について検討した。

２．解析方法

ウランやジルコニウム、鉄などの金属および酸化物とフッ素との反応における自由エネルギー変化について MALT-II（科学技術社）を用いて計算するとともに、それらの元素の所定温度におけるフッ素-酸素系ポテンシャル状態図を作成して熱力学的検討を行い、実験結果と比較検討した。

３．結果・考察

ウラン酸化物とフッ素との反応について Gibbs 自由エネルギー変化を比較すると、酸化物から UF_4 や UF_6 といったフッ化物を生成するよも、UO_2F_2 のようなオキシフッ化物を生成する反応が起こりやすいことが分かった。U-F_2-O_2 系ポテンシャル状態図からは、UO_2 がフッ素により IV から酸化され価数が増加し、オキシフッ化物(UO_2F_2)を経由して、UF_6 として揮発することが考えられた。熱力データがないたえに 5 価に相当する UO_2F の領域が現れていないが、TG-DTA の結果からは、UO_2 からを UO_2F に相当する重量増加が見られており、このようなオキシフッ化物を経由して、フッ化が進行することが分かる。ジルコニウムの場合は、低温より低級フッ化物を経由して ZrF_4 を生成するが、フッ化実験におけるフッ素および酸素分圧下では、ZrF_4 が安定であることが分かった。金属鉄の場合には、低温より反応して FeF_2 や FeF_3 を生成するが、鉄系酸化物の場合には、FeO 領域が消失し、Fe_3O_4 および Fe_2O_3 から FeF_3 を安定に生成することが分かった。さらに、模擬デブリに含まれると考えられるいくつかの元素とフッ素との反応について、同様に熱力学的検討を行い、燃料デブリのフッ化挙動を評価した。

参考文献　[1] 佐藤ら，日本原子力学会 2015 年春の年会(茨城大), L17, [2]佐藤ら，同 2016 年春の年会(東北大), 2I09
[3] 同 2016 年秋の大会(久留米), 2F24

*Nobuaki Sato[1], Akira Kirishma[1] and Tetsuo Fukasawa[2]
[1]Tohoku Univ., [2]Hitachi-GE.

本報告は、特別会計に関する法律（エネルギー対策特別会計）に基づく文部科学省からの受託事業として、日立 GE ニュークリア・エナジー(株)が実施した平成 27 年度「フッ化技術を用いた燃料デブリの安定化処理に関する研究開発」の成果です。

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-1 Radioactive Waste Management

Wed. Sep 13, 2017 5:10 PM - 6:15 PM JST | Wed. Sep 13, 2017 8:10 AM - 9:15 AM UTC | Room A B11 - B1 Block

[1A16-19] Debris Treatment 2

Chair:Koichiro Takao (Tokyo Tech)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[1A16] Basic study on actinide leaching and waste management of MCCI debris

(4)The effect of fuel debris composition on the actinide leaching behavior

*Akito Nagatomo[1], Akira Kirishima[1], Daisuke Akiyama[1], Takayuki Sasaki[2], Nobuaki Sato[1] (1. IMRAM, tohoku univ., 2. Kyoto University garaduate school of engineering and faculty of engineering)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[1A17] Selective fluorination and molten salt electrolysis of fuel debris

(1)Selective fluorination process

*Haruaki Matsuura[1], Takafumi Uchiyama[1], Atsushi Nezu[2], Nobuaki Sato[3] (1. Tokyo City Univ., 2. Tokyo Institute of Technology, 3. Tohoku Univ.)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[1A18] Selective fluorination and molten salt electrolysis of fuel debris

(2)dissolution behavior of zirconium fluoride to molten fluoride

*Tadayoshi Sato[1], Haruaki Matsuura[1], Takafumi Uchiyama[1], Nobuaki Sato[2] (1. Tokyo City University, 2. Tohoku University)

5:55 PM - 6:10 PM JST | 8:55 AM - 9:10 AM UTC

[1A19] Selective fluorination and molten salt electrolysis of fuel debris

(3)electrochemical behavior of zirconium in molten chloride coexisting fluoride

*Tatsuya Emori[1], Takafumi Uchiyama[2], Haruaki Matsuura[1,2] (1. Tokyo City University Graduate School, 2. Tokyo City University Atomic Energy Research Laboratory)

6:10 PM - 6:15 PM JST | 9:10 AM - 9:15 AM UTC

Time reserved for Chair

MCCI デブリからのアクチノイド溶出機構および処理プロセスに関する基盤研究 (4)燃料デブリの組成とアクチノイド溶出挙動の関係

Basic study on actinide leaching and waste management of MCCI debris
(4)The effect of fuel debris composition on the actinide leaching behavior

*長友　彬人[1]，桐島　陽[1]，秋山 大輔[1]，佐藤　修彰[1]，佐々木　隆之[2]
[1]東北大多元研，[2]京大院工

ジルコニア、セメント構成成分または普通ポルトランドセメントを含むウラン酸化物に、MA(Np，Am)トレーサを添加した模擬燃料デブリを酸化あるいは還元雰囲気で加熱処理して調製した。これを海水及び純水に浸漬し、溶出率を求めるとともに、燃料デブリの組成とアクチノイド溶出挙動の関係を考察した。

キーワード：MCCI 燃料デブリ，アクチノイド，溶出挙動，汚染水

1. 緒言　2011 年 3 月に発生した、福島第一原子力発電所事故では、冷却材が喪失したことにより燃料が溶融し、被覆管成分であるジルカロイや構造材成分であるコンクリートと反応し、燃料デブリが形成した。さらに、燃料デブリが冷却水と接触したことでウランやマイナーアクチノイド(MA)、核分裂生成物(FP)の一部が汚染水に溶出した可能性がある。燃料デブリは生成時の温度や反応物、酸素濃度をはじめとする雰囲気の違いによって、さまざまな固相状態をとると考えられる。さらに、事故直後に非常用冷却水として注入された海水と、現在継続的に注入されている純水では化学組成が異なることを踏まえると、燃料デブリからの核種の溶出挙動は複雑なものになると予想される。本研究では、MA トレーサを添加した UO_2 を ZrO_2、$CaCO_3$、SiO_2 および普通ポルトランドセメントと異なる組成にて混合し、さらに異なる温度や雰囲気における熱処理により模擬燃料デブリを調製した。その後、海水および純水への溶出試験を行い、核種の溶出挙動に及ぼす加熱温度や雰囲気の影響を評価した。

2. 実験　^{237}Np，^{241}Am および ^{152}Eu トレーサを添加した UO_2 と ZrO_2、セメント構成成分($CaCO_3$，SiO_2)またはセメント粉を、当モル比(UO_2: ZrO_2=1:1, UO_2:CaO:SiO_2=1:1:1 等)になるように秤量し、磨砕・混合した。これを酸化雰囲気(2% O_2)もしくは還元雰囲気（10% H_2）のなかで、 1200 ºC または 1600ºC で熱処理を行い、模擬燃料デブリを調製した。この燃料デブリを人工海水もしくは純水に固液比 4 g / L で浸漬し、31 日間の溶出試験を行った。溶出試験後、試料を孔径 0.45 μm ニトロセルロースフィルタを用いて固液分離し、液相部分を 1M 硝酸により希釈してγ線測定試料を作製し、γ線スペクトロメトリを実施し ^{152}Eu の溶出率をもとめた。次に同試料を用いて、水酸化サマリウム共沈法によりα線測定試料を作製し、α線スペクトロメトリを実施し ^{238}U, ^{237}Np および ^{241}Am の溶出率をもとめた。

3. 結果・考察　UO_2, $CaCO_3$ および SiO_2 をモル比 1:1:1 で混合した試料(a)と UO_2, ZrO_2, $CaCO_3$ および SiO_2 をモル比 1:1:1:1 で混合した試料(b)を酸化雰囲気において 1600ºC で加熱処理して調製した模擬燃料デブリの場合、純水系、海水系における U の溶出率は、いずれの場合でも、試料(b)の方が試料(a)に比べて低い値となった。IV 価が極めて安定な Zr がデブリ中に存在することにより、デブリ中の UO_2 固溶体の安定性が増加したためと考えられる。セメント粉を用いた試料(c)についても同様の溶出試験を行い、デブリ中のセメントの微量成分が各核種の溶出率に及ぼす影響についても検討した。

謝辞　本研究は、科学研究費(基盤研究(A) 16H02447)「MCCI デブリからのアクチノイド溶出機構および処理プロセスに関する基盤研究」の一環として実施している。

*Akito Nagatomo[1], Akira Kirishima[1], Daisuke Akiyama[1], Nobuaki Sato[1] and Takayuki Sasaki[2]
[1]Tohoku Univ., [2]Kyoto Univ.

選択フッ化と溶融塩電解による燃料デブリの処理
(1)選択フッ化プロセス

Selective fluorination and molten salt electrolysis of fuel debris

(1)Selective fluorination process

*松浦 治明[1]、内山 孝文[1]、根津 篤[2]、佐藤 修彰[3]

[1]東京都市大，[2]東工大、[3]東北大

東京電力福島第一原子力発電所事故によって発生した燃料デブリの処理・処分法として選択フッ化と溶融塩電解を組み合わせた方法を我々は検討してきた。本研究では、燃料デブリに随伴する可能性のあるジルカロイ、およびステンレスの HF によるフッ化挙動を調査した。メタル成分がデブリに残留する場合はあらかじめ酸化処理を施しておく方が、その後のフッ化プロセスが単純化されることが分かった。

キーワード：燃料デブリ，フッ化水素，ジルカロイ，ステンレス，示差熱分析

1. 緒言

東京電力福島第一原子力発電所の炉心溶融に伴い生成した燃料デブリをいかに安全に取りだし安定化処理するかは、一連の廃炉工程における重要なプロセスのうちの一つである。我々はそのプロセスに乾式法の適用を検討し、選択フッ化と溶融塩電解を組み合わせ、2 次廃棄物発生量の少ないプロセス構築を目指している。デブリの主成分と目されている UO_2－ZrO_2 については既に、ウランを選択的にフッ化させるためには、組成や出来た当時の雰囲気によりどのようにフッ化条件を換えればよいかの指針をえることができた[1]。ここでは、ジルカロイ(Zry-2)やステンレスがそのまま残留しデブリと混在している場合、どのようなフッ化挙動を取るか明らかにするために HF 雰囲気下での反応の熱力学的な検討を行った。

2. 実験

フッ化実験は全て東北大学多元物質科学研究所のホットラボにて行った。HF ガスを安全に使用できるようにグローブボックス内に設置された示差熱天秤装置を用い、白金セル中に保持された数 mg の各試料を Ar40 ml/min をキャリアーガスとして HF 20ml/min で流しながら、500ºC まで 10ºC/min の昇温速度で熱重量測定(TG-DTA)を行った。測定後白金セルに残留した試料について X 線回折により生成物の同定を行った。

3. 結果と考察

Zry-2 を加熱したときの TG-DTA 結果を Fig.1(a)に示す。Zry-2 の質量増加および急激な発熱反応が 400℃付近で起きており，この時点で速いフッ化が始まったと考えられる．また、360℃付近にもわずかに質量増加が確認できる．この二段階の反応は ZrO_2 のフッ化の特徴と似通っていることから Zry-2 表面の酸化物層のフッ化反応も含まれていることが示唆される．

SUS304 粉末の TG-DTA 測定結果を Fig.1(b)に示す．重量増加はほとんどなく，測定後の試料の X 線回折でもフッ化物の有意量の存在は確認できなかったが，350 ℃付近での若干の発熱がフッ化の可能性を示唆している．よって SUS304 のフッ化は多成分の合金による安定化と表面酸化被膜の影響が結果に表れたものと考えられる。

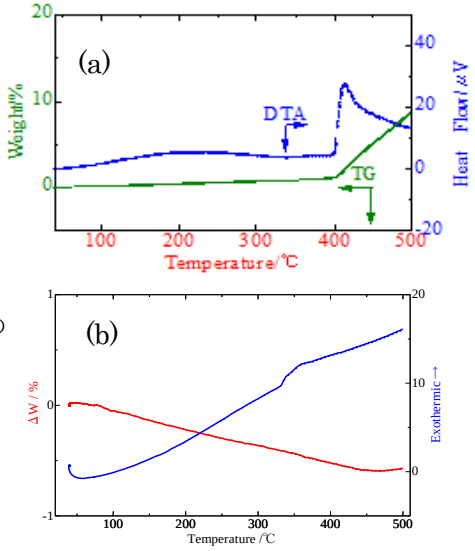


Fig.1 TG-DTA of Zry-2 (a) and SUS304 (b) in the presence of HF.

参考文献

[1] T.Ono, et al, *ECS Trans*. **75**, 87-93 (2016)

本研究は,JSPS 科研費 JP15K06665 による成果である。

* Haruaki Matsuura[1,2], Takafumi Uchiyama[2], Atsushi Nezu[3], Nobuaki Sato[4]

[1]Tokyo City University, [2]Tokyo Inst. Tech., [3]Tohoku University

選択フッ化と溶融塩電解による燃料デブリの処理
（2）フッ化物溶融塩へのフッ化ジルコニウムの溶解挙動

Selective Fluorination and Molten Salt Electrolysis of Fuel Debris

(2) Dissolution Behavior of Zirconium Fluoride to Molten Fluoride

*佐藤　忠義[1]，松浦　治明[1]，内山　孝文[1]，佐藤　修彰[2]

[1]東京都市大学，[2]東北大学

燃料デブリの処理方法として検討されている乾式処理プロセス、溶融塩電解法の工程の前のプロセスである、選択溶解プロセスについて検討した。ここでは、作製した試料の上部と下部のジルコニウム含有量に着目し、フッ化物溶融塩（FLiNaK）中でのフッ化ジルコニウムの溶解挙動を評価した。

キーワード：フッ化ジルコニウム, FLiNaK, 蛍光 X 線分析

1. 緒言

東京電力福島第一原子力発電所での事故により発生した炉心溶融に伴ってできた燃料デブリの処理方法が廃炉に向けた課題の一つになっている。従来の燃料再処理に用いられている湿式法と比較して臨界管理上の制約が緩和され、オンサイトでの処理も実行できる利点を持つ乾式処理プロセスが期待されている[1]。ここでは燃料デブリに混在するとされている燃料被覆管に含まれるジルコニウム由来の化合物が、選択溶融塩溶解プロセスにてどのような挙動をするかを考察するために、ZrF_4 とフッ化物溶融塩 FLiNaK [NaF-KF-LiF の共晶塩] を電気炉にて高温下で共存させ、炉冷後、試料の上部と下部の Zr 含有量を蛍光 X 線分析により定量することで FLiNaK 中での Zr の挙動を調査した。

2. 実験方法

LiF-KF-NaF=46.5:42:11.5mol%[2]を一定量グラッシーカーボン(以下 GC) 製のルツボに測り取り、正確な重量を記録した。加熱は Ar 雰囲気のグローブボックス(以下 GB)内の電気炉にて 800℃まで昇温させ、6 時間保持させた。室温まで電気炉の温度が下がった後に取り出し、タングステンカーバイド製のルツボで粉砕し FLiNaK とした。次に、ZrF_4 を GC 製のルツボに入れ、上からその FLiNaK を被せた。試料の物質量比は ZrF_4-FLiNaK=1:99,3:97,5:95,10:90,11:89 の計 5 試料である。試料を GB 内の電気炉にて 800℃まで昇温させ、6 時間維持した。電気炉が室温まで炉冷後に試料を取り出し、取り出した試料の上部と下部から 60mg をそれぞれ削り取り、同量の BN と混合し、ペレット成型を行い蛍光 X 線分析(XRF)試料とした。蛍光 X 線強度から検量線法を用いて測定試料の Zr 含有量を分析した。

3. 結果・考察

Fig.1 に ZrF_4 の物質量百分率に対し試料上部および下部に含まれる Zr の重量百分率をプロットした図を示す。Fig.1 の均質試料の計算値は混合前の物質量比から計算された値である。計算値と試料上部、試料下部からの定量結果とを比較し、FLiNaK 中での試料の挙動を推察した。測定結果から、試料上部、試料下部ともに計算値を下回っている。しかし、初期共存段階では存在しているはずのない試料上部に Zr が存在していることから下部から Zr が移動していると考えられる。このことから ZrF_4 の全体への拡散が確認できたが、計算値を分析結果が上部だけでなく、下部の試料も下回っていることから、下部の試料よりも試料中央部に Zr が試料内部に偏在している可能性がある。今後はより、ZrF_4 の溶解挙動を詳しく精査するため、ZrF_4 の濃度分析の細分化を行い、高温時での Zr の分布を固定するため、試料高温処理後に急冷を行う予定である。さらに、中央部の Zr 分布状態を把握するために EPMA での分析も行う予定である。

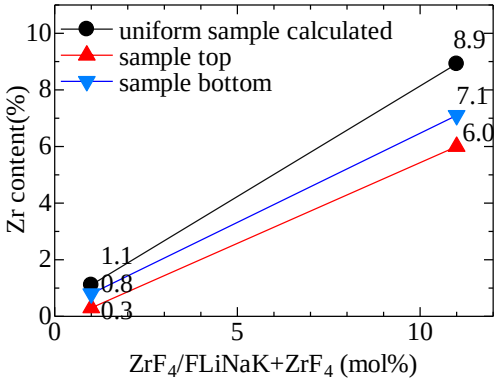


Fig.1 Change of Zr contents(wt%) with increasing ZrF_4 molar ratio.

参考文献

[1] T.Ono, NSato, A Nezu, T.Uchiyama. H.Matsuura, *ECS Trans*. **75**, 87-93(2016)

[2] Ernest M.Levin, Carl R.Robbins, Howard F,McMurdie, *PHASE DIAGRAM FOR CERAMISTS* **432** (1964)

本研究は JSPS 科研費 JP15K0665 による成果の一部である。

*Tadayoshi Sato[1], Haruaki Matsuura[1], Takafumi Uchiyama[1] and Nobuaki Sato[2]

[1]Tokyo City Univ., [2]Tohoku Univ.

選択フッ化と溶融塩電解による燃料デブリの処理
(3)溶融塩化物浴中におけるフッ化物イオン共存下でのジルコニウムの電気化学的挙動

Selective fluorination and molten salt electrolysis of fuel debris

(3)Electrochemical behavior of zirconium in molten chloride coexisting fluoride

*江森 達也[1]、内山 孝文[2]、松浦 治明[1,2]

[1]東京都市大学大学院，[2]東京都市大学原子力研究所

2011 年の東日本大震災による福島第一原発事故によって発生した燃料デブリの処理方法として選択フッ化及び溶融塩電解法が検討されている。この処理プロセスにおける、溶融塩電解法に着目しジルコニウムの回収を目的として、その溶融塩中におけるジルコニウムの電気化学的挙動を調査した。

キーワード：燃料デブリ，電気化学，溶融塩電解，塩化物溶融塩，ジルコニウム

1. 緒言

2011 年の東日本大震災による福島第一原子力発電所の事故により発生した燃料デブリの処理方法の一つとして、選択フッ化及び溶融塩電解法を組み合わせた方法を検討してきた。本研究では、選択フッ化、選択溶解、溶融塩電解法という一連の処理プロセスの中で溶融塩電解法による処理方法に着目し、燃料デブリの主成分とされているウラン-ジルコニウム混合物からのジルコニウムの電解回収を目的として、電気化学的挙動を調査した。上流プロセスでは、選択フッ化によってフッ化物に転換されるが、本検討では、高速炉燃料の再処理に用いられる塩化物浴を電解浴として用いた。

2. 実験

電気化学測定は、東京都市大学原子力研究所のアルゴン雰囲気下のグローブボックス内に設置されている電気炉で、LiCl-KCl に ZrF_4 を 0.6wt%,0.9wt%,1.2wt%,1.5wt%と濃度を変化させ加え、873 K に加熱し、作用極に 1 mm^{Φ} の W 棒、対極に 5 mm^{Φ} のグラッシーカーボン棒、参照極に銀―塩化銀電極、容器は石英ガラスセルを用いて行った。測定方法は、サイクリックボルタンメトリー(CV)及び矩形波ボルタンメトリー(SWV)を用いた。

3. 結果と考察

走査速度 50 mV/s のサイクリックボルタモグラムをまとめて Fig.1 に示す。Fig.1 の(a)より-0.9 V、-1.2 V 付近に還元のピークがみられるが、これは Zr^{4+}/Zr^{2+}及び Zr^{2+}/Zr^{0} によるものである。[1]また、ZrF_4 はその融点及び塩化物に対する溶解度の制約により溶解しにくいと当初は考えられていたが、ZrF_4 濃度が大きくなるにつれて還元反応の電流密度が大きくなるということは、浴中に溶解性のジルコニウムイオンがより多く存在していることを示している。

更に、Fig.1 の(b)より Zr^{4+}/Zr^{2+}の還元挙動を詳細に観察すると ZrF_4 濃度に依って電流密度の増減がみられ、浴中に溶解したフッ化物イオンが Zr(Ⅱ)の安定度に影響を及ぼしている可能性が示唆され、それが実際の電析工程において電析物の状態に影響を与える可能性がある。

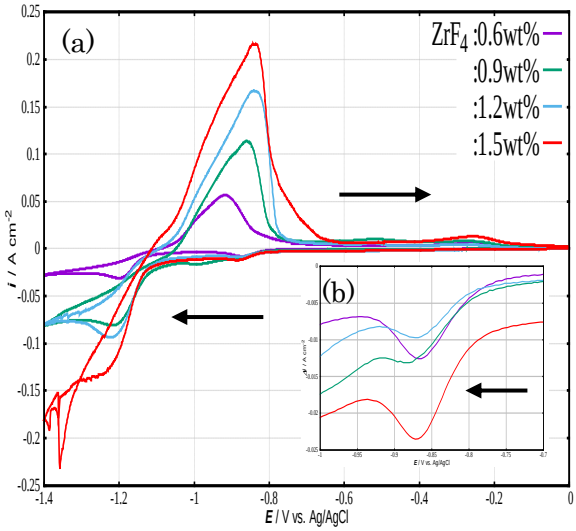


Fig.1 (a)CV for molten LiCl-KCl containing 0.6~1.5wt% ZrF_4
(b)Cathodic sweep of SWV focusing to Zr^{4+}/Zr^{2+} peak

参考文献

[1] 飯塚政利,電力中央研究所狛江研究所研究報告書 T98001,23,1998

本研究は、JSPS 科研費 JP15K06665 による成果である。

*Tatsuya Emori[1], Takafumi Uchiyama[2], Haruaki Matsuura[1,2]

[1]Tokyo City University Graduate School ,[2]Tokyo City University Atomic Energy Research Laboratory

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：306-1 Nuclear Safety Engineering, Nuclear Installation Safety, PSA

Wed. Sep 13, 2017 10:00 AM - 12:00 PM JST | Wed. Sep 13, 2017 1:00 AM - 3:00 AM UTC | Room B B12 - B1 Block

[1B01-08] Safety Improvement for Spent Fuel Storage Pool

Chair:Tomohiko Ikegawa (HGNE)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[1B01] Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool
(13)Investigation of cladding oxidation model

Yoshiyuki Nemoto[1], *Yoshiyuki Kaji[1], Chihiro Ogawa[1], Kazuo Nakajima[2], Toru Kanazawa[2], Masayuki Tojo[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Global Nuclear Fuel - Japan)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[1B02] Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool
(14)CCFL characteristic at Upper Tie Plate by using Visualization Test Results

*Taku Nagatake[1], Shinichiro Uesawa[1], Yasuo Koizumi[1], Mitsuhiko Shibata[1], Hiroyuki Yoshida[1], Yoshiyuki Nemoto[1], Yoshiyuki Kaji[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[1B03] Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool
(15)CFD analysis on Loss of Cooling and Loss of Coolant Accidents in SFP

*Kensuke Kobayashi[1], Toru Kanazawa[1], Masayuki Tojo[1], Daisuke Goto[1], Yoshiyuki Nemoto[2], Yoshiyuki Kaji[2] (1. GNF-J, 2. JAEA)

10:45 AM - 11:00 AM JST | 1:45 AM - 2:00 AM UTC

[1B04] Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool
(16)Three-dimensional criticality analysis of the damaged fuel system evaluated by MAAP

Tatsuya Iwamoto[1], Kensuke Kobayashi[1], Masayuki Tojo[1], *Daisuke Goto[1], Yoshiyuki Nemoto[2], Yoshiyuki Kaji[2] (1. GNF-J, 2. JAEA)

11:00 AM - 11:15 AM JST | 2:00 AM - 2:15 AM UTC

[1B05] Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool
(17)The basic way of thinking for the distributed fuel loading patterns in SFP of BWR

*Masayuki Tojo[1], Daisuke Goto[1], Tatsuya Iwamoto[1], Kensuke Kobayashi[1], Toru Kanazawa[1], Yoshiyuki Nemoto[2], Yoshiyuki Kaji[2] (1. Global Nuclear Fuel - Japan, Co., Ltd., 2. JAEA)

11:15 AM - 11:30 AM JST | 2:15 AM - 2:30 AM UTC

[1B06] Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool
(18)Evaluation of the effect of fuel assembly layout on SFP cooling characteristics with MAAP code

*Satoshi Nishimura[1], Masaaki Satake[1], Yoshihisa Nishi[1], Yoshiyuki Kaji[2], Yoshiyuki Nemoto[2] (1. CRIEPI, 2. JAEA)

11:30 AM - 11:45 AM JST | 2:30 AM - 2:45 AM UTC

[1B07] Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool
(19)Loss of Coolant Accident Analysis by improved SAMPSON Code

*Yoshihiro Morita[1], Hiroaki Suzuki[1], Masanori Naitoh[1], Yoshiyuki Kaji[2], Yoshiyuki Nemoto[2] (1. The Institute of Applied Energy, 2. Japan Atomic Energy Agency)

11:45 AM - 12:00 PM JST | 2:45 AM - 3:00 AM UTC

[1B08] Experimental Study on Spray Cooling Effect for Accident Conditions in Spent Fuel Pool
(1)Project Plan and Overview of Single Bundle Spray Heat Transfer Test

Yoshitaka Mizutani[1], Tomomi Kawano[1], Shota Okui[1], Tatsuya Sasakawa[1], Masao Owaki[1], *Yuichiro Kubo[1]
(1. NFI)

使用済み燃料プールの事故時の安全性向上に関する研究
(13) 被覆管酸化モデルに関する検討

Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool
(13) Investigation of cladding oxidation model

根本 義之[1], *加治 芳行[1], 小川 千尋[1], 中島 一雄[2], 金沢徹[2], 東條 匡志[2]
[1]JAEA, [2]GNF-J

使用済燃料プール(SFP)の事故解析には、被覆管の当該事故条件での酸化モデルの構築が必要である。本研究では、長尺被覆管の温度が空気中で徐々に上昇する事故条件での酸化試験結果と、これまでに構築した空気中酸化モデルによる解析結果について比較を行い、酸化モデルの妥当性及び改良について検討した。

キーワード：使用済み燃料プール、事故、安全性、燃料被覆管、酸化

1．緒言　SFP 冷却水の損失または水位低下による事故解析を目的とした重大事故解析コードの高度化のため、本研究ではこれまでに被覆管の空気中での酸化挙動のモデル化を行った。さらに、長尺の被覆管試料に温度勾配を付けた高温条件で一定時間、一定流量の空気中で保持する酸化試験を行い、酸化層成長の測定結果と酸化モデルによる解析結果の比較を行い、両者がよく一致することを報告した。しかし実際の事故条件では被覆管の温度は徐々に上昇していくことが予測される。そのため本研究では、SFP 冷却水損失後に被覆管の温度が空気中で上昇していく状況を模擬した長尺被覆管の酸化試験を行い、酸化層成長の測定結果と酸化モデルによる解析結果の比較を行い、酸化モデルの妥当性及び改良について検討した。

2．試験方法　供試材は上端を閉塞した 500mm 長のジルカロイ 2 被覆管とした。三連管状炉を適用した装置によって軸方向に約 150℃/m 程度の温度勾配を付け、一定流量の空気中で徐々に加熱し、最高 1050℃まで加熱する酸化試験を行った。図 1(a)に上端からの各距離の被覆管表面位置で測定した温度履歴を示す。同じ温度履歴で途中の温度までの加熱を行う条件で、複数の酸化試験を行い、それぞれの試料の断面観察を行うことにより、酸化層成長の経時変化について評価した。またこれまでに構築した空気中酸化モデルを用いた酸化層成長の数値解析を行い、試験結果との比較を行った。

3．結果と考察　図 1(a)に矢印で示した、最高温度部で 1000℃までの加熱を行った酸化試験後の、試料周方向断面の外表面近傍での写真を図 1(b)に示す。外表面は全体として緻密な酸化層に一様に覆われていたが、一部で割れが入り、その下部には多孔質な酸化層の成長が見られた。図 1(c)には酸化試験終了直前での被覆管軸方向の温度分布と、断面観察で評価した緻密な酸化層厚さの平均値、及び多孔質な酸化層厚さの最大値の分布、また酸化モデルによる酸化層厚さの解析値の分布を示す。酸化層厚さの解析値は、多孔質な酸化層厚さの最大値に近い値となった。最高温度部を 1000℃以下の温度まで加熱する酸化試験では、いずれの場合も解析値は測定値の最大値をよく再現した。講演では酸化モデルの SFP 事故解析適用に関連した課題等について議論する。

本研究は、経済産業省の「平成 28 年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（重大事故解析手法の高度化）」にて得られた成果の一部である。

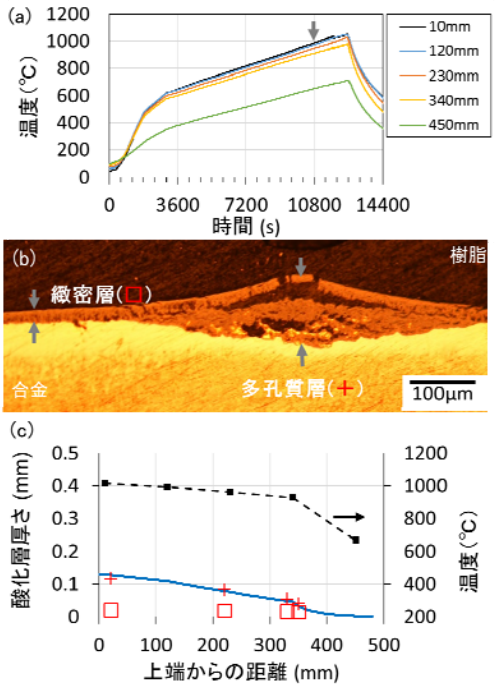


図 1　(a) 温度履歴　(b) 最高 1000℃まで加熱した酸化試験後の酸化層断面（上端より 20㎜ 位置）　(c) 同酸化試験終了直前の温度分布(■)、酸化層厚さ分布（□:緻密層平均値、+:多孔質層最大値、ー:解析値）

Yoshiyuki Nemoto[1], *Yoshiyuki Kaji[1], Chihiro Ogawa[1], Kazuo Nakashima[2], Toru Kanazawa[2], Masayuki Tojo[2]
[1]JAEA, [2]GNF-J

使用済み燃料プールの事故時の安全性向上に関する研究
（14）可視化試験結果による上部タイプレートでの CCFL 特性評価

Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool
(14) CCFL characteristic at Upper Tie Plate by using Visualization Test Results

*永武 拓[1]，上澤 伸一郎[1]，小泉 安郎[1]，柴田 光彦[1]，吉田 啓之[1]，根本 義之[1]，加治 芳行[1]
[1]JAEA

本報では、過酷事故時におけるスプレイによる使用済み燃料プール冷却に関し、冷却性能評価手法開発の一環として実施した、上部タイプレートにおける気液対向流制限可視化試験の結果について報告する。

キーワード：使用済み燃料プール, 気液対向流制限, スプレイ冷却, 可視化試験

1. 緒言

過酷事故時における可搬式スプレイによる使用済み燃料プール(SFP)冷却の有効性確認のため、冷却性能評価手法が必要とされている。本研究では、上部タイプレートでの気液対向流制限(CCFL)[1]に着目し、その特性の把握やモデル構築のための試験を実施している。本報では、燃料集合体を模擬した系における、空気-水による CCFL 挙動の可視化試験の結果を報告する。

2. 試験装置及び結果

図 1 に試験装置概略を示す。模擬チャンネルボックス等はアクリル製であり、その内部にステンレス製の模擬燃料棒（径 12mm）を 5×5 配置した。模擬上部タイプレートとして穴径 9mm の 4×4 個の穴を持つ板を用いた。空気を集合体下部より流入させ、模擬上部タイプレート部での CCFL 挙動や模擬燃料集合体に落下する水量を計測した。図 2 に CCFL 特性に対するスプレイ高さの影響を示す。スプレイ高さが低くなることにより、落水量が増加している。特に 400mm と 300mm における影響は顕著であり、これはスプレイ液滴の分布(密度分布)や液滴速度の影響を受けたためであり、今後メカニズム解明を進めたい。

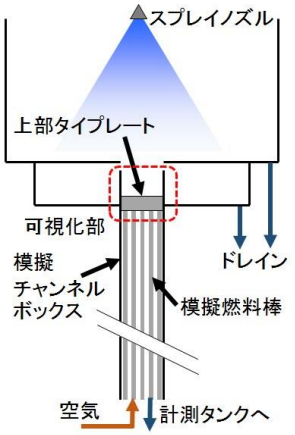


図 1 試験装置概略

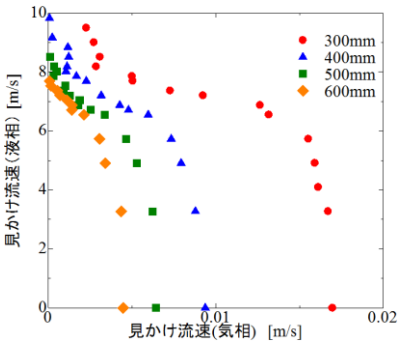


図 2　スプレイ高さによる影響

3. 結論

水―空気を用いた試験の結果、使用済み燃料上部での CCFL 特性に影響するパラメータについて検討を行った。スプレイ高さについて、スプレイ高さが低くなると、落水量の増加が見られ、CCFL 特性に影響を与えることが示唆された。

謝辞

本報告は、経済産業省の「平成２８年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（重大事故解析手法の高度化）」にて得られた成果の一部である。

参考文献

[1] Naitoh, M., et al, “Restrictive Effect of Ascending Steam on Falling Water during Top Spray Emergency Core Cooling”, J. of Nuclear Science and Technology, (1978), pp 806-815.

*Taku Nagatake[1], Shinichiro Uesawa[1], Yasuo Koizumi[1], Mitsuhiko Shibata[1], Hiroyuki Yoshida[1], Yoshiyuki Nemoto[1] and Yoshiyuki Kaji [1]Japan Atomic Energy Agency

使用済み燃料プールの事故時の安全性向上に関する研究
（15）SFP における冷却機能喪失及び冷却材喪失事象の CFD 解析

Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool

(15) CFD Analysis on Loss of Cooling and Loss of Coolant Accidents in SFP

*小林 謙祐[1]，金沢 徹[1]，東條 匡志[1]，後藤 大輔[1]，根本 義之[2]，加治 芳行[2]

[1]GNF-J, [2]JAEA

SFP を含む原子炉建屋オペレーティングフロア全域に CFD を適用し，プール水の喪失事象を想定した場合の崩壊熱による使用済み燃料温度上昇と建屋内自然対流挙動を調べた。使用済み燃料ラック外周部への高崩壊熱燃料配置により，従来のチェッカーボード状配置よりも事故時の燃料温度を低減できる結果を得た。

キーワード： SFP，LOCA，CFD，自然循環，燃料配置，燃料被覆管温度，ポーラス体近似，STAR-CCM+

1. 緒言　SFP における冷却材喪失事故時には，水蒸気中／空気中に露出した燃料棒の温度が崩壊熱により上昇し，原子炉建屋内全域に渡る自然対流により冷却される。大規模自然対流場における使用済み燃料ラック及び使用済み燃料の冷却特性を CFD により評価する。

2. CFD モデリング　計算負荷低減のため，使用済み燃料にはポーラス体近似を適用し，崩壊熱相当の発熱量と実燃料相当の内部流動抵抗を与える。使用済み燃料ラック（B-SUS 製，7×10 ラック）に収納されたポーラス体とラック金属枠との間には，ギャップ熱伝達を考慮した接触熱抵抗を設定する。3 か月冷却相当の高崩壊熱燃料 30 体及び 5 年冷却相当の低崩壊熱燃料 40 体を装填した高崩壊熱ラック 24 台と，低崩壊熱燃料 70 体のみを装填した低崩壊熱ラック 26 台を SFP 床面上に配置する。プール水面が燃料発熱長の中間位置まで低下したケース，発熱長下端まで低下したケース及び冷却水全喪失ケースの 3 種類の事象を想定し，建屋内の流速場及び温度場の定常状態を求める。



図1　自然対流の流線例（発熱長下端水位ケース）

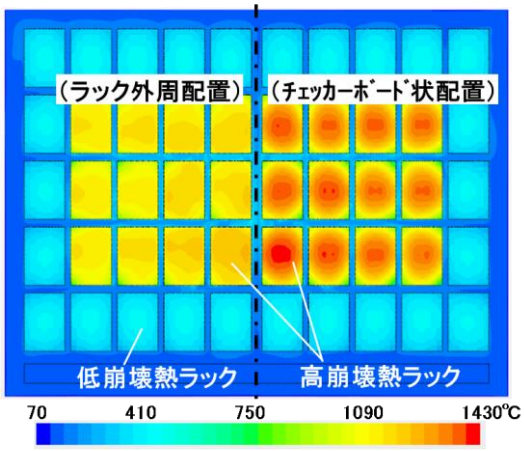


図2　使用済燃料温度分布の解析結果例

3. 自然対流挙動と燃料温度特性　原子炉建屋内部空間には，SFP（**図 1 右下部**）から立ち上る上昇流が天井面から側面，さらに床面（オペレーティングフロア）に沿って SFP 上部へ戻る自然対流による大きな循環流が形成された。高温の水蒸気／空気は，建屋コンクリート壁を通じた放熱により冷却される。使用済み燃料を模擬したポーラス体の最高温度は，高崩壊熱燃料をラック外周部へ配置（**図 2 左半分**）することにより，従来のチェッカーボード状配置（**図 2 右半分**）に比べて有意に低減できる結果を得た。

4. 結言　想定した 3 種類のプール水喪失事象において，高崩壊熱燃料を使用済み燃料ラック外周へ配置した手法による事故時の燃料温度低減効果を確認した。本解析の結果を境界条件として，今後，燃料集合体内の詳細形状を模擬した体系で，ふく射伝熱及び被覆管表面の酸化反応熱を考慮した解析を実施し，使用済み燃料体内の詳細な熱流動及び被覆管温度挙動に関する知見を得る予定である。

本報告は、経済産業省の「平成２８年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（重大事故解析手法の高度化）」にて得られた成果の一部である。

---

*Kensuke Kobayashi[1], Toru Kanazawa[1], Masayuki Tojo[1], Daisuke Goto[1], Yoshiyuki Nemoto[2] and Yoshiyuki Kaji[2]

[1]GNF-J, [2]JAEA.

使用済み燃料プールの事故時の安全性向上に関する研究
（16）MAAP による燃料破損解析結果に基づく 3 次元臨界評価

Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool
(16) Three-dimensional criticality analysis of the damaged fuel system evaluated by MAAP

*岩本 達也[1]，小林 謙祐[1]，東條 匡志[1]，後藤 大輔[1]，根本 義之[2]，加治 芳行[2]
[1]GNF-J, [2]JAEA

MAAP による BWR の SFP における冷却材喪失時の 3 次元の燃料破損体系について、MCNP5 及び拡散コードによる保守的な臨界解析方法を提案するとともに、プール内燃料の分散配置時の臨界評価を行った。

キーワード： SFP，MAAP，MCNP，破損体系、拡散計算，燃料配置，臨界解析

1. 緒言　燃料破損時の SFP ラック体系の 3 次元臨界解析手法として、MAAP 解析結果に基づいて SFP ラック破損状況マップと燃料デブリ形状を設定し、これを入力とする連続エネルギ中性子輸送モンテカルロコード MCNP5 及び中性子 3 群拡散ノード法コードによる臨界解析システムを検討し、両者の解析結果を比較した。

2. 臨界解析モデル　臨界解析では、MCNP5 による計算を行うため、崩壊した燃料ペレット片の形状は球形の体心立方格子を仮定し、ペレット片の半径は保守的に約 3mm に、デブリ充填率は MAAP 結果を参考に設定した。また、燃料ラック水位が低下した状態では、中性子減速不足で臨界とはならないことから、ラックが注水により再冠水した場合を想定した。MAAP による破損タイプ 2（緩やかなデブリ状ベッド）は、臨界解析では、燃料被覆管、チャンネルボックス及びラックが破損し、燃料ペレットが放出され堆積した状態を想定した。また、破損タイプ 3 及び 4（燃料ピン太径化、詰まったデブリ状態）は、チャンネルボックス内の燃料棒間に、球形の燃料デブリが詰まった形状を仮定した。溶融した被覆管、チャンネルボックス及びラックは、SFP 床に落下しているものとした。MCNP における核種組成は、3 次元ノード毎に集合体コードでトラッキングした値を用い、燃料デブリについては、崩壊ノードの平均値を用いた。ノード法拡散計算では、径方向は 1 バンドル 1 メッシュ、軸方向 24 メッシュとし、ノード毎の 3 群断面積と拡散係数及び不連続因子は、MCNP の単一ノード 2 次元無限体系計算のタリー出力から計算した。

3. 臨界解析結果　解析対象は、MAAP による燃料配置検討体系の 10×10 チャンネル配置とした。図 1 に燃料破損時の径方向マップを示す。ここで、使用済み燃料は，1100MWe 級 BWR5 の S 格子平衡炉心において、燃焼後のウラン燃料を BSUS 型ラック（ボロン含有率 1.0wt%）に格納した。チャンネルタイプ 1（高崩壊熱）は、1 サイクル照射取出し後 4 日の高反応度燃料、チャンネルタイプ 2（低崩壊熱）は 4 サイクル照射取出し後 30 日の低反応度燃料とした。チャンネルタイプ 3 と 4 は、それぞれチャンネルタイプ 1 と 2 で破損後燃料をモデル化したもので、軸方向の破損タイプはケース a（全崩壊）またはケース b（部分崩壊）とした。全崩壊チャンネルは上部から MAAP 破損タイプ 0 (空ノード)と 2 で構成され、部分崩壊チャンネルは上部から MAAP 破損タイプ 0、2、4 と 1 (健全ノード)から構成される。崩壊デブリの高さは充填率から計算した。MCNP5 および拡散計算による臨界固有値の計算結果を図 2 に示す。デブリ充填率の低い保守的なケース 1a と 1b は、デブリの軸方向破損タイプによらず、基準の健全ケースから約 5%dk の反応度増加がある。一方、デブリ充填率が高く MAAP に近いケース 2a と 2b では、デブリの軸方向破損タイプによらず、基準ケースからの反応度増加は小さい。

拡散ノード法による燃料の分散配置の検討では、高崩壊熱・高反応度燃料をラック周辺部に分散配置した場合、燃料破損後のデブリ充填率が低いケースでも臨界にはならないことがわかった。

4. 結言　SFP 臨界評価における拡散ノード法の有効性を確認し、プール内燃料配置の最適化へ適用した。

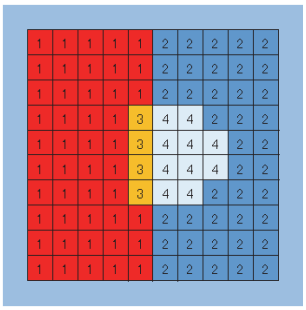


図 1　径方向チャンネルマップ

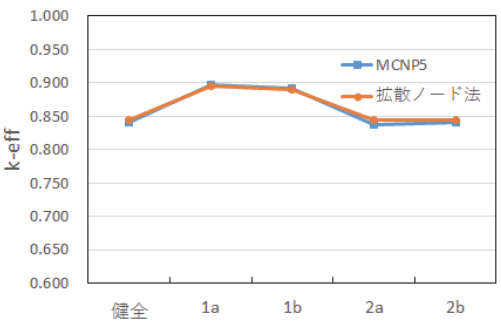


図 2　臨界固有値の比較

本報告は、経済産業省の「平成２８年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（重大事故解析手法の高度化）」にて得られた成果の一部である。

*Tatsuya Iwamoto[1], Kensuke Kobayashi[1], Masayuki Tojo[1], Daisuke Goto[1], Yoshiyuki Nemoto[2] and Yoshiyuki Kaji[2]
[1]GNF-J, [2]JAEA.

使用済み燃料プールの事故時の安全性向上に関する研究
（17）BWR の SFP における燃料分散配置の基本的な考え方

Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool

(17) The basic way of thinking for the distributed fuel loading patterns in SFP of BWR

*東條 匡志[1]，後藤 大輔[1]，岩本 達也[1]，小林 謙祐[1]，金沢 徹[1]，根本 義之[2]，加治 芳行[2]

[1]GNF-J, [2]JAEA

BWR の SFP 内における燃料の分散配置を実施する際の基本的な考え方について、CFD 解析や定常熱伝達解析、臨界解析の結果に基づき提案する。

キーワード： BWR，SFP，燃料配置，分散配置

1. 緒言 SFP における冷却水喪失事故時は，崩壊熱により燃料棒の温度が上昇するが、一定温度以上では燃料被覆管の酸化発熱により温度に正のフィードバックがかかり温度上昇が進展する。本報告では、燃料健全性維持時間を最大化する燃料ラック内への燃料配置方法の考え方を提案する。

2. 前提 SFP への燃料配置として『1×4』『1×8』など高温燃料周囲に空きセルを設ける方法は装荷率が低い。本報告では、ラックへの燃料荷率 100%を想定し、十分に冷却された低温燃料と高温燃料の分散配置方法を検討する。

3. 配置最適化結果 B-SUS ラック（7×10）に高温燃料と低温燃料を 100%装荷する場合の CFD 解析では、高温燃料と低温燃料を交互に配置する「市松配置」よりも、高温燃料をラック最外周に配置する「最外周配置」が有利（温度低減効果が高い）であった。さらに、定常熱伝達解析手法で、低温燃料で占められるラックに対し高温燃料の装荷割合を増やした場合に、高温燃料装荷体数ごとに最高燃料温度が最も低くなる最適配置をサーベイしたところ、高温燃料（赤）をラックコーナーから順に最外周に配置することが有利であることが分かった。（**図１**）これは水位 BAF 条件ではラック全体の除熱にはラック外周部上昇流への表面熱伝達が重要であり、ラック外表面での熱流束を最大化することが有利であるためと考えられる。また、SA コードによる検討から、停止直後の高温燃料を装荷した場合、スプレイ冷却なしでは短期間で燃料破損が起こるため、スプレイが重要である。

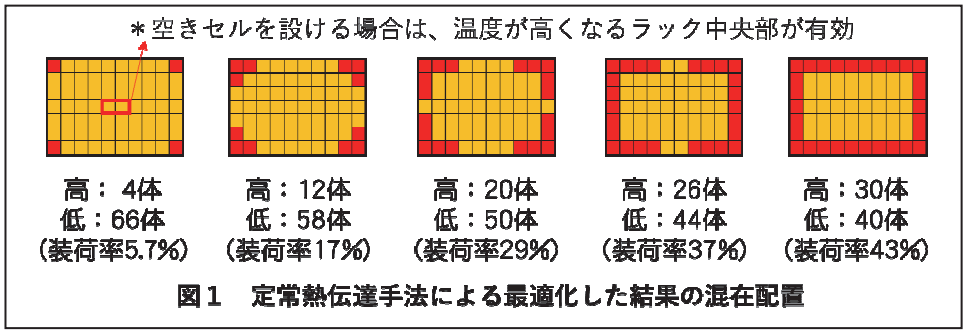


図１ 定常熱伝達手法による最適化した結果の混在配置

4. 結言 以上の結果から、BWR の SFP における燃料配置を決める際の考え方として以下を提案する。

① 設計上、燃料健全性が維持できれば臨界は避けられる。臨界目的よりも除熱目的の配置を優先し、臨界防止の配置は追加の安全裕度向上策として除熱目的配置を維持した条件下で実施する。

② 燃料の冷却期間（崩壊熱量）を目安に燃料を分類する。

③ 冷却期間が短い高温燃料は、可能な限りスプレイ冷却が有効な範囲に装荷する。

④ ラック当たりの高温燃料装荷数を減らし、最外周コーナーから順次配置する。

本報告は、経済産業省の「平成２８年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（重大事故解析手法の高度化）」にて得られた成果の一部である。

---

*Masayuki Tojo[1], Daisuke Goto[1], Tatsuya Iwamoto[1], Kensuke Kobayashi[1], Toru Kanazawa[1], Yoshiyuki Nemoto[2] and Yoshiyuki Kaji[2]

[1]GNF-J, [2]JAEA.

使用済み燃料プールの事故時の安全性向上に関する研究
（18）MAAP による SFP 冷却特性に及ぼす燃料配置の影響評価

Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool

(18) Evaluation of the effect of fuel assembly layout on SFP cooling characteristics with MAAP code

*西村 聡[1]，佐竹 正哲[1]，西 義久[1]，加治 芳行[2]，根本 義之[2]

[1]電中研，[2]JAEA

重大事故解析コード MAAP5.04 を用いた使用済燃料貯蔵施設（SFP）の事故解析を実施し、SFP の安全対策として現在採用が検討されている燃料分散配置（1×4、チェッカーボード等）の冷却特性を評価した。

キーワード：SFP，重大事故，燃料配置，MAAP

1. 緒言

2013 年 7 月に施行された新規制基準では、原子炉に加えて SFP を対象とした安全対策の実施とその有効性評価が要求されている。本研究では、これまでに MAAP を用いて SFP での冷却機能喪失事象等を対象とした事故進展解析を実施し、SFP の初期水位及び崩壊熱が被覆管破損時間や水素生成量に及ぼす影響、さらに SFP の安全対策としてスプレイあるいは代替注水を実施した際の冷却効果を定量的に評価した[1][2]。本報では、SFP 内の燃料配置が使用済燃料の冷却特性に及ぼす影響を MAAP5.04 により評価する。

2. 解析体系及び解析条件

本研究では、1×4、チェッカーボード、周辺の各種分散配置と集中配置を評価対象とした（図 1）。評価体系は、BWR 用 1100MWe 級 S 格子型使用済燃料集合体 100 体が 10 行 10 列の燃料ラックに収納されている状況を想定し、MAAP にて 100 個の燃料チャンネルにより個別にモデル化した。解析パラメータは崩壊熱と初期水位とした。なお、崩壊熱は燃料配置の種類によらず同一とし、時間経過に伴う崩壊熱の低下は考慮しない保守的な設定とした。

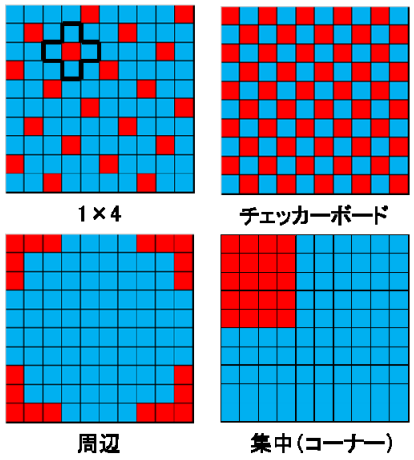


図1 評価対象とした燃料分散配置の例（赤：高出力集合体、青：低出力集合体）

3. 結果と考察

炉心からの取り出し後約 25 日時点の高出力集合体（7.42kW/体）と約 4 年冷却された低出力集合体（0.41kW/体）で構成された燃料配置において冷却水瞬時全量喪失事象が発生した場合、1×4 配置と周辺配置が集中配置よりも被覆管最高温度は低くなった（図 2）。また、1×4 配置と周辺配置の比較では、ふく射による冷却が支配的となる条件において、周辺配置の方が被覆管破損回避に対して効果的であることがわかった。チェッカーボード配置については、冷却水瞬時全量喪失事象に対し、同一崩壊熱条件の集中配置より被覆管最高温度は低くなった。

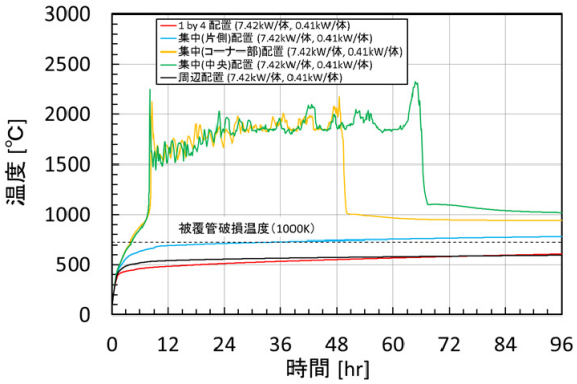


図2 被覆管最高温度の比較（冷却水瞬時全量喪失、注水なし）

参考文献

[1] 西村他、日本原子力学会「2015 年秋の大会」、F04.
[2] 西村他、日本原子力学会「2016 年秋の大会」、2E23.

本研究は、経済産業省の「平成 28 年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（重大事故解析手法の高度化）」にて得られた成果の一部である。

*Satoshi Nishimura[1], Masaaki Satake[1], Yoshihisa Nishi[1], Yoshiyuki Kaji[2] and Yoshiyuki Nemoto[2]
[1]CRIEPI, [2]JAEA

使用済み燃料プールの事故時の安全性向上に関する研究
（19）改良 SAMPSON を用いた冷却機能喪失事象解析

Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool
(19) Loss of Coolant Accident Analysis by improved SAMPSON Code

*森田 能弘[1]，鈴木 洋明[1]，内藤 正則[1]，加治 芳行[2]，根本 義之[2]
[1]エネ総工研，[2]JAEA

本研究では SAMPSON の既存のモジュールに、使用済燃料プールの冷却機能喪失事故時に特有なモデルを追加して事象の解析を進めている。本発表では SAMPSON コードを用いた検証解析の結果と本事業で得られたジルコニウムの空気中酸化反応モデルを用いた場合の実機解析例を紹介する。

キーワード：使用済燃料プール、事故時、安全性向上、SAMPSON、シミュレーション

1. 緒言

使用済み燃料プール(SFP)には炉心よりも多くの燃料集合体が保管されている場合があり、重大事故の発生による冷却機能の喪失時(LOCA)における SFP の事象を解析、評価することは安全性を評価する上で重要である。本研究では過酷事故解析コード SAMPSON のモジュールを改良し、SFP の LOCA 事象を想定したモデルを作成して事象の解析を行った。本発表では本事業で行われた実験によって得られたジルコニウムの空気酸化モデルを実装し解析を行った結果を紹介する。

2. 解析条件

図 1 に解析モデル図を表す。使用済燃料集合体 1200 体を模擬し初期水位が無い条件で加熱挙動を解析した。Zr 空気酸化モデルは本事業で得られたモデル[1]と ANL が作成したモデル[2]を用いてそれぞれ解析を行った。

3. 解析結果・考察

実機解析に先立ち、米国で実施された SFP 重大事故を模擬した実験を対象に検証解析を実施し、燃料棒温度の挙動を再現可能であることを確認した。

本事業で得られた Zr 空気酸化モデルを用いた実機解析例を図 2 に表す。ANL モデルとの比較では酸化被膜の亀裂により酸化速度挙動が変化する BreakAway 現象などでモデルによる差異がみられたが、燃料棒の温度上昇に大きな差は生じなかった。

今後、本事業で実施するスプレイ冷却試験を対象としたモデルの検証、SFP 安全対策としてのスプレイ冷却の有効性評価を実施予定である。本研究は、経済産業省の「平成 28 年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（重大事故解析手法の高度化）」にて得られた成果の一部である。

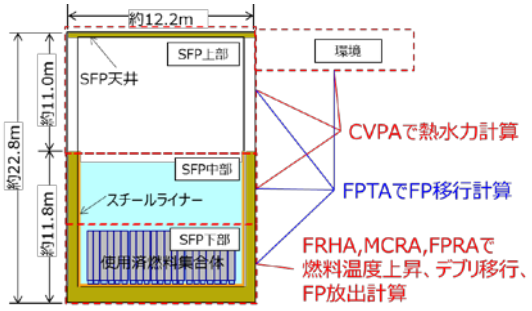


図 1 使用済み燃料プール解析モデル図

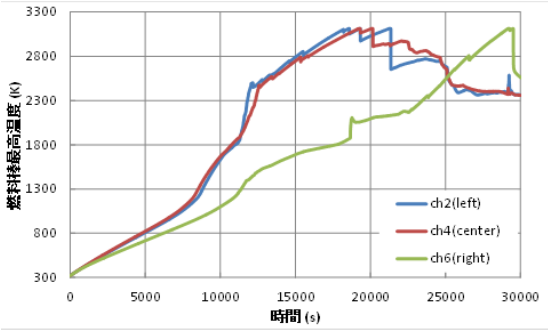


図 2 本事業で得られたモデルを用いた実機解析例

参考文献

[1] Nemoto, Y. et al., Journal of Nuclear Materials, Vol.488, pp22-32 (2017)
[2] Natesan, K., Scoppet, W. K., NUREG/CR-6846, ANL-03/32 (2004)

*Yoshihiro Morita[1], Hiroaki Suzuki[1], Masanori Naitoh[1], Yoshiyuki Nemoto[2] and Yoshiyuki Kaji[2]
[1]The Institute of Applied Energy, [2]JAEA

使用済燃料プールの事故時スプレイ冷却模擬試験
（1）全体計画及び単バンドルスプレイ熱伝達試験の概要

Experimental Study on Spray Cooling Effect for Accident Conditions in Spent Fuel Pool

(1) Project Plan and Overview of Single Bundle Spray Heat Transfer Test

水谷 義隆[1]，河野 智美[1]，奥井 翔大[1]，笹川 達也[1]，大脇 理夫[1]，*久保 雄一郎[1]

[1]原子燃料工業（株）

使用済燃料プールにおける事故時のスプレイによるプール内使用済燃料の冷却特性について、試験データを取得する。本報告では、全体計画及び試験結果の一部を報告する。

キーワード：使用済燃料プール，事故時，スプレイ熱伝達

1. 緒言

使用済燃料プール(SFP)の冷却水大量漏えいや水位が異常に低下する事故を想定し、スプレイを用いた冷却設備の導入が進められている。本試験では、SFP 内使用済燃料の冷却特性について、二相水位の挙動を含めた技術的知見を精緻化し、スプレイ冷却の定量的効果の評価に活用するための試験データを取得する。

2. SFP 冷却試験

2-1. 全体計画

SFP 内スプレイ冷却には、燃料集合体内の二相流動及びスプレイ熱伝達、並びに蒸気発生量の違いに起因する集合体上方のスプレイ流量分布が影響する可能性がある。本試験では、集合体内熱流動に着目した熱伝達試験及び集合体上方スプレイ流量分布に着目したスプレイ流量配分試験の 2 試験を実施する。単バンドル熱伝達試験（図 1，平成 27 年度装置製作，平成 28～29 年度試験実施）は、模擬ラックとチャンネルボックスを有する実長 7×7 縮小格子模擬 BWR 燃料集合体を対象として、スプレイ液滴特性、二相水位、ボイド率分布、燃料棒表面温度などを計測する。多バンドルスプレイ流量配分試験（平成 28 年度装置製作，平成 29 年度試験実施）は、短尺 7×7 模擬燃料集合体を 2×2 格子状ラックに配置した体系において、各集合体から吹上げるガス（蒸気又は空気）流量に対する、各ラック内への落下スプレイ水量を計測する。

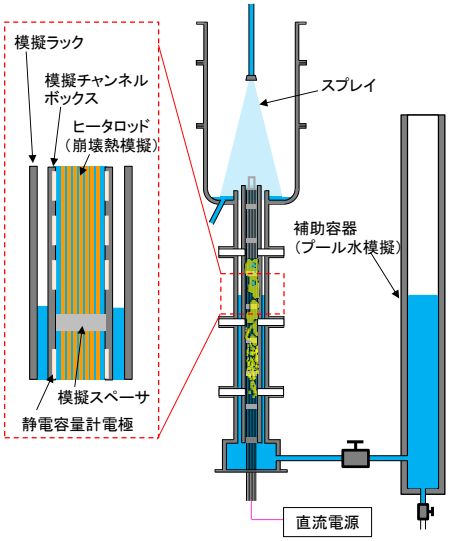


図 1　単バンドル熱伝達試験装置概要

2-2. 単バンドルスプレイ熱伝達試験の概要

SFP 内スプレイ冷却では、冷却挙動に影響すると考えられるパラメータが多岐に及ぶ。平成 28 年度には、まずは蒸気上昇流の影響を確認するために、初期水位がある状態で極端に大きな模擬燃料体出力を模擬した条件をベースケースとし、各パラメータを単独で変更することで各パラメータのスプレイ冷却に対する傾向を確認した。試験パラメータは、上部タイプレート形状、スペーサ形状、集合体出力、初期プール水位／LOCA 模擬流出量、初期プール水温度、スプレイ開始温度（目標温度）、スプレイ流量、スプレイ水温度、スプレイノズル、スプレイ液滴径、スプレイ高さ及びスプレイオフセットの 12 パラメータである。図 2 に平成 28 年度に得られた試験結果の例を示す。

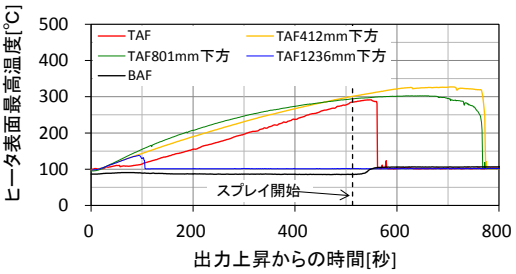


図 2　熱伝達試験結果例
（出力 29.4kW，スプレイ量 0.2m³/h）

3. 今後の予定

平成 29 年度は、一連のスプレイ冷却試験を完了すると共に、多バンドルスプレイ流量配分試験を実施する。

本報告は、原子力規制庁の「原子力施設等防災対策等委託費（使用済み燃料貯蔵プール冷却試験）事業」にて得られた成果の一部である。

Yoshitaka Mizutani[1], Tomomi Kawano[1], Shota Okui[1], Tatsuya Sasakawa[1], Masao Owaki[1] and *Yuichiro Kubo[1]

[1]Nuclear Fuel Industries, Ltd.

General Meeting

Wed. Sep 13, 2017 12:00 PM - 1:00 PM JST | Wed. Sep 13, 2017 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room B
B12 - B1 Block

[1B_GM] 「リスク部会」第1回全体会議

[1B_GM] General Meeting

General Meeting

[1B_GM] 「リスク部会」第1回全体会議

Wed. Sep 13, 2017 12:00 PM - 1:00 PM Room B (B12 - B1 Block)

[1B_GM]General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Board and Committee：Standards Committee 1 -Risk Technical Committee, Subcommittee on Risk Assessment of Nuclear Fuel Facilities

Wed. Sep 13, 2017 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 13, 2017 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room B B12 - B1 Block

[1B_PL] A New Standard for Systematic Procedures for Risk Assessment of Nuclear Fuel Facilities

Chair: Ken Muramatsu (Tokyo City Univ.)

[1B_PL01] Characteristics of Risk and Issues to be solved for Risk Assessmnet

*Kazuo Yoshida[1] (1. JAEA)

[1B_PL02] Experience of Risk Assessment

*Kazumi Takebe[1] (1. JNFL)

[1B_PL03] Outline and Features of Standard

*Fumitoshi Manabe[1] (1. MHI)

[1B_PL04] Simplified Method of Risk Assessment for Ground Motion-induced Incident

*Yoshiyuki Takahashi[1] (1. Kajima)

[1B_PL05] Open Discussion

*Chair: Ken Muramatsu[1] (1. Tokyo City Univ.)

2017年秋の大会

標準委員会　リスク専門部会・核燃料施設リスク評価分科会セッション

核燃料施設に対するリスク評価に関する実施基準の策定に向けて

A New Standard of Systematic Procedures for Risk Assessment of Nuclear Fuel Facilities

（1）リスクの特徴とリスク評価の課題

(1) Characteristics of Risk and Issues to be solved for Risk Assessment

（2）これまでのリスク評価の実績

(2) Experience of Risk Assessment

（3）実施基準の概要と特徴

(3) Outline and Features of Standard

（4）地震動に起因する事故の概略的なリスク評価

(4) Simplified Method of Risk Assessment for Ground Motion-induced Incident

（5）総合討論

(5) Open Discussion

吉田　一雄[1]，武部　和巳[2]，眞部　文聡[3]，高橋　容之[4]，村松　健[5]
[1]原子力機構，[2]日本原燃，[3]三菱重工業，[4]鹿島建設，[5]東京都市大

1. はじめに

我が国では，リスク情報の活用に向けて核燃料施設を対象に，確率論的なリスク評価手法および基礎的データの整備が，個々の施設の安全上の特徴を反映しつつ積極的に進められている。しかし，発電用原子炉施設と異なり，施設数が少なく同種の施設でも設備設計が異なるため，施設のリスクレベルに応じた適切かつ合理的な評価を実施するための体系的なリスク評価基準が未整備の状態にあった。また，施設の特徴を考慮した地震などの外的事象のリスク評価の基準も検討すべき重要な課題である。リスク評価から得られるリスク情報は，検査を重点的に実施する設備の同定，施設の脆弱性の把握，安全性向上のための対策の策定，実施が義務付けられている安全性向上評価の中でのこれら対策の有効性の確認などでの事業者が実施する安全確保での活用が想定される。

そこで，リスク専門部会では核燃料施設リスク評価分科会を設置し，核燃料施設のリスクレベルに応じた体系的なリスク評価基準（案）（核燃料施設に対するリスク評価に関する実施基準：201*）を策定した。

2. リスクの特徴とリスク評価の課題

核燃料施設で想定されるハザードの特徴として，a）施設全域に放射性物質が種々の形態（溶液，粉末，ペレット，燃料棒など）で存在，b）多様な事故の形態（火災，爆発，臨界，沸騰など），c）事故時の施設外へ移行する放射性物質の量だけでなく種類，化学形態により被ばく線量が変化，d）施設の種類と規模，同一施設でも事故の種類によっては危険源と事故シナリオに大きな差異があることなどを挙げることができる。この特徴を踏まえ，リスク評価での重要事項として，a）事故事象の発生に至る可能性のあるハザードの抜け

Kazuo Yoshida [1] , Kazumi Takebe [2] , Fumitoshi Manabe [3], Yoshiyuki Takahashi [4], Ken Muramatsu [5]
[1]JAEA, [2]JNFL, [3]MHI, [4]Kajima Corp. , [5]Tokyo City Univ.

落ちのない同定，b）発電用原子炉施設のレベル1PRAのような発生頻度評価だけでは不十分，c)事故を途中で区切って評価ができない，d）リスク上重要な事故事象の効率的選別，e）リスクレベルに応じた評価の詳細度の選択，などに留意する必要がある。

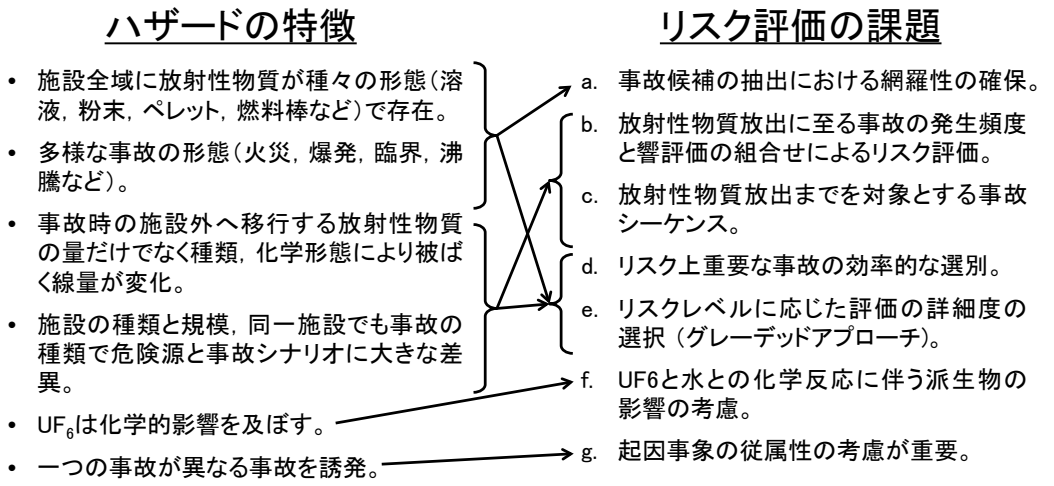


図 1 核燃料施設のハザードの特徴とリスク評価における課題

3. これまでのリスク評価の実績

核燃料施設のリスク評価については，海外ではその評価手法の整備，米国原子力規制委員会によるリスク評価の実施の規制要求がある。我が国でも，旧原子力安全基盤機構，日本原子力研究開発機構，日本原燃などを中心に，リスク情報の活用に向けて，個々の施設の安全上の特徴を反映しつつ積極的に，リスク評価手法及び基礎的データを整備するとともに，これらを用いたリスク評価が実施されている。

我が国における核燃料サイクルを形成する発電用原子炉施設以外の核燃料施設には建設中及び竣工前の施設を含め，ウラン濃縮施設，ウラン燃料加工施設（再転換工程を含む施設がある），MOX 燃料加工施設及び再処理施設があり，次に示すような具体的なリスク評価が実施されている。

(a) ウラン濃縮施設，ウラン燃料加工施設

旧原子力安全基盤機構が，核燃料施設を対象として米国原子力規制委員会が提唱する ISA（総合安全解析，Integrated Safety Analysis）を参考に，ウラン燃料加工施設の ISA 実施手順書を整備し，これに基づき事業者が内的事象のリスク評価を実施（平成 16 年～23 年)。

(b) MOX燃料加工施設

日本原子力研究開発機構において，リスク評価手法を整備し，モデル施設を対象に内的事象のリスク評価を実施（平成13年～19年）。

(c) 再処理施設

日本原燃では，基本設計段階から設計基準事象選定の妥当性確認などのため，代表的な事象を対象に内的事象のPRAを実施。詳細設計段階以降においてもPRAの更新及び施設全体のリスクの概観を把握する観点から，六ヶ所再処理工場で想定される広範な事象を対象に簡易的なリスク評価を実施。（平成3年～）

旧原子力安全基盤機構でも，各種事象のPRA手法などを整備（平成15年～24年)。

4. 実施基準の概要と特徴

この実施基準は，核燃料施設での内的事象及び外的事象のうち地震を対象とし，施設外への放射性物質などの放出に至る事故の発生頻度評価及び施設外へ放出される放射性物質などのソースタームの評価（公

衆の個人の被ばく線量の評価及び化学的影響の評価を含む）を実施する際の要件及びそれを満たす具体的方法を実施基準として規定している。本実施基準では，それに基づく評価結果が核燃料施設の設計から運転に至る様々な段階においてなされるリスクマネジメントのための活動の参考として広く活用されることを意図して策定している。内的事象に係るリスク評価は，これまでに実施した実績がある既存の評価手順を参考にしつつ，基本的には関連する発電用原子炉施設の各種実施基準を援用するが，グレーデッドアプローチ（Graded approach）の考え方を基本とし，施設のリスクレベル，同一の施設で想定される個々の事象のリスクレベルに応じた詳細さの異なる評価手法を選択できるよう考慮した。

評価対象とする核燃料施設で想定される事故の多様性を考慮して，概略的及び詳細な二つの手法の一つ又は両方を用いてリスク評価を実施することを定めている。

実施基準で規定する評価の流れを**図 2** に示す。⬭で示す項目は，概ね各箇条に対応しており，それらの間には，次の実施項目の入力となる情報を示している。

ハザード分析では，評価対象施設に内在するハザードを内的事象及び地震について体系的かつ可能な範囲で網羅的に分析，抽出し，以降の評価対象とすべき事故シナリオを同定する。概略的なリスク評価では，ハザード分析で同定した事故シナリオを基に，おおよそのリスクレベルを確認できる程度の概略的な手法によりその発生頻度と影響を評価し，これらを組み合わせた施設全体のリスクプロファイルを把握するとともに，個々の事故シーケンスを比較して相対的に重要な事故シーケンスを選別する。選別した事故シーケンスに対しては，発電用原子炉施設の PRA と同程度の詳細さで発生頻度と影響を評価するとともに，重要度解析，不確実さ解析及び感度解析を実施してリスク低減のための施策に活用できるリスク情報を得る。地震動に起因する事故の概略的なリスク評価については，本実施基準を策定するに当たり，関連する最新研究を参考にしつつ新たに整備した。

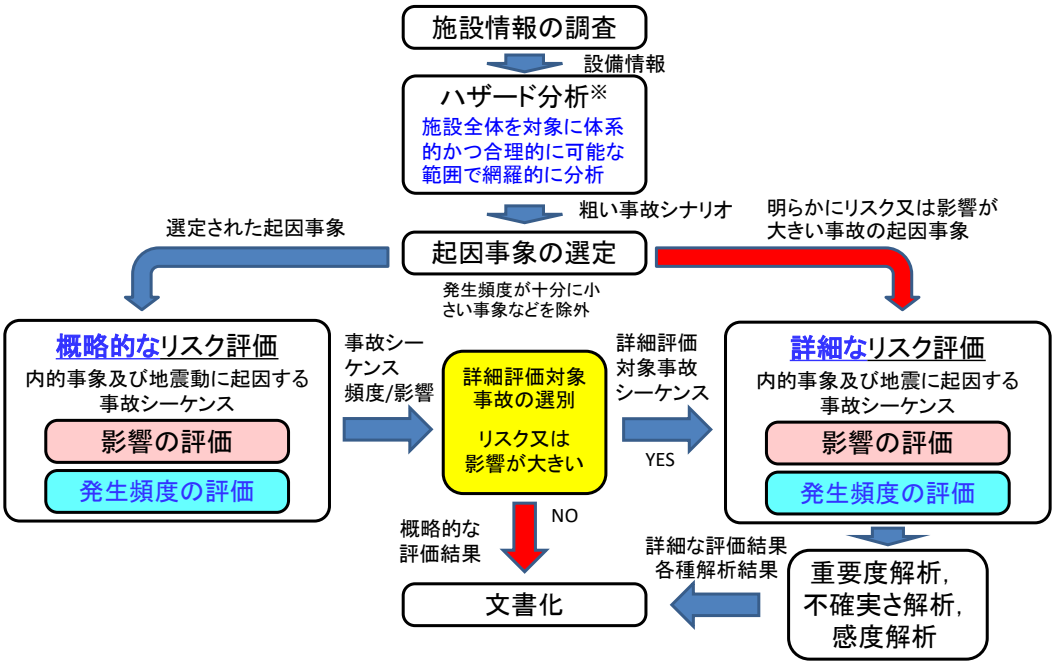


図 2 実施基準を構成する主要な実施項目

※) リスク評価の分野での地震ハザード評価，津波ハザード評価などの外的原因事象の発生頻度とそれが施設にもたらす影響の強さの関係を評価することとは異なる。

5. 地震動に起因する事故の概略的なリスク評価

潜在的な事故の影響が小さい施設に対しては，合理的にリスク評価の手法も相応の詳細度でよいとする

グレーデッドアプローチの考え方に基づき，地震 PRA 標準の手法よりも概略的な手法を許容することとした。具体的には，米国において Kennedy が提唱している簡易ハイブリッド法 (1)（Simplified Hybrid Method : リスク評価結果が得られる確率論的手法の利点と決定論的手法による計算手順の単純化を兼ね備えた中間的な手法）を基礎とし，我が国の耐震設計の現状を踏まえた手法とした。

地震リスク評価を 5 つのステップに分けて整理すると、概略的なリスク評価手法では，評価の各ステップで**表 1** に示すような単純化した手法を採用している。

①地震動ハザード評価では，発電用原子炉施設の地震 PRA と概ね同じ手法を用いるが，認識論的な不確実さの考慮については概略的な手順となっている。**②建屋・機器フラジリティ評価**では，フラジリティ評価に替えて，設計耐力，設計応答，地震動強さなどに基づいて HCLPF（High Confidence of Low Probability of Failure、低い損傷確率であることが高い信頼度で推定できる加速度）耐力を算定する。**③事故シーケンス解析**は通常の地震 PRA と概ね同じ手法を用いる。**④事故シーケンスのフラジリティ評価**では，事故シーケンス解析結果を基に，Max/Min 法（Min/Max 法）を用いて，個々の建屋・機器の HCLPF 耐力から事故シーケンスの HCLPF 耐力 $\overline{A}_{HCLPF}$ を算定する。論理和では HCLPF 耐力の最小値を取り，論理積では HCLPF 耐力の最大値を取る。

⑤事故シーケンスの発生頻度評価では、次の近似的な式を用いた手順に従って，発生頻度を評価する。

(1) 事故シーケンスのフラジリティが対数正規分布であると仮定し，対数標準偏差 β を設定して，損傷確率 10%に対応する耐力 $A_{10\%}$ を $A_{10\%} = \overline{A}_{HCLPF} \exp(1.04\beta)$ の関係より求める。

(2) 地震動ハザード曲線から，損傷確率 10%に対応する耐力 $A_{10\%}$ に対応する年超過頻度 $H_{10\%}$ を求める。

(3) $F_F = \alpha H_{10\%}$ の関係より，発生頻度を評価する。

表 1 詳細なリスク評価と概略的なリスク評価の評価手順の比較

		詳細なリスク評価（地震 PRA）		概略的なリスク評価（簡易ハイブリッド法）
評価手順	①	地震動ハザード	①	地震動ハザード
	②	建屋・機器フラジリティ	②	建屋・機器の HCLPF 耐力
	③	事故シーケンス解析	③	事故シーケンス解析
	④	事故シーケンスのフラジリティ	④	事故シーケンスの HCLPF 耐力
	⑤	事故シーケンスの発生頻度 （ハザード×フラジリティの積分）	⑤	事故シーケンスの発生頻度 （左欄の積分の近似式を使用）

6. おわりに

発電用原子炉施設の PRA 実施基準が制定され，かつ，外的事象については評価実績のある地震を優先して，今回の実施基準の策定にあたっては内的事象および地震を適用範囲とした。地震以外の外的事象は，実施基準の必要性，発電用原子炉施設の実施基準の適用可能性などの検討を計画的に進める予定である。また，リスク専門部会では既存の実施基準の性能規定化に向けた検討が進められている。本実施基準の性能規定化については，発電用原子炉施設の PRA 実施基準への反映状況を踏まえつつ，それを先行事例として適時に着手する予定である。

参考文献

(1) Kennedy, R. P., “Overview of Methods for Seismic PRA and Margin Analysis Including Recent Innovations”, Proceedings of the OECD-NEA Workshop on Seismic Risk, Aug. 10-12, 1999.

2017年秋の大会

標準委員会　リスク専門部会・核燃料施設リスク評価分科会セッション

核燃料施設に対するリスク評価に関する実施基準の策定に向けて

A New Standard of Systematic Procedures for Risk Assessment of Nuclear Fuel Facilities

（1）リスクの特徴とリスク評価の課題

(1) Characteristics of Risk and Issues to be solved for Risk Assessment

（2）これまでのリスク評価の実績

(2) Experience of Risk Assessment

（3）実施基準の概要と特徴

(3) Outline and Features of Standard

（4）地震動に起因する事故の概略的なリスク評価

(4) Simplified Method of Risk Assessment for Ground Motion-induced Incident

（5）総合討論

(5) Open Discussion

吉田　一雄[1]，武部　和巳[2]，眞部　文聡[3]，高橋　容之[4]，村松　健[5]
[1]原子力機構，[2]日本原燃，[3]三菱重工業，[4]鹿島建設，[5]東京都市大

1. はじめに

我が国では，リスク情報の活用に向けて核燃料施設を対象に，確率論的なリスク評価手法および基礎的データの整備が，個々の施設の安全上の特徴を反映しつつ積極的に進められている。しかし，発電用原子炉施設と異なり，施設数が少なく同種の施設でも設備設計が異なるため，施設のリスクレベルに応じた適切かつ合理的な評価を実施するための体系的なリスク評価基準が未整備の状態にあった。また，施設の特徴を考慮した地震などの外的事象のリスク評価の基準も検討すべき重要な課題である。リスク評価から得られるリスク情報は，検査を重点的に実施する設備の同定，施設の脆弱性の把握，安全性向上のための対策の策定，実施が義務付けられている安全性向上評価の中でのこれら対策の有効性の確認などでの事業者が実施する安全確保での活用が想定される。

そこで，リスク専門部会では核燃料施設リスク評価分科会を設置し，核燃料施設のリスクレベルに応じた体系的なリスク評価基準（案）（核燃料施設に対するリスク評価に関する実施基準：201*）を策定した。

2. リスクの特徴とリスク評価の課題

核燃料施設で想定されるハザードの特徴として，a）施設全域に放射性物質が種々の形態（溶液，粉末，ペレット，燃料棒など）で存在，b）多様な事故の形態（火災，爆発，臨界，沸騰など），c）事故時の施設外へ移行する放射性物質の量だけでなく種類，化学形態により被ばく線量が変化，d）施設の種類と規模，同一施設でも事故の種類によっては危険源と事故シナリオに大きな差異があることなどを挙げることができる。この特徴を踏まえ，リスク評価での重要事項として，a）事故事象の発生に至る可能性のあるハザードの抜け

Kazuo Yoshida [1] , Kazumi Takebe [2] , Fumitoshi Manabe [3], Yoshiyuki Takahashi [4], Ken Muramatsu [5]
[1]JAEA, [2]JNFL, [3]MHI, [4]Kajima Corp. , [5]Tokyo City Univ.

落ちのない同定，b）発電用原子炉施設のレベル1PRAのような発生頻度評価だけでは不十分，c)事故を途中で区切って評価ができない，d）リスク上重要な事故事象の効率的選別，e）リスクレベルに応じた評価の詳細度の選択，などに留意する必要がある。

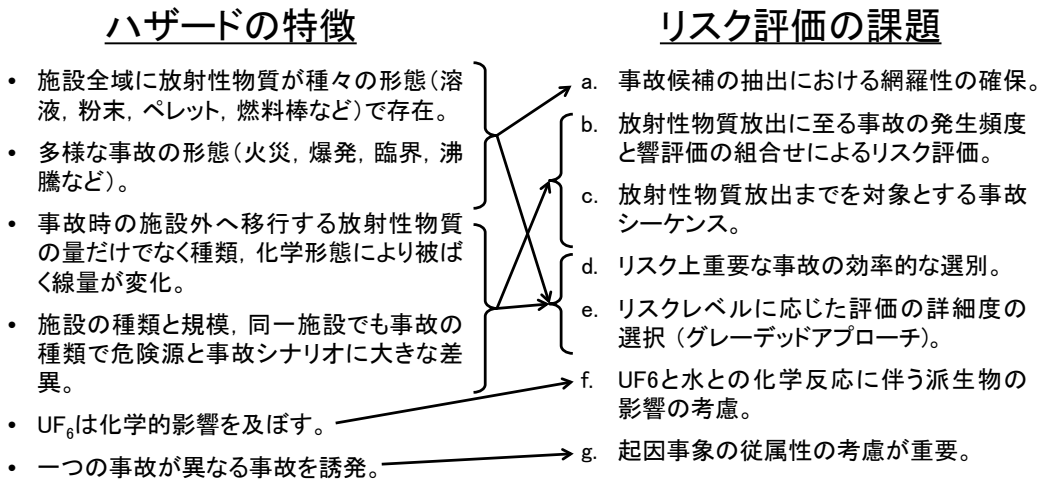


図 1 核燃料施設のハザードの特徴とリスク評価における課題

3. これまでのリスク評価の実績

核燃料施設のリスク評価については，海外ではその評価手法の整備，米国原子力規制委員会によるリスク評価の実施の規制要求がある。我が国でも，旧原子力安全基盤機構，日本原子力研究開発機構，日本原燃などを中心に，リスク情報の活用に向けて，個々の施設の安全上の特徴を反映しつつ積極的に，リスク評価手法及び基礎的データを整備するとともに，これらを用いたリスク評価が実施されている。

我が国における核燃料サイクルを形成する発電用原子炉施設以外の核燃料施設には建設中及び竣工前の施設を含め，ウラン濃縮施設，ウラン燃料加工施設（再転換工程を含む施設がある），MOX 燃料加工施設及び再処理施設があり，次に示すような具体的なリスク評価が実施されている。

(a) ウラン濃縮施設，ウラン燃料加工施設

旧原子力安全基盤機構が，核燃料施設を対象として米国原子力規制委員会が提唱する ISA（総合安全解析，Integrated Safety Analysis）を参考に，ウラン燃料加工施設の ISA 実施手順書を整備し，これに基づき事業者が内的事象のリスク評価を実施（平成 16 年～23 年)。

(b) MOX燃料加工施設

日本原子力研究開発機構において，リスク評価手法を整備し，モデル施設を対象に内的事象のリスク評価を実施（平成13年～19年）。

(c) 再処理施設

日本原燃では，基本設計段階から設計基準事象選定の妥当性確認などのため，代表的な事象を対象に内的事象のPRAを実施。詳細設計段階以降においてもPRAの更新及び施設全体のリスクの概観を把握する観点から，六ヶ所再処理工場で想定される広範な事象を対象に簡易的なリスク評価を実施。（平成3年～）

旧原子力安全基盤機構でも，各種事象のPRA手法などを整備（平成15年～24年)。

4. 実施基準の概要と特徴

この実施基準は，核燃料施設での内的事象及び外的事象のうち地震を対象とし，施設外への放射性物質などの放出に至る事故の発生頻度評価及び施設外へ放出される放射性物質などのソースタームの評価（公

衆の個人の被ばく線量の評価及び化学的影響の評価を含む）を実施する際の要件及びそれを満たす具体的方法を実施基準として規定している。本実施基準では，それに基づく評価結果が核燃料施設の設計から運転に至る様々な段階においてなされるリスクマネジメントのための活動の参考として広く活用されることを意図して策定している。内的事象に係るリスク評価は，これまでに実施した実績がある既存の評価手順を参考にしつつ，基本的には関連する発電用原子炉施設の各種実施基準を援用するが，グレーデッドアプローチ（Graded approach）の考え方を基本とし，施設のリスクレベル，同一の施設で想定される個々の事象のリスクレベルに応じた詳細さの異なる評価手法を選択できるよう考慮した。

評価対象とする核燃料施設で想定される事故の多様性を考慮して，概略的及び詳細な二つの手法の一つ又は両方を用いてリスク評価を実施することを定めている。

実施基準で規定する評価の流れを**図 2** に示す。⬭で示す項目は，概ね各箇条に対応しており，それらの間には，次の実施項目の入力となる情報を示している。

ハザード分析では，評価対象施設に内在するハザードを内的事象及び地震について体系的かつ可能な範囲で網羅的に分析，抽出し，以降の評価対象とすべき事故シナリオを同定する。概略的なリスク評価では，ハザード分析で同定した事故シナリオを基に，おおよそのリスクレベルを確認できる程度の概略的な手法によりその発生頻度と影響を評価し，これらを組み合わせた施設全体のリスクプロファイルを把握するとともに，個々の事故シーケンスを比較して相対的に重要な事故シーケンスを選別する。選別した事故シーケンスに対しては，発電用原子炉施設の PRA と同程度の詳細さで発生頻度と影響を評価するとともに，重要度解析，不確実さ解析及び感度解析を実施してリスク低減のための施策に活用できるリスク情報を得る。地震動に起因する事故の概略的なリスク評価については，本実施基準を策定するに当たり，関連する最新研究を参考にしつつ新たに整備した。

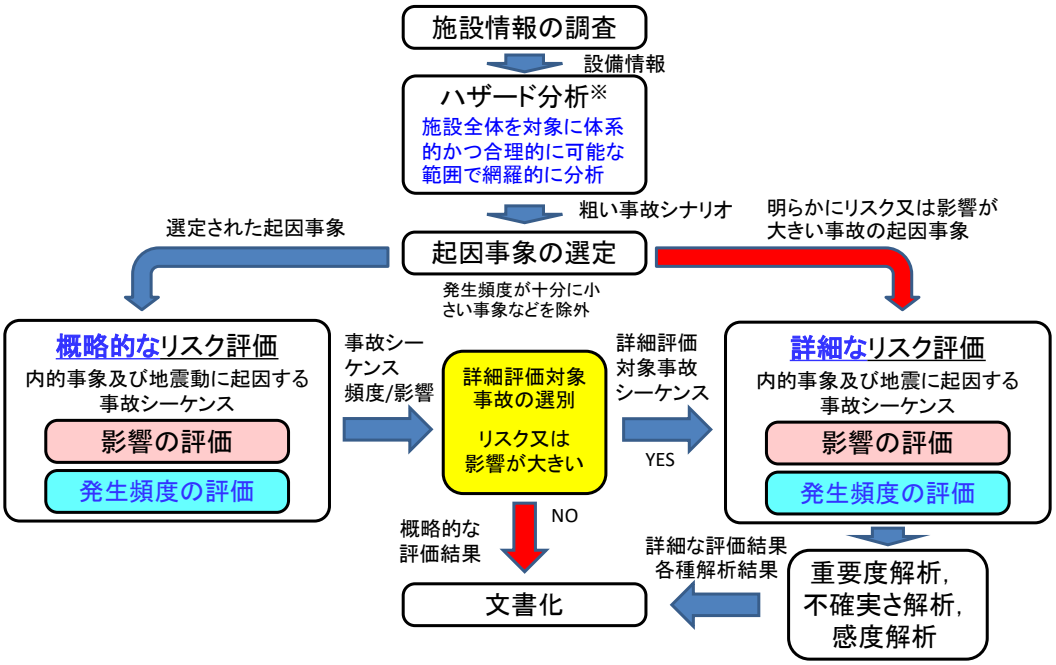


図 2 実施基準を構成する主要な実施項目

※) リスク評価の分野での地震ハザード評価，津波ハザード評価などの外的原因事象の発生頻度とそれが施設にもたらす影響の強さの関係を評価することとは異なる。

5. 地震動に起因する事故の概略的なリスク評価

潜在的な事故の影響が小さい施設に対しては，合理的にリスク評価の手法も相応の詳細度でよいとする

グレーデッドアプローチの考え方に基づき，地震 PRA 標準の手法よりも概略的な手法を許容することとした。具体的には，米国において Kennedy が提唱している簡易ハイブリッド法 (1)（Simplified Hybrid Method : リスク評価結果が得られる確率論的手法の利点と決定論的手法による計算手順の単純化を兼ね備えた中間的な手法）を基礎とし，我が国の耐震設計の現状を踏まえた手法とした。

地震リスク評価を 5 つのステップに分けて整理すると、概略的なリスク評価手法では，評価の各ステップで**表 1** に示すような単純化した手法を採用している。

①地震動ハザード評価では，発電用原子炉施設の地震 PRA と概ね同じ手法を用いるが，認識論的な不確実さの考慮については概略的な手順となっている。**②建屋・機器フラジリティ評価**では，フラジリティ評価に替えて，設計耐力，設計応答，地震動強さなどに基づいて HCLPF（High Confidence of Low Probability of Failure、低い損傷確率であることが高い信頼度で推定できる加速度）耐力を算定する。**③事故シーケンス解析**は通常の地震 PRA と概ね同じ手法を用いる。**④事故シーケンスのフラジリティ評価**では，事故シーケンス解析結果を基に，Max/Min 法（Min/Max 法）を用いて，個々の建屋・機器の HCLPF 耐力から事故シーケンスの HCLPF 耐力 $\overline{A}_{HCLPF}$ を算定する。論理和では HCLPF 耐力の最小値を取り，論理積では HCLPF 耐力の最大値を取る。

⑤事故シーケンスの発生頻度評価では、次の近似的な式を用いた手順に従って，発生頻度を評価する。

(1) 事故シーケンスのフラジリティが対数正規分布であると仮定し，対数標準偏差 β を設定して，損傷確率 10%に対応する耐力 $A_{10\%}$ を $A_{10\%} = \overline{A}_{HCLPF} \exp(1.04\beta)$ の関係より求める。

(2) 地震動ハザード曲線から，損傷確率 10%に対応する耐力 $A_{10\%}$ に対応する年超過頻度 $H_{10\%}$ を求める。

(3) $F_F = \alpha H_{10\%}$ の関係より，発生頻度を評価する。

表 1 詳細なリスク評価と概略的なリスク評価の評価手順の比較

		詳細なリスク評価（地震 PRA）		概略的なリスク評価（簡易ハイブリッド法）
評価手順	①	地震動ハザード	①	地震動ハザード
	②	建屋・機器フラジリティ	②	建屋・機器の HCLPF 耐力
	③	事故シーケンス解析	③	事故シーケンス解析
	④	事故シーケンスのフラジリティ	④	事故シーケンスの HCLPF 耐力
	⑤	事故シーケンスの発生頻度 （ハザード×フラジリティの積分）	⑤	事故シーケンスの発生頻度 （左欄の積分の近似式を使用）

6. おわりに

発電用原子炉施設の PRA 実施基準が制定され，かつ，外的事象については評価実績のある地震を優先して，今回の実施基準の策定にあたっては内的事象および地震を適用範囲とした。地震以外の外的事象は，実施基準の必要性，発電用原子炉施設の実施基準の適用可能性などの検討を計画的に進める予定である。また，リスク専門部会では既存の実施基準の性能規定化に向けた検討が進められている。本実施基準の性能規定化については，発電用原子炉施設の PRA 実施基準への反映状況を踏まえつつ，それを先行事例として適時に着手する予定である。

参考文献

(1) Kennedy, R. P., “Overview of Methods for Seismic PRA and Margin Analysis Including Recent Innovations”, Proceedings of the OECD-NEA Workshop on Seismic Risk, Aug. 10-12, 1999.

2017年秋の大会

標準委員会　リスク専門部会・核燃料施設リスク評価分科会セッション

核燃料施設に対するリスク評価に関する実施基準の策定に向けて

A New Standard of Systematic Procedures for Risk Assessment of Nuclear Fuel Facilities

（1）リスクの特徴とリスク評価の課題

(1) Characteristics of Risk and Issues to be solved for Risk Assessment

（2）これまでのリスク評価の実績

(2) Experience of Risk Assessment

（3）実施基準の概要と特徴

(3) Outline and Features of Standard

（4）地震動に起因する事故の概略的なリスク評価

(4) Simplified Method of Risk Assessment for Ground Motion-induced Incident

（5）総合討論

(5) Open Discussion

吉田　一雄[1]，武部　和巳[2]，眞部　文聡[3]，高橋　容之[4]，村松　健[5]
[1]原子力機構，[2]日本原燃，[3]三菱重工業，[4]鹿島建設，[5]東京都市大

1. はじめに

我が国では，リスク情報の活用に向けて核燃料施設を対象に，確率論的なリスク評価手法および基礎的データの整備が，個々の施設の安全上の特徴を反映しつつ積極的に進められている。しかし，発電用原子炉施設と異なり，施設数が少なく同種の施設でも設備設計が異なるため，施設のリスクレベルに応じた適切かつ合理的な評価を実施するための体系的なリスク評価基準が未整備の状態にあった。また，施設の特徴を考慮した地震などの外的事象のリスク評価の基準も検討すべき重要な課題である。リスク評価から得られるリスク情報は，検査を重点的に実施する設備の同定，施設の脆弱性の把握，安全性向上のための対策の策定，実施が義務付けられている安全性向上評価の中でのこれら対策の有効性の確認などでの事業者が実施する安全確保での活用が想定される。

そこで，リスク専門部会では核燃料施設リスク評価分科会を設置し，核燃料施設のリスクレベルに応じた体系的なリスク評価基準（案）（核燃料施設に対するリスク評価に関する実施基準：201*）を策定した。

2. リスクの特徴とリスク評価の課題

核燃料施設で想定されるハザードの特徴として，a）施設全域に放射性物質が種々の形態（溶液，粉末，ペレット，燃料棒など）で存在，b）多様な事故の形態（火災，爆発，臨界，沸騰など），c）事故時の施設外へ移行する放射性物質の量だけでなく種類，化学形態により被ばく線量が変化，d）施設の種類と規模，同一施設でも事故の種類によっては危険源と事故シナリオに大きな差異があることなどを挙げることができる。この特徴を踏まえ，リスク評価での重要事項として，a）事故事象の発生に至る可能性のあるハザードの抜け

Kazuo Yoshida [1] , Kazumi Takebe [2] , Fumitoshi Manabe [3], Yoshiyuki Takahashi [4], Ken Muramatsu [5]
[1]JAEA, [2]JNFL, [3]MHI, [4]Kajima Corp. , [5]Tokyo City Univ.

落ちのない同定，b）発電用原子炉施設のレベル1PRAのような発生頻度評価だけでは不十分，c)事故を途中で区切って評価ができない，d）リスク上重要な事故事象の効率的選別，e）リスクレベルに応じた評価の詳細度の選択，などに留意する必要がある。

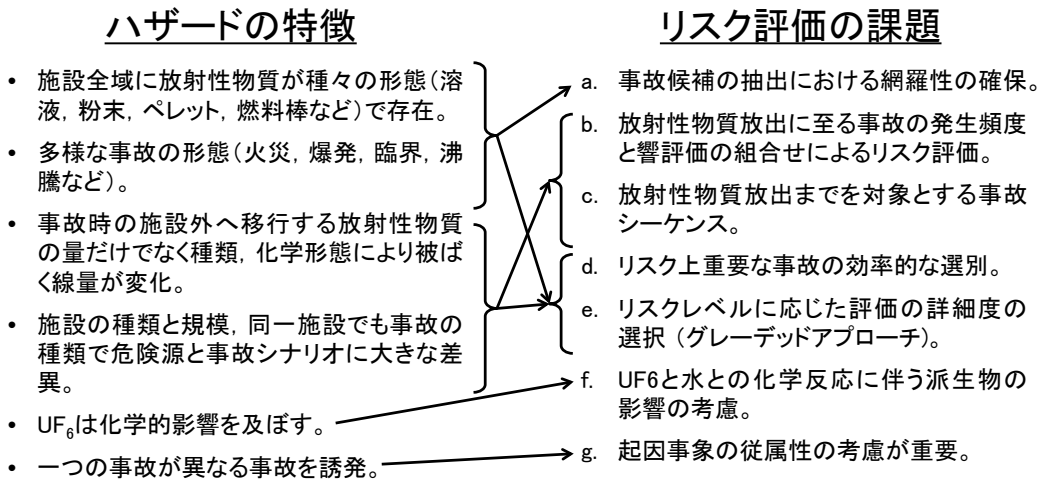


図 1 核燃料施設のハザードの特徴とリスク評価における課題

3. これまでのリスク評価の実績

核燃料施設のリスク評価については，海外ではその評価手法の整備，米国原子力規制委員会によるリスク評価の実施の規制要求がある。我が国でも，旧原子力安全基盤機構，日本原子力研究開発機構，日本原燃などを中心に，リスク情報の活用に向けて，個々の施設の安全上の特徴を反映しつつ積極的に，リスク評価手法及び基礎的データを整備するとともに，これらを用いたリスク評価が実施されている。

我が国における核燃料サイクルを形成する発電用原子炉施設以外の核燃料施設には建設中及び竣工前の施設を含め，ウラン濃縮施設，ウラン燃料加工施設（再転換工程を含む施設がある），MOX 燃料加工施設及び再処理施設があり，次に示すような具体的なリスク評価が実施されている。

(a) ウラン濃縮施設，ウラン燃料加工施設

旧原子力安全基盤機構が，核燃料施設を対象として米国原子力規制委員会が提唱する ISA（総合安全解析，Integrated Safety Analysis）を参考に，ウラン燃料加工施設の ISA 実施手順書を整備し，これに基づき事業者が内的事象のリスク評価を実施（平成 16 年～23 年)。

(b) MOX燃料加工施設

日本原子力研究開発機構において，リスク評価手法を整備し，モデル施設を対象に内的事象のリスク評価を実施（平成13年～19年）。

(c) 再処理施設

日本原燃では，基本設計段階から設計基準事象選定の妥当性確認などのため，代表的な事象を対象に内的事象のPRAを実施。詳細設計段階以降においてもPRAの更新及び施設全体のリスクの概観を把握する観点から，六ヶ所再処理工場で想定される広範な事象を対象に簡易的なリスク評価を実施。（平成3年～）

旧原子力安全基盤機構でも，各種事象のPRA手法などを整備（平成15年～24年)。

4. 実施基準の概要と特徴

この実施基準は，核燃料施設での内的事象及び外的事象のうち地震を対象とし，施設外への放射性物質などの放出に至る事故の発生頻度評価及び施設外へ放出される放射性物質などのソースタームの評価（公

衆の個人の被ばく線量の評価及び化学的影響の評価を含む）を実施する際の要件及びそれを満たす具体的方法を実施基準として規定している。本実施基準では，それに基づく評価結果が核燃料施設の設計から運転に至る様々な段階においてなされるリスクマネジメントのための活動の参考として広く活用されることを意図して策定している。内的事象に係るリスク評価は，これまでに実施した実績がある既存の評価手順を参考にしつつ，基本的には関連する発電用原子炉施設の各種実施基準を援用するが，グレーデッドアプローチ（Graded approach）の考え方を基本とし，施設のリスクレベル，同一の施設で想定される個々の事象のリスクレベルに応じた詳細さの異なる評価手法を選択できるよう考慮した。

評価対象とする核燃料施設で想定される事故の多様性を考慮して，概略的及び詳細な二つの手法の一つ又は両方を用いてリスク評価を実施することを定めている。

実施基準で規定する評価の流れを**図 2** に示す。⬭で示す項目は，概ね各箇条に対応しており，それらの間には，次の実施項目の入力となる情報を示している。

ハザード分析では，評価対象施設に内在するハザードを内的事象及び地震について体系的かつ可能な範囲で網羅的に分析，抽出し，以降の評価対象とすべき事故シナリオを同定する。概略的なリスク評価では，ハザード分析で同定した事故シナリオを基に，おおよそのリスクレベルを確認できる程度の概略的な手法によりその発生頻度と影響を評価し，これらを組み合わせた施設全体のリスクプロファイルを把握するとともに，個々の事故シーケンスを比較して相対的に重要な事故シーケンスを選別する。選別した事故シーケンスに対しては，発電用原子炉施設の PRA と同程度の詳細さで発生頻度と影響を評価するとともに，重要度解析，不確実さ解析及び感度解析を実施してリスク低減のための施策に活用できるリスク情報を得る。地震動に起因する事故の概略的なリスク評価については，本実施基準を策定するに当たり，関連する最新研究を参考にしつつ新たに整備した。

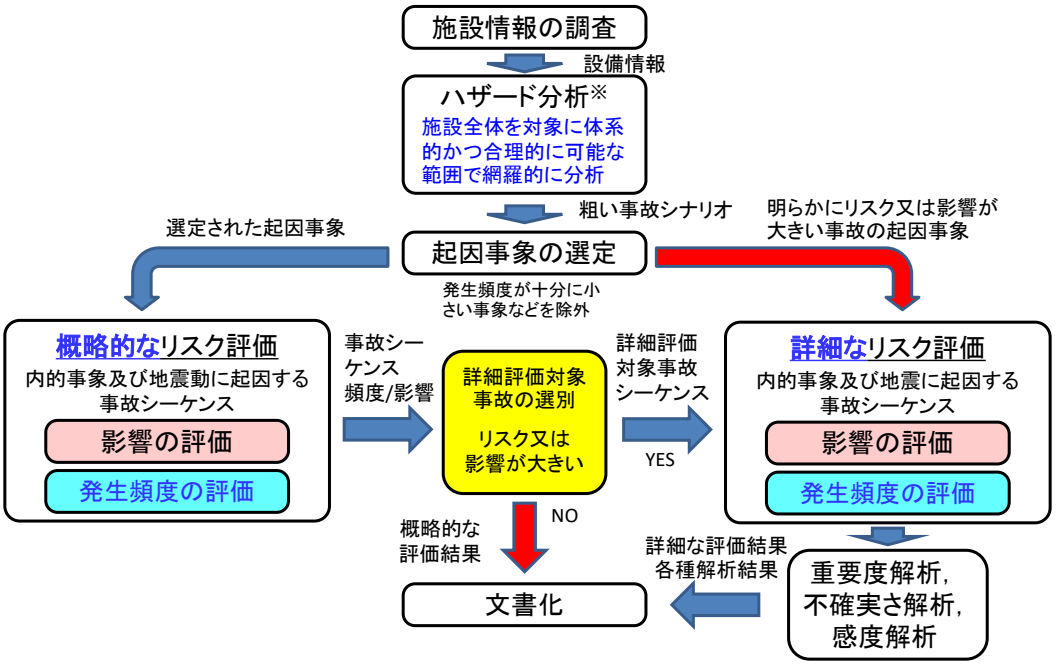


図 2 実施基準を構成する主要な実施項目

※) リスク評価の分野での地震ハザード評価，津波ハザード評価などの外的原因事象の発生頻度とそれが施設にもたらす影響の強さの関係を評価することとは異なる。

5. 地震動に起因する事故の概略的なリスク評価

潜在的な事故の影響が小さい施設に対しては，合理的にリスク評価の手法も相応の詳細度でよいとする

グレーデッドアプローチの考え方に基づき，地震 PRA 標準の手法よりも概略的な手法を許容することとした。具体的には，米国において Kennedy が提唱している簡易ハイブリッド法 (1)（Simplified Hybrid Method : リスク評価結果が得られる確率論的手法の利点と決定論的手法による計算手順の単純化を兼ね備えた中間的な手法）を基礎とし，我が国の耐震設計の現状を踏まえた手法とした。

地震リスク評価を 5 つのステップに分けて整理すると、概略的なリスク評価手法では，評価の各ステップで**表 1** に示すような単純化した手法を採用している。

①地震動ハザード評価では，発電用原子炉施設の地震 PRA と概ね同じ手法を用いるが，認識論的な不確実さの考慮については概略的な手順となっている。**②建屋・機器フラジリティ評価**では，フラジリティ評価に替えて，設計耐力，設計応答，地震動強さなどに基づいて HCLPF（High Confidence of Low Probability of Failure、低い損傷確率であることが高い信頼度で推定できる加速度）耐力を算定する。**③事故シーケンス解析**は通常の地震 PRA と概ね同じ手法を用いる。**④事故シーケンスのフラジリティ評価**では，事故シーケンス解析結果を基に，Max/Min 法（Min/Max 法）を用いて，個々の建屋・機器の HCLPF 耐力から事故シーケンスの HCLPF 耐力 $\overline{A}_{HCLPF}$ を算定する。論理和では HCLPF 耐力の最小値を取り，論理積では HCLPF 耐力の最大値を取る。

⑤事故シーケンスの発生頻度評価では、次の近似的な式を用いた手順に従って，発生頻度を評価する。

(1) 事故シーケンスのフラジリティが対数正規分布であると仮定し，対数標準偏差 β を設定して，損傷確率 10%に対応する耐力 $A_{10\%}$ を $A_{10\%} = \overline{A}_{HCLPF} \exp(1.04\beta)$ の関係より求める。

(2) 地震動ハザード曲線から，損傷確率 10%に対応する耐力 $A_{10\%}$ に対応する年超過頻度 $H_{10\%}$ を求める。

(3) $F_F = \alpha H_{10\%}$ の関係より，発生頻度を評価する。

表 1 詳細なリスク評価と概略的なリスク評価の評価手順の比較

		詳細なリスク評価（地震 PRA）		概略的なリスク評価（簡易ハイブリッド法）
評価手順	①	地震動ハザード	①	地震動ハザード
	②	建屋・機器フラジリティ	②	建屋・機器の HCLPF 耐力
	③	事故シーケンス解析	③	事故シーケンス解析
	④	事故シーケンスのフラジリティ	④	事故シーケンスの HCLPF 耐力
	⑤	事故シーケンスの発生頻度 （ハザード×フラジリティの積分）	⑤	事故シーケンスの発生頻度 （左欄の積分の近似式を使用）

6. おわりに

発電用原子炉施設の PRA 実施基準が制定され，かつ，外的事象については評価実績のある地震を優先して，今回の実施基準の策定にあたっては内的事象および地震を適用範囲とした。地震以外の外的事象は，実施基準の必要性，発電用原子炉施設の実施基準の適用可能性などの検討を計画的に進める予定である。また，リスク専門部会では既存の実施基準の性能規定化に向けた検討が進められている。本実施基準の性能規定化については，発電用原子炉施設の PRA 実施基準への反映状況を踏まえつつ，それを先行事例として適時に着手する予定である。

参考文献

(1) Kennedy, R. P., “Overview of Methods for Seismic PRA and Margin Analysis Including Recent Innovations”, Proceedings of the OECD-NEA Workshop on Seismic Risk, Aug. 10-12, 1999.

2017年秋の大会

標準委員会　リスク専門部会・核燃料施設リスク評価分科会セッション

核燃料施設に対するリスク評価に関する実施基準の策定に向けて

A New Standard of Systematic Procedures for Risk Assessment of Nuclear Fuel Facilities

（1）リスクの特徴とリスク評価の課題

(1) Characteristics of Risk and Issues to be solved for Risk Assessment

（2）これまでのリスク評価の実績

(2) Experience of Risk Assessment

（3）実施基準の概要と特徴

(3) Outline and Features of Standard

（4）地震動に起因する事故の概略的なリスク評価

(4) Simplified Method of Risk Assessment for Ground Motion-induced Incident

（5）総合討論

(5) Open Discussion

吉田　一雄[1]，武部　和巳[2]，眞部　文聡[3]，高橋　容之[4]，村松　健[5]
[1]原子力機構，[2]日本原燃，[3]三菱重工業，[4]鹿島建設，[5]東京都市大

1. はじめに

我が国では，リスク情報の活用に向けて核燃料施設を対象に，確率論的なリスク評価手法および基礎的データの整備が，個々の施設の安全上の特徴を反映しつつ積極的に進められている。しかし，発電用原子炉施設と異なり，施設数が少なく同種の施設でも設備設計が異なるため，施設のリスクレベルに応じた適切かつ合理的な評価を実施するための体系的なリスク評価基準が未整備の状態にあった。また，施設の特徴を考慮した地震などの外的事象のリスク評価の基準も検討すべき重要な課題である。リスク評価から得られるリスク情報は，検査を重点的に実施する設備の同定，施設の脆弱性の把握，安全性向上のための対策の策定，実施が義務付けられている安全性向上評価の中でのこれら対策の有効性の確認などでの事業者が実施する安全確保での活用が想定される。

そこで，リスク専門部会では核燃料施設リスク評価分科会を設置し，核燃料施設のリスクレベルに応じた体系的なリスク評価基準（案）（核燃料施設に対するリスク評価に関する実施基準：201*）を策定した。

2. リスクの特徴とリスク評価の課題

核燃料施設で想定されるハザードの特徴として，a）施設全域に放射性物質が種々の形態（溶液，粉末，ペレット，燃料棒など）で存在，b）多様な事故の形態（火災，爆発，臨界，沸騰など），c）事故時の施設外へ移行する放射性物質の量だけでなく種類，化学形態により被ばく線量が変化，d）施設の種類と規模，同一施設でも事故の種類によっては危険源と事故シナリオに大きな差異があることなどを挙げることができる。この特徴を踏まえ，リスク評価での重要事項として，a）事故事象の発生に至る可能性のあるハザードの抜け

Kazuo Yoshida [1] , Kazumi Takebe [2] , Fumitoshi Manabe [3], Yoshiyuki Takahashi [4], Ken Muramatsu [5]
[1]JAEA, [2]JNFL, [3]MHI, [4]Kajima Corp. , [5]Tokyo City Univ.

落ちのない同定，b）発電用原子炉施設のレベル1PRAのような発生頻度評価だけでは不十分，c)事故を途中で区切って評価ができない，d）リスク上重要な事故事象の効率的選別，e）リスクレベルに応じた評価の詳細度の選択，などに留意する必要がある。

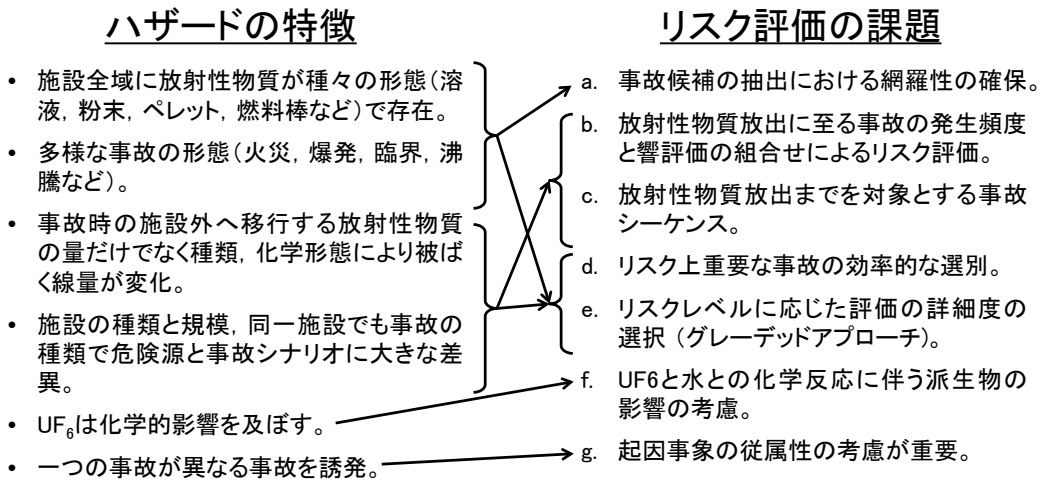


図 1 核燃料施設のハザードの特徴とリスク評価における課題

3. これまでのリスク評価の実績

核燃料施設のリスク評価については，海外ではその評価手法の整備，米国原子力規制委員会によるリスク評価の実施の規制要求がある。我が国でも，旧原子力安全基盤機構，日本原子力研究開発機構，日本原燃などを中心に，リスク情報の活用に向けて，個々の施設の安全上の特徴を反映しつつ積極的に，リスク評価手法及び基礎的データを整備するとともに，これらを用いたリスク評価が実施されている。

我が国における核燃料サイクルを形成する発電用原子炉施設以外の核燃料施設には建設中及び竣工前の施設を含め，ウラン濃縮施設，ウラン燃料加工施設（再転換工程を含む施設がある），MOX 燃料加工施設及び再処理施設があり，次に示すような具体的なリスク評価が実施されている。

(a) ウラン濃縮施設，ウラン燃料加工施設

旧原子力安全基盤機構が，核燃料施設を対象として米国原子力規制委員会が提唱する ISA（総合安全解析，Integrated Safety Analysis）を参考に，ウラン燃料加工施設の ISA 実施手順書を整備し，これに基づき事業者が内的事象のリスク評価を実施（平成 16 年～23 年)。

(b) MOX燃料加工施設

日本原子力研究開発機構において，リスク評価手法を整備し，モデル施設を対象に内的事象のリスク評価を実施（平成13年～19年）。

(c) 再処理施設

日本原燃では，基本設計段階から設計基準事象選定の妥当性確認などのため，代表的な事象を対象に内的事象のPRAを実施。詳細設計段階以降においてもPRAの更新及び施設全体のリスクの概観を把握する観点から，六ヶ所再処理工場で想定される広範な事象を対象に簡易的なリスク評価を実施。（平成3年～）

旧原子力安全基盤機構でも，各種事象のPRA手法などを整備（平成15年～24年)。

4. 実施基準の概要と特徴

この実施基準は，核燃料施設での内的事象及び外的事象のうち地震を対象とし，施設外への放射性物質などの放出に至る事故の発生頻度評価及び施設外へ放出される放射性物質などのソースタームの評価（公

衆の個人の被ばく線量の評価及び化学的影響の評価を含む）を実施する際の要件及びそれを満たす具体的方法を実施基準として規定している。本実施基準では，それに基づく評価結果が核燃料施設の設計から運転に至る様々な段階においてなされるリスクマネジメントのための活動の参考として広く活用されることを意図して策定している。内的事象に係るリスク評価は，これまでに実施した実績がある既存の評価手順を参考にしつつ，基本的には関連する発電用原子炉施設の各種実施基準を援用するが，グレーデッドアプローチ（Graded approach）の考え方を基本とし，施設のリスクレベル，同一の施設で想定される個々の事象のリスクレベルに応じた詳細さの異なる評価手法を選択できるよう考慮した。

評価対象とする核燃料施設で想定される事故の多様性を考慮して，概略的及び詳細な二つの手法の一つ又は両方を用いてリスク評価を実施することを定めている。

実施基準で規定する評価の流れを**図 2** に示す。⬭で示す項目は，概ね各箇条に対応しており，それらの間には，次の実施項目の入力となる情報を示している。

ハザード分析では，評価対象施設に内在するハザードを内的事象及び地震について体系的かつ可能な範囲で網羅的に分析，抽出し，以降の評価対象とすべき事故シナリオを同定する。概略的なリスク評価では，ハザード分析で同定した事故シナリオを基に，おおよそのリスクレベルを確認できる程度の概略的な手法によりその発生頻度と影響を評価し，これらを組み合わせた施設全体のリスクプロファイルを把握するとともに，個々の事故シーケンスを比較して相対的に重要な事故シーケンスを選別する。選別した事故シーケンスに対しては，発電用原子炉施設の PRA と同程度の詳細さで発生頻度と影響を評価するとともに，重要度解析，不確実さ解析及び感度解析を実施してリスク低減のための施策に活用できるリスク情報を得る。地震動に起因する事故の概略的なリスク評価については，本実施基準を策定するに当たり，関連する最新研究を参考にしつつ新たに整備した。

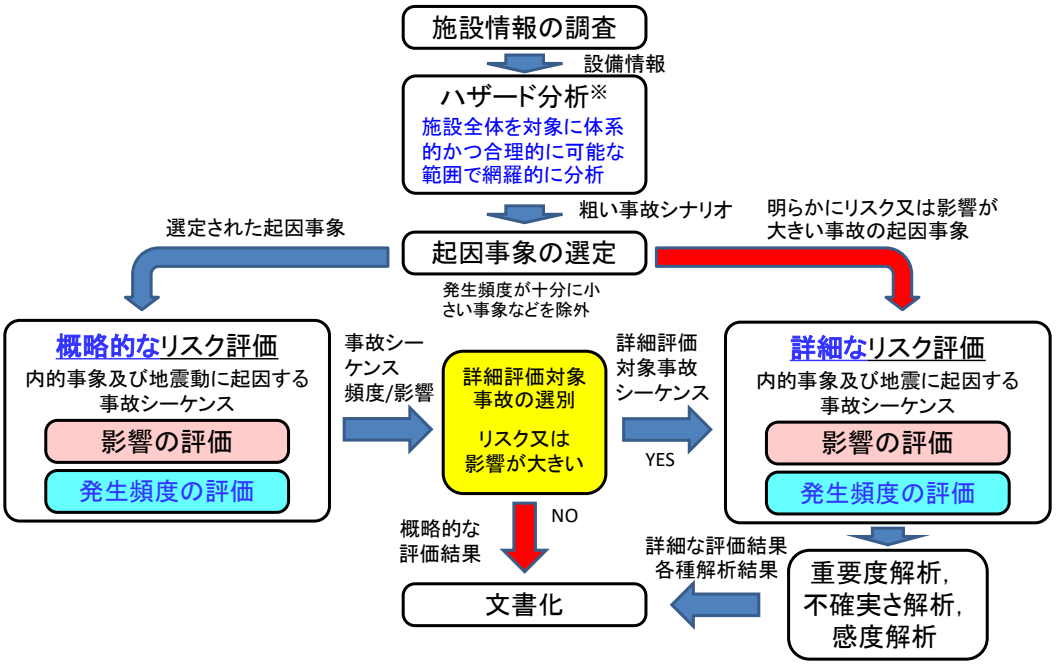


図 2 実施基準を構成する主要な実施項目

※) リスク評価の分野での地震ハザード評価，津波ハザード評価などの外的原因事象の発生頻度とそれが施設にもたらす影響の強さの関係を評価することとは異なる。

5. 地震動に起因する事故の概略的なリスク評価

潜在的な事故の影響が小さい施設に対しては，合理的にリスク評価の手法も相応の詳細度でよいとする

グレーデッドアプローチの考え方に基づき，地震 PRA 標準の手法よりも概略的な手法を許容することとした。具体的には，米国において Kennedy が提唱している簡易ハイブリッド法 (1)（Simplified Hybrid Method : リスク評価結果が得られる確率論的手法の利点と決定論的手法による計算手順の単純化を兼ね備えた中間的な手法）を基礎とし，我が国の耐震設計の現状を踏まえた手法とした。

地震リスク評価を 5 つのステップに分けて整理すると、概略的なリスク評価手法では，評価の各ステップで**表 1** に示すような単純化した手法を採用している。

①地震動ハザード評価では，発電用原子炉施設の地震 PRA と概ね同じ手法を用いるが，認識論的な不確実さの考慮については概略的な手順となっている。**②建屋・機器フラジリティ評価**では，フラジリティ評価に替えて，設計耐力，設計応答，地震動強さなどに基づいて HCLPF（High Confidence of Low Probability of Failure、低い損傷確率であることが高い信頼度で推定できる加速度）耐力を算定する。**③事故シーケンス解析**は通常の地震 PRA と概ね同じ手法を用いる。**④事故シーケンスのフラジリティ評価**では，事故シーケンス解析結果を基に，Max/Min 法（Min/Max 法）を用いて，個々の建屋・機器の HCLPF 耐力から事故シーケンスの HCLPF 耐力 $\overline{A}_{HCLPF}$ を算定する。論理和では HCLPF 耐力の最小値を取り，論理積では HCLPF 耐力の最大値を取る。

⑤事故シーケンスの発生頻度評価では、次の近似的な式を用いた手順に従って，発生頻度を評価する。

(1) 事故シーケンスのフラジリティが対数正規分布であると仮定し，対数標準偏差 β を設定して，損傷確率 10%に対応する耐力 $A_{10\%}$ を $A_{10\%} = \overline{A}_{HCLPF} \exp(1.04\beta)$ の関係より求める。

(2) 地震動ハザード曲線から，損傷確率 10%に対応する耐力 $A_{10\%}$ に対応する年超過頻度 $H_{10\%}$ を求める。

(3) $F_F = \alpha H_{10\%}$ の関係より，発生頻度を評価する。

表 1 詳細なリスク評価と概略的なリスク評価の評価手順の比較

		詳細なリスク評価（地震 PRA）		概略的なリスク評価（簡易ハイブリッド法）
評価手順	①	地震動ハザード	①	地震動ハザード
	②	建屋・機器フラジリティ	②	建屋・機器の HCLPF 耐力
	③	事故シーケンス解析	③	事故シーケンス解析
	④	事故シーケンスのフラジリティ	④	事故シーケンスの HCLPF 耐力
	⑤	事故シーケンスの発生頻度 （ハザード×フラジリティの積分）	⑤	事故シーケンスの発生頻度 （左欄の積分の近似式を使用）

6. おわりに

発電用原子炉施設の PRA 実施基準が制定され，かつ，外的事象については評価実績のある地震を優先して，今回の実施基準の策定にあたっては内的事象および地震を適用範囲とした。地震以外の外的事象は，実施基準の必要性，発電用原子炉施設の実施基準の適用可能性などの検討を計画的に進める予定である。また，リスク専門部会では既存の実施基準の性能規定化に向けた検討が進められている。本実施基準の性能規定化については，発電用原子炉施設の PRA 実施基準への反映状況を踏まえつつ，それを先行事例として適時に着手する予定である。

参考文献

(1) Kennedy, R. P., “Overview of Methods for Seismic PRA and Margin Analysis Including Recent Innovations”, Proceedings of the OECD-NEA Workshop on Seismic Risk, Aug. 10-12, 1999.

Planning Lecture | Board and Committee | Standards Committee 1 -Risk Technical Committee, Subcommittee on Risk Assessment of Nuclear Fuel Facilities

[1B_PL] A New Standard for Systematic Procedures for Risk Assessment of Nuclear Fuel Facilities

Chair: Ken Muramatsu (Tokyo City Univ.)
Wed. Sep 13, 2017 1:00 PM - 2:30 PM Room B (B12 - B1 Block)

[1B_PL05]Open Discussion

*Chair: Ken Muramatsu[1] (1. Tokyo City Univ.)

©Atomic Energy Society of Japan

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：306-1 Nuclear Safety Engineering, Nuclear Installation Safety, PSA

Wed. Sep 13, 2017 2:45 PM - 3:50 PM JST | Wed. Sep 13, 2017 5:45 AM - 6:50 AM UTC | Room B B12 - B1 Block

[1B09-12] Risk Assessment for Fuel Reprocessing Plants

Chair:Hidetoshi Karasawa (IAE)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[1B09] Study on the combustion behaivior of radiolytically generated hydrogen explosion in vessels at the reprocessing plant

(12)Hydrogen explosion experiment of simulated horizontal connected two large cylindrical vessels

*Takeshi Mikami[1], Takashi Kobayashi[1], Motohiro Sakaihara[1], Osamu Kanehira[1], Yoshikazu Tamauchi[2], Tatsuya Kudo[2], Masanao Nakano[2], Naoya Sakagami[2], Kouhei Ootake[2], Nobuyuki Arai[2] (1. Mitsubishi Materials, 2. Japan Nuclear Fuel Limited)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[1B10] Study on the combustion behavior of radiolytically generated hydrogen explosion in vessels at the reprocessing plant

(13)Combustion analysis and structural analysis of simulated horizontal connected two large cylindrical vessels

*Wenbin Dai[1], Yoshinori Hirashima[1], Motohiro Sakaihara[1], Osamu Kanehira[1], Yoshikazu Tamauchi[2], Tatsuya Kudo[2], Masanao Nakano[2], Naoya Sakagami[2], Kouhei Ootake[2], Nobuyuki Arai[2] (1. Mitsubishi Materials Corporation, 2. Japan Nuclear Fuel Limited)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[1B11] Experiment on airborne release fraction in hydrogen explosion accident at Reprocessing plant

(6)Review of the previous results and setting up new test plan

*Takahiro ISHIO[1], Takashi KODAMA[1], Takashi KOBAYASHI[2], Takahiro CHIKAZAWA[2] (1. Japan Nuclear Fuel Limited, 2. Mitsubishi Materials Corporation)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[1B12] Experiment on airborne release fraction in hydrogen explosion accident at Reprocessing plant

(7)small scale test part3

*Takashi KOBAYASHI[1], Takahiro CHIKAZAWA[1], Takahiro ISHIO[2], Takashi KODAMA[2] (1. Mitsubishi Materials Corporation, 2. Japan Nuclear Fuel Limited)

3:45 PM - 3:50 PM JST | 6:45 AM - 6:50 AM UTC

Time reserved for Chair

再処理工場における放射線分解による水素爆発発生時の燃焼挙動の調査
（12）水平接続大型円筒槽の爆発試験

Study on the combustion behavior of radiolytically generated hydrogen explosion in vessels at the reprocessing plant

(12) Hydrogen explosion experiment of simulated horizontal connected two large cylindrical vessels

*三上 剛史 [1]、小林 卓志 [1]、境原 基浩 [1]、兼平 修 [1]、
玉内 義一 [2]、工藤 達矢 [2]、中野 正直 [2]、坂上 直哉 [2]、大竹 弘平 [2]、荒井 宣之 [2]
[1] 三菱マテリアル(株)、[2] 日本原燃(株)

六ヶ所再処理工場の水素爆発を想定する機器における、水素爆発発生時の燃焼挙動、機器健全性の把握を目的とした網羅的な爆発実験及び数値解析を実施している。六ヶ所再処理工場の設備構成のうちの代表例である、水平に接続された大型円筒槽の水素爆発試験の結果を報告する。

キーワード：水素爆発試験、大型円筒槽、六ヶ所再処理工場

1. 緒言

大型円筒槽において水素爆発試験を実施し、水素爆発の影響を確認した。

2. 実験

2-1. 試験装置

試験装置概略を図 1 に示す。試験装置は円筒槽 A 及び円筒槽 B、オーバーフロー配管から構成される。

2-2. 試験条件

既報[1]と同じく、放電型の着火装置を使用し、測定対象は圧力、光、ひずみとした。水素濃度は 12vol%、着火位置は円筒槽 A の気相部とした。

3. 結果

圧力時間変化例を図 2 に示す。最大圧力は、着火側である円筒槽 A（約 0.18MPa）より円筒槽 B（約 0.34MPa）の方が高かった。また、圧力波のピーク形状も円筒槽 B は鋭くなったことから、両容器をつなぐオーバーフロー配管で、燃焼波が加速されたことが原因と推測される。ただし、いずれの容器もひずみ値は弾性域であることが確認されており、本試験装置体系において水素爆発が発生しても容器の健全性が保たれることを確認した。

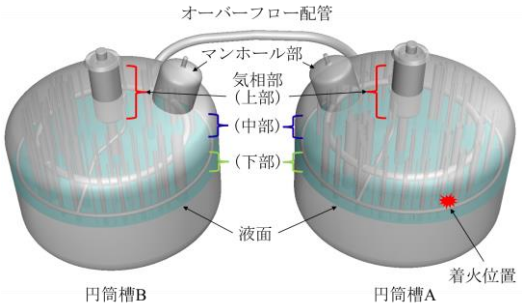


図 1. 試験装置概略

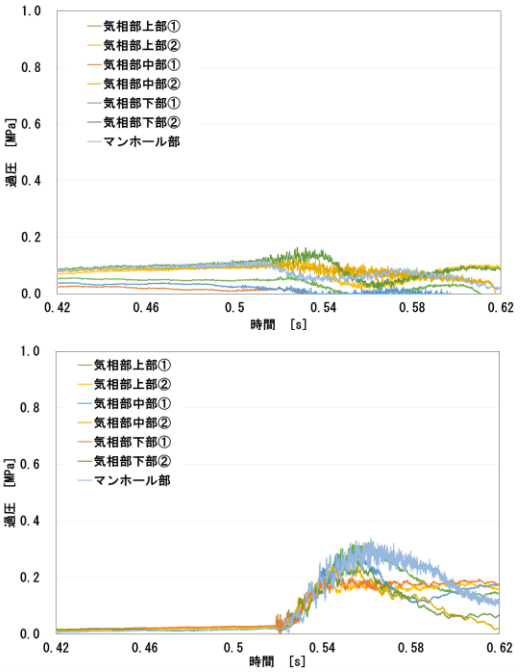


図 2. 圧力時間変化

上：円筒槽 A（着火側）/下：円筒槽 B

参考文献

[1] 柴原他，日本原子力学会 2016 年春の年会予稿集　3P15 (2016)

*Takeshi Mikami[1], Takashi Kobayashi[1], Motohiro Sakaihara[1], Osamu Kanehira[1],
Yoshikazu Tamauchi[2], Tatsuya Kudo[2], Masanao Nakano[2], Naoya Sakagami[2], Kouhei Ootake[2] and Nobuyuki Arai[2]
[1]Mitsubishi Materials Corporation, [2]Japan Nuclear Fuel Limited

再処理工場における放射線分解による水素爆発発生時の燃焼挙動の調査
（13）水平接続大型円筒槽の燃焼解析、構造解析

Study on the combustion behavior of radiolytically generated hydrogen explosion in vessels at the reprocessing plant
(13) Combustion analysis and structural analysis of simulated horizontal connected two large cylindrical vessels

*戴文斌[1]、平島好規[1]、境原基浩[1]、兼平修[1]
玉内義一[2]、工藤達矢[2]、中野正直[2]、坂上直哉[2]、大竹弘平[2]、荒井宣之[2]
[1]三菱マテリアル㈱、[2]日本原燃㈱

六ヶ所再処理工場の水素爆発を想定する機器における、水素爆発発生時の燃焼挙動、機器健全性の把握を目的とした網羅的な爆発実験及び数値解析を実施している。六ヶ所再処理工場の設備構成のうちの代表例である、水平に接続された大型円筒槽における水素爆発時の燃焼解析及び構造解析の結果を報告する。

キーワード：水素爆発、大型円筒槽、燃焼解析、構造解析、六ヶ所再処理工場

1. 緒言

機器内の障害物の影響を考慮した燃焼挙動の調査の一環として、水平に接続された二つの大型円筒槽を模擬した爆発試験と同条件で解析を実施した。結果概要について報告する。

2. 解析

2-1. 解析モデル

大型円筒槽の爆発試験と同様の寸法、内部構造物をモデル化した。燃焼解析モデルを図 1 に示す。

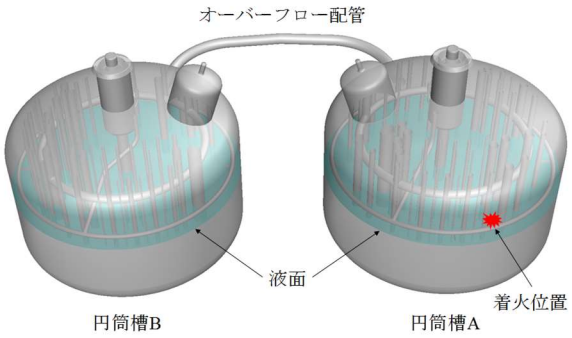


図 1. 燃焼解析モデル図

2-2. 解析条件

燃焼解析には、ANSYS Fluent を用いた。円筒槽の気相部及びオーバーフロー配管内の水素濃度は 12vol%均一とした。着火位置は図 1 に示したとおりである。円筒槽及びオーバーフロー配管の壁面は断熱として扱い、円筒槽内溶液の流動性、圧縮性を考慮した。構造解析には、LS-DYNA を用いた。燃焼解析で得られた圧力時刻歴データを円筒槽及びオーバーフロー配管の壁面に作用させ、相当応力を評価した。

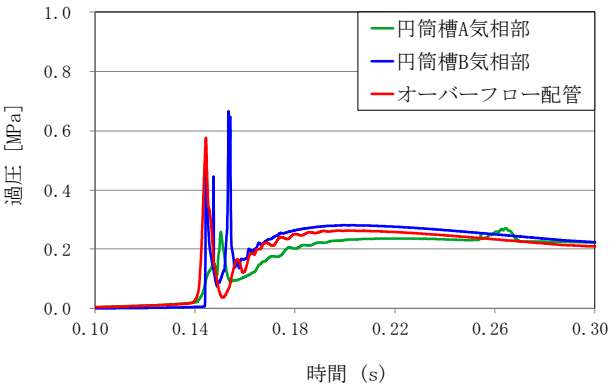


図 2. 各領域の最大圧力の時刻歴

3. 結果と考察

燃焼解析により得られた各領域の最大圧力の時刻歴を図 2 に示す。着火側の円筒槽 A と比べて、円筒槽 B 及びオーバーフロー配管領域では高い圧力が得られた。構造解析においては、円筒槽に生じる相当応力は最大で降伏点である 205MPa に達したが、ひずみは 4E-4 程度と非常に小さく、破断ひずみ(4E-1)には至らないことが確認できた。

---

*Wenbin Dai[1], Yoshinori Hirashima[1], Motohiro Sakaihara[1], Osamu Kanehira[1],
Yoshikazu Tamauchi[2], Tatsuya Kudo[2], Masanao Nakano[2], Naoya Sakagami[2], Kouhei Ootake[2], Nobuyuki Arai[2]
[1]Mitsubishi Materials Corporation, [2]Japan Nuclear Fuel Limited

再処理工場水素爆発事故時における放射性物質移行率の調査
（6）課題整理と今後の計画

Experiment on airborne release fraction in hydrogen explosion accident at Reprocessing plant

(6) Review of the previous results and setting up new test plan

*石尾 貴宏[1]，小玉 貴司[1]，小林 卓志[2]，近沢 孝弘[2]

[1]日本原燃，[2]三菱マテリアル

再処理施設の重大事故の一つに、放射線分解による水素爆発がある。我々は、安全評価で用いる水素爆発事故時の放射性溶液貯槽から排気系への放射性核種の移行率（ARF）精緻化のための研究を実施し報告してきた。本報告では、これまでの試験結果を整理した上で課題を抽出し、それらを踏まえて新たに設定した今後の試験計画について報告する。

キーワード：放射性分解、水素、爆発事故、空中移行率、再処理工場

1. 緒言

我々は、再処理施設における水素爆発事故時の安全評価の精度向上のため、放射性核種の貯槽外への移行率（以下「ARF」; Airborne Release Fraction）のデータである飛散液量を測定･評価し、それに影響するパラメータの関係性を報告してきた[1]。本報告では、これまでに得られた成果・課題を整理し、新たに設定した試験計画について報告する。

2. これまでの成果及び課題

2-1. これまでの成果

米国の事故解析ハンドブックの爆発に関する ARF の元となる「NUREG-CR/3093」[2]に記載された方法に基づき、これまでに小型容器を用いたガス加圧試験（以下、「小型容器･加圧試験」）を実施してきた。「圧力」「保持時間」「溶液深さ」などをパラメータとして調査した結果、飛散液量が溶存ガス量、保持時間および溶液深さの影響を受けることが整理された。それら結果から、ARF を評価するうえで重要な液相への気体の移行メカニズムとして、図のように「溶解」と「拡散」が寄与しているものと考えられた。また、いずれの試験条件においても NUREG の報告値よりも小さい結果となった。一方、環状槽の上部を模擬した実規模容器における水素爆発試験（以下、「環状容器試験」）では、「着火点位置」「水素濃度」などをパラメータとし、いずれの試験条件においても極めて小さい ARF と評価される結果(10^{-6}以下)となった。

2-2. 課題

小型容器･加圧試験では圧力と飛散液量（飛散率）に関係性が見られたが、環状容器試験では特徴的な傾向は確認されなかった。しかし、小型容器･加圧試験と環状容器試験では試験容器のサイズ、形状が大きく異なるため、この違いが飛散メカニズム（加圧／爆発）によるものか、装置形状によるものか、判断が難しい状況である。また、小型容器･加圧試験についても、移行メカニズムのうち「拡散」についての傾向を確証するためには、更なるデータの拡充が必要である。

3. 課題を踏まえた今後の試験計画

上記の課題を踏まえて、「小型容器･加圧試験」では「拡散」の移行メカニズム、「装置形状」に関する影響について追調査を行うことで汎用性の高いデータの収集を行う。さらに、「小型容器･加圧試験」と同形状の試験装置を用いた水素爆発試験も行う（以下「小型容器･水素爆発試験」）。これらにより、装置形状による影響を除外した、加圧と爆発による飛散メカニズムの相違を比較出来るものと期待される。

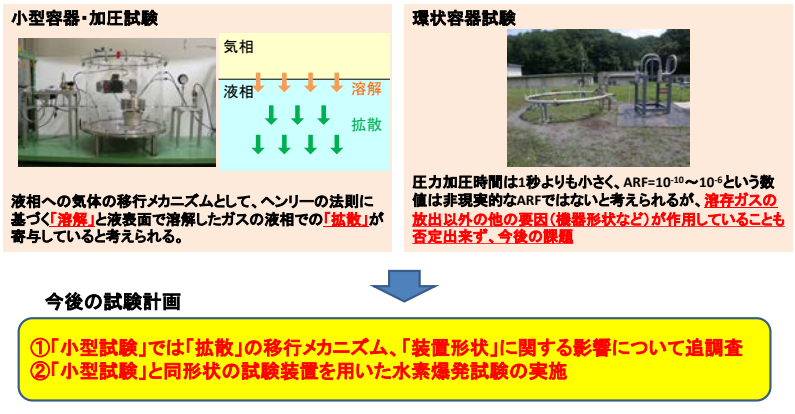


図　これまでの成果・課題の整理

参考文献

[1] Takahiro ISHIO *et al.*, “Experiment on airborne release fraction in hydrogen explosion accident at Reprocessing plant”, OECD-NEA CSNI Workshop, Aomori City 15-17 November (2016). (To be published)

[2] U. S. Nuclear Regulatory Commission, “Aerosols Generated by Releases of Pressurized Powders and Solutions in Static Air” NUREG/CR-3093, PNL4566 (1983)

*Takahiro ISHIO[1], Takashi KODAMA[1], Takashi KOBAYASHI[2] and Takahiro CHIKAZAWA[2]

[1]Japan Nuclear Fuel Limited, [2]Mitsubishi Materials Corporation

再処理工場水素爆発事故時における放射性物質移行率の調査
（7）小型試験 その 3

Experiment on airborne release fraction in hydrogen explosion at Reprocessing plant
(7) Small scale test part3

*小林 卓志[1]，近沢 孝弘[1]，石尾 貴宏[2]，小玉 貴司[2]
[1]三菱マテリアル，[2]日本原燃

我々は、再処理施設における水素爆発事故時の安全評価に用いる放射性溶液貯槽から排気系への放射性核種の移行率（ARF）の設定精度向上のために試験を実施している。本報告では、これまでの試験結果から新たに設定した試験計画に基づき実施した小型加圧容器を用いた ARF 取得試験の結果を報告する。

キーワード：放射性分解，水素，爆発事故，空中移行率，再処理工場

1. 緒言

安全評価の精度を高めるため、文献[1]と類似の加圧試験でミスト飛散率(=放出されるミスト量÷初期溶液量)のパラメータ依存性を報告してきた[2]。今回新たに取得した飛散率のパラメータ依存性を報告する。

2. 実験

試験装置及び試験方法は既報[2]と同じである。容器内に溶液を張り、気相部を空気で所定圧力まで加圧し、一定時間保持後に容器上部のバルブを解放する。その際に容器から放出されるミストをチャンバで回収し、その量を測定する。試験パラメータは、保持時間(1～7200s)、容器形状(表面積/液深さ)とした。容器形状の影響を評価するため、容器①(表面積 100cm^2)、容器②(表面積 35cm^2)、容器③(表面積 70cm^2)の 3 種類の円筒槽を使用した。圧力は文献[1]と同じ 3.45MPa とし、試験は繰り返し 3 回実施した。

3. 結果

飛散率の保持時間依存性を図 1 に示す。一定時間までは飛散率が上昇するものの、それ以降は飛散率が頭打ちとなる傾向を確認した。水素爆発により生じる圧力上昇は 0.01s オーダーの瞬時の現象であり、図 1（最小時間 1s）の外挿で得られる飛散率は非常に小さい。また、飛散率の容器形状依存性を図 2 に示す。飛散液量は液深さに伴って増加するものの増加割合は低下傾向にあり、飛散率も液深さが深いほど低下する傾向が確認できた。今後は同試験容器で水素爆発試験を行って、瞬時現象による飛散率を取得する。

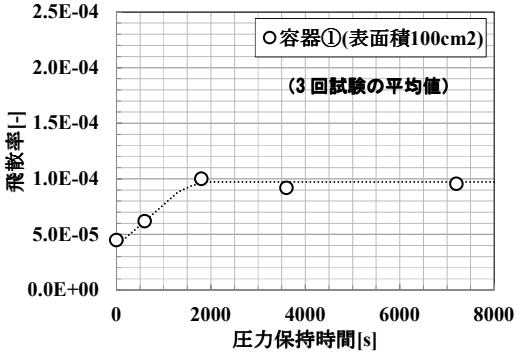


図 1 飛散率の保持時間依存性(容器①)

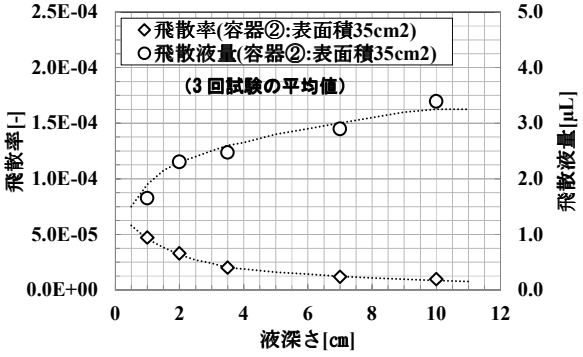


図 2 飛散率の容器形状依存性(容器②)

参考文献

[1] U. S. Nuclear Regulatory Commission, “Aerosols Generated by Releases of Pressurized Powders and Solutions in Static Air” NUREG/CR-3093, PNL4566 (1983)

[2] 石尾　他，日本原子力学会　2016 年春の年会予稿集，3P12（2016）

*Takashi KOBAYASHI[1], Takahiro CHIKAZAWA[1], Takahiro ISHIO[2] and Takashi KODAMA[2]

[1]Mitsubishi Materials Corporation, [2]Japan Nuclear Fuel Limited

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：306-1 Nuclear Safety Engineering, Nuclear Installation Safety, PSA

Wed. Sep 13, 2017 3:50 PM - 4:55 PM JST | Wed. Sep 13, 2017 6:50 AM - 7:55 AM UTC | Room B B12 - B1 Block

[1B13-16] Evaluation of Source Terms and Radiation Doses 1

Chair:Masahiko Osaka (JAEA)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

[1B13] Development of the evaluation method for the advanced level 2 probabilistic risk assessment

(1)Development of source term PRD method focused on high important phenomena during a severe accident

*Koichi Nakamura[1], Yoko Yamane[2], Keigo Murata[2], Taizo Kanai[1], Hiroshi Endo[1] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry, 2. AdvanceSoft Corporation)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[1B14] Development of the evaluation method for the advanced level 2 probabilistic risk assessment

(2)Development of Source term PRD method by applying the model evaluated fission product aerosol diameter distribution

*Yoko Yamane[1], Koichi Nakamura[2], Kanai Taizo[2], Keigo Murata[1], Hiroshi Endo[2] (1. Advancesoft Corporation, 2. Central Research Institute of Electric Power Industry)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[1B15] Development of the evaluation method for the advanced level 2 probabilistic risk assessment

(3)Analysis of fission product released to environment behavior based on the source term uncertainty analysis

*KEIGO MURATA[1], Koichi Nakamura[2], Yoko Yamane[1], Taizo Kanai[2], Hiroshi Endo[2] (1. AdVanceSoft Corporation, 2. Central Research Institute of Electric Power Industry)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[1B16] Development of the evaluation method for the advanced level 2 probabilistic risk assessment

(4)Development of filtered containment venting system performance evaluation tool

*Taizo Kanai[1], Masahiro Furuya[1], Koichi Nakamura[1], Hiroshi Endo[1], Yoshihisa Nishi[1] (1. CRIEPI)

4:50 PM - 4:55 PM JST | 7:50 AM - 7:55 AM UTC

Time reserved for Chair

先進的レベル 2PRA 評価手法の開発
―(1) SA 時重要現象に着目したソースターム PRD の開発―

Development of the evaluation method for the advanced level 2 probabilistic risk assessment
- (1) Development of source term PRD method focused on high important phenomena during a severe accident -

*中村 康一[1], 山根 陽子[2], 村田 景悟[2], 金井 大造[1], 遠藤 寛[1]
([1]電力中央研究所, [2]アドバンスソフト株式会社)

先進的なレベル 2PRA 評価手法としてソースターム PRD の開発を進めている。前報までに報告したソースターム PRD に対して, SA 時重要現象の組み込みについて検討し, 評価精度の向上をはかった。

キーワード：PRD 手法, シビアアクシデント, ソースターム評価, FP 挙動, レベル 2PRA

1. 緒言 電力中央研究所では, 先進的レベル 2PRA 評価手法として, 環境への放射性物質(FP)の放出に至る事故シナリオのリスクを網羅的に評価できる動的 PRA 手法の開発を進めている。その一環として, 事故時の環境へのソースターム量を簡易的に評価できるソースターム PRD（Phenomenological Relationship Diagram)の開発を進めている。本報では, ソースターム PRD に対し, SA 時重要現象のうち MCCI（Molten Core Concrete Interaction）現象の組み込みついて検討した結果を報告する。

2. ソースターム PRD に対する SA 重要事象の組み込み

2.1 ソースタームメイン PRD 本研究によるソースターム PRD[1]では, セシウム（Cs）の環境への放出量を評価対象とする。簡易な CV 体系を想定し, Cs 漏洩流速, Cs 漏洩時間, CV 内 Cs 浮遊量を評価し, ベルヌーイの定理より環境への Cs 環境放出割合を算出する（図 1）。SA 時の重要現象（炉心損傷, MCCI, 水素燃焼等）は, Cs の環境放出割合に影響を与える重要因子である。ここでは MCCI のソースターム PRD への組み込みについて検討した。

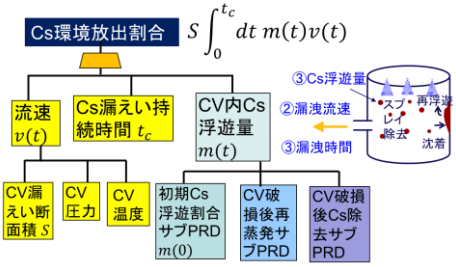


図 1 ソースタームメイン PRD

2.2 MCCI 現象の組み込み MCCI 現象によるソースターム PRD へ及ぼす主要な影響としては, CV 内の Cs 浮遊量及び CV 圧力増加が挙げられる。現状の PRD では, 炉内で多くの Cs が放出されることを想定しており, 前者の寄与は小さいと考えられることから, CV 圧力増加を対象とした。事故シナリオとして CV 内への注水がないことを想定していることから, CV 圧力の増加要因としては, 浸食に伴うコンクリート中のガス成分の放出（ここでは H_2O 及び CO_2 を想定）, 及び化学反応に伴い発生するガスの放出が考えられる。

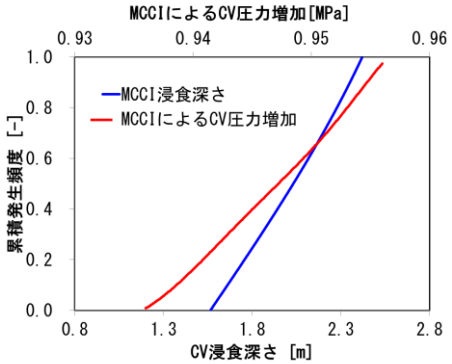


図 2 MCCI による CV 圧力増加の累積発生頻度

過去に開発した MCCI によるベースマット破損頻度評価 PRD[2]を応用し, 浸食に伴うガス発生量を評価した。コンクリート浸食深さ及び CV 圧力増加の累積発生頻度の評価結果を図 2 に示す。この結果をソースターム PRD の「CV 圧力」評価のためのサブ PRD へ反映することにより, MCCI 影響を反映することが可能である。

3. 結言 ソースターム PRD へ MCCI 現象による影響を組み込む目途を得た。今後は様々な事故シナリオに対応できる形に改良するとともに, 他の重要現象の組み込みについて検討を進める。

参考文献

[1]格納容器イベントツリーの分岐点の定量化手法に関する研究, 2017 春の年会, 中村他, 1M14～2G18
[2]格納容器イベントツリーの分岐点の定量化手法に関する研究, 2015 秋の大会, 中村他, F30

*Koichi Nakamura[1], Yoko Yamane[2], Keigo Murata[2], Taizo Kanai[1], Hiroshi Endo[1]
[1]CRIEPI, [2]Advancesoft

先進的レベル 2PRA 評価手法の開発
ー(2) FP エアロゾル粒径分布評価モデルを適用したソースターム PRD の開発ー

Development of the evaluation method for the advanced level 2 probabilistic risk assessment
- (2) Development of Source term PRD method by applying the model evaluated fission product aerosol diameter distribution -

*山根 陽子[1]、中村 康一[2]、金井 大造[2]、村田 景悟[1]、遠藤 寛[2]
([1]アドバンスソフト株式会社, [2]電力中央研究所)

レベル 2 PRA におけるソースターム放出割合評価において、エアロゾル粒径は極めて重要な因子である。ソースターム PRD に対して、水酸化セシウム等の吸湿性エアロゾルへの水蒸気凝縮などの効果による粒径成長評価モデルを組み込み、モデルの妥当性確認を目指す。

キーワード：PRD 手法，ソースターム評価，FP 挙動，レベル 2PRA

1. 緒言 電力中央研究所では、ソースターム評価上のリスクとなりうる事故シナリオを網羅的に評価出来る動的 PRA によるソースターム評価手法の確立を進め、その一環として、事故時のソースターム環境放出割合を簡易的に評価する手法としてソースターム PRD 法の開発を進めてきた。本報ではとくに、ソースターム PRD にエアロゾルの粒径成長効果を組み込んだ粒径成長サブ PRD を提案し、容器内浮遊エアロゾル量を評価した結果を報告する。

2.粒径成長サブ PRD この粒径成長サブ PRD は、格納容器(CV)破損時刻までのエアロゾルの粒径成長を最上位事象とし、粒径成長への水蒸気凝縮効果と粒子衝突による大粒子形成の凝集効果の 2 つのサブ PRD から構成される(図 1 下部)。水蒸気凝縮サブ PRD では、濃度勾配により粒子界面に向かう水蒸気拡散と、潜熱により生ずる温度勾配を考慮したメイソン方程式[1]により粒径成長を評価した。特に今回は、水酸化セシウム(CsOH)エアロゾルの特徴である高い吸湿性を考慮して、エアロゾル表面近傍における水蒸気飽和比 Sr を下位事象として取り入れ、Sr に応じた吸湿成長を評価出来るようにした。また、凝集サブ PRD では、ブラウン運動による衝突・合体による粒子数の時間変化を表す方程式を解き、粒子数の減少量とエアロゾル粒径の増大を評価出来るようにした。

3.定量化結果 本研究では、エアロゾルの粒径成長と重力沈降を合わせて CV 内浮遊量を定量化した。初期時刻においては、CV 内水蒸気は過飽和、エアロゾル粒子は一様に浮遊しているとし、その後の浮遊量(図 1 グラフ)と、粒径の時間変化を評価した。CsOH エアロゾルの溶質効果により、表面近傍の水蒸気飽和比が低下することから、遠方で過飽和状態である場合のみならず、未飽和状態の場合でも粒子の成長が見られた。特に、バルクの飽和比 S∞と表面近傍の飽和比 Sr の差が、成長速度に大きな影響を与えることが分かった。凝集効果では、エアロゾル粒子の衝突により粒子数は減少するが、凝縮効果に比べて効果は小さかった。本評価結果は同様の体系を模擬した MELCOR による解析結果と整合する傾向を得た。

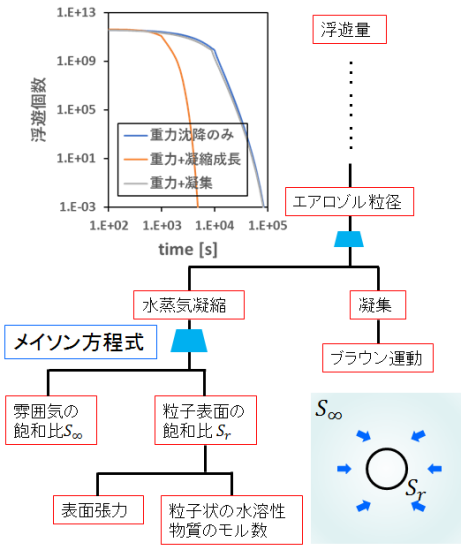


図 1 粒径成長サブ PRD

4. 結言 PRD 法により粒径成長を考慮して CV 内エアロゾル浮遊量の定量化を行った。今後は試験結果や MELCOR 結果と比較を行い、モデルの妥当性確認を行う。また、実機と同等の条件でも定量化を行い、様々な事故シナリオにおける FP 放出量を評価し、動的 PRA によるソースターム評価手法の確立を目指す。

参考文献

[1] B. J. Mason The Physics of Clouds (1957) Oxford Univ. Press.

* Yoko Yamane[1], Koichi Nakamura[2], Taizo Kanai[2], Keigo Murata[1], Hiroshi Endo[2]
[1]Advancesoft, [2]Central Research Institute of Electric Power Industry

先進的レベル 2PRA 評価手法の開発
－(3)ソースターム不確実さ解析に基づいた環境への FP 放出挙動の分析－

Development of the evaluation method for the advanced level 2 probabilistic risk assessment
- (3)Analysis of fission product released to environment behavior based on the source term uncertainty analysis -

*村田 景悟[1]、中村 康一[2]、山根 陽子[1]、金井 大造[2]、遠藤 寛[2]
([1]アドバンスソフト株式会社,[2]電力中央研究所)

シビアアクシデント（SA）解析コード MAAP を用いてソースターム不確実さ解析を実施し、ソースタームに大きく影響を与えると同定されたエアロゾル動力学的形状係数、凝集形状係数について検討を行った。

キーワード：レベル 2PRA，ソースターム不確実さ解析，シビアアクシデント，FP 環境放出挙動

1. 緒言 レベル 2PRA では依然多くの知見不足が含まれており、それによる不確実さを定量化又は低減することがレベル 2PRA の高度化につながる。現象に対する知見が不十分のため、事故進展解析の入力条件における現象関連のパラメータには不確実さが含まれている。本研究ではエアロゾル沈着挙動に関する重要パラメータであるエアロゾル形状係数に着目し、レベル 2PRA 上重要なセシウムの（Cs）性質を踏まえた不確実さパラメータの検討結果について報告する。

2. エアロゾル形状係数の不確実さ検討

2-1. 形状係数によるエアロゾル浮遊量への影響 動力学的形状係数は重力沈降時の非球形と球形の形状比係数、及び凝集形状係数は粒子衝突時の粒子の非球形性を表す係数である。

表1 動力学的形状係数

エアロゾル粒子		
動力学的形状係数	大（χ ＞ 1）	小（χ ＝ 1）
重力沈降	小	大

（表 1）MAAP における浮遊エアロゾルの重力沈降モデルによると、動力学的形状係数が増加するとエアロゾル粒子が非球形形状になり、流体抗力のため、重力沈降量が減少する。凝集形状係数が増加すると粒子衝突が促進し、粒子が球形になるため、重力沈降量が増加する。これらの形状係数は過去のエアロゾル粒径分布測定[1]から、相対湿度に依存することが明らかになっている。特に動力学的形状係数への影響は顕著であり、SA 時の相対湿度の値から形状係数の範囲の同定が可能と考えられる。

2-2. 代表的な SA 時の形状係数の範囲の同定 PWR プラントを対象に、MAAP コードを用いて、事故進展解析を実施した。代表的なプラント損傷事象において浮遊エアロゾル FP が発生し、沈降するまでの相対湿度の推移を分析した（図 1）。相対湿度の最大値付近では炉心溶融により、浮遊エアロゾルが増加している。最小値付近では重力沈降により、浮遊エアロゾルは終息している。相対湿度の推移から形状係数の同定を行った。

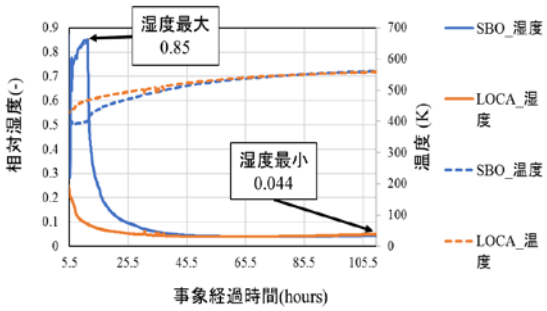


図1 SA時のPWRプラントCV内の温度・相対湿度

3. 結言 ソースターム影響の大きい、エアロゾル動的形状係数と凝集形状係数の範囲について、相対湿度の依存性から同定を行った。形状係数の浮遊エアロゾルへの影響を分析により明らかにした。今後は MCCI 等の別の不確実さ因子についても検討を行い、レベル 2PRA 高度化のために定量化を行っていく。

参考文献

[1] The Dynamic Shape Factor of Sodium Chloride Nanoparticles as Regulated by Drying Rate (Z.Wang 2010)

---

*Keigo Murata[1], Koichi Nakamura[2], Yoko Yamane[1], Taizo Kanai[2], Hiroshi Endo[2]
[1]Advancesoft., [2]CRIEPI

先進的レベル 2PRA 評価手法の開発
(4)フィルタベント総合性能評価ツールの開発

Development of the evaluation method for the advanced level 2 probabilistic risk assessment
(4) Development of filtered containment venting system performance evaluation tool

*金井 大造[1]，古谷 正裕[1]，中村 康一[1]，遠藤 寛[1]，西 義久[1]
[1]電中研

フィルタベント（FCVS）性能評価の高度化は、レベル 2PRA におけるソースターム放出量評価の高度化に資する。本研究では、実高試験設備で取得した実験結果から、除染係数を粒径、吸収液種類、液位等の関数として表現し、これらを統合した FCVS 総合性能評価ツールを開発した。適用例と共に報告する。
キーワード：フィルタベント，レベル 2PRA，ソースターム，シビアアクシデント

1. 緒言

我が国の原子力発電所では、放射性物質の放出量を低減する、フィルタベント（FCVS）装置の導入が進められている。本研究では、電中研に設置した実高試験設備を用いた実験データに基づき FCVS 性能を評価するツールを開発したので事例と共に示す。

2.フィルタベント総合性能評価ツール

2-1. 概要　FCVS 総合性能解析ツールは、除染係数(DF)の実験相関式を用いて、熱水力挙動（温度、圧力、液位等）を収束計算により求めることでエアロゾル、ヨウ素、有機ヨウ素に対する DF を得る。

2-2. 解析例　図 1 に一例として FCVS 入口圧力が 700 kPaG 一定の場合における FCVS 熱水力学的挙動の解析結果を示す。ベント開始直後は、FCVS 入口による蒸気流量の制限、蒸気凝縮による FCVS 内部液位の上昇、ベンチュリスクラバ不作動（喉部チョーク流のため非自給状態）となる。その後に、出口オリフィスにより蒸気流量が制限され、ベンチュリスクラバは自給状態へ移行する。図 2 に、このシナリオにおけるエアロゾル（粒子径 0.2 μm）に対する各段 DF とこれらの積で評価した FCVS 全体での DF を示す。

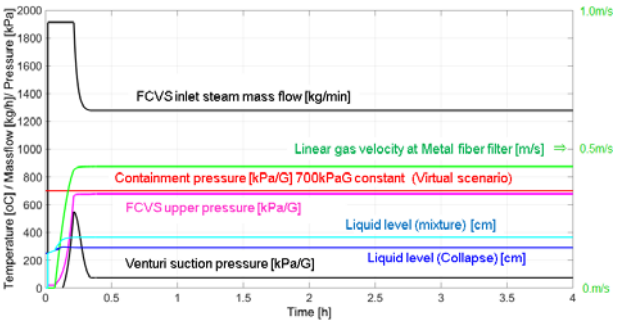


図 1　FCVS 装置の熱水力学的挙動（仮想シナリオ）

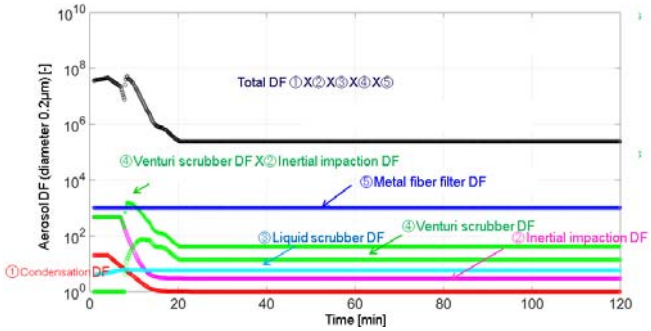


図 2　エアロゾル DF 挙動（仮想シナリオ）

3. 結論

本研究では、高い汎用性・拡張性を持つことを目標とした FCVS 総合性能評価ツールを開発した。本ツールにおいて採用しているモデルについては、今後もその妥当性の確認と改良が必要である。

*Taizo Kanai[1], Masahiro Furuya[1], Koichi Nakamura[1], Hiroshi Endo[1], Yoshihisa Nishi[1]
[1]CRIEPI.

本研究は、資源エネルギー庁委託事業「平成 28 年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（フィルタベントの性能評価のための技術基盤整備）」の一部として実施した。

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：306-1 Nuclear Safety Engineering, Nuclear Installation Safety, PSA

Wed. Sep 13, 2017 4:55 PM - 6:00 PM JST | Wed. Sep 13, 2017 7:55 AM - 9:00 AM UTC | Room B B12 - B1 Block

[1B17-20] Evaluation of Source Terms and Radiation Doses 2

Chair:Koichi Nakamura (CRIEPI)

4:55 PM - 5:10 PM JST | 7:55 AM - 8:10 AM UTC

[1B17] Analytical technique for cesium and iodine chemical behavior under severe accident

*Hiroyuki Shiotsu[1], Jun Ishikawa[1], Hiroto Ito[1], Tomoyuki Sugiyama[1], Yu Maruyama[1] (1. JAEA)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[1B18] Probabilistic Risk Assessment Method Development for High Temperature Gas-cooled Reactors

(7)Source term evaluation for accident scenario considering graphite component failure

*Hiroyuki Sato[1], Yuki Honda[1], Hirofumi Ohashi[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[1B19] Probabilistic Risk Assessment Method Development for High Temperature Gas-cooled Reactors

(8)Identification of influencing factors for uncertainty in source term evaluation during unprotected depressurized loss-of-forced circulation accident

*Yuki Honda[1], Hiroyuki Sato[1], Hirofumi Ohashi[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[1B20] Probabilistic Risk Assessment Method Development for High Temperature Gas-cooled Reactors(HTGRs)

(9)Consideration on applicability of SECOM 2-DQFM-U code in case of pipe breach accident by seismic

*Kosuke Matsuda[1], Hitoshi Muta[1], Ken Muramatsu[1], Hiroyuki Sato[2], Akemi Nishida[2], Tatsuya Itoi[3], Yasuki Ohtori[1] (1. Tokyo City University, 2. Japan Atomic Energy Agency, 3. The University of Tokyo)

5:55 PM - 6:00 PM JST | 8:55 AM - 9:00 AM UTC

Time reserved for Chair

シビアアクシデントにおける Cs 及び I の化学挙動評価手法に関する検討

Analytical technique for cesium and iodine chemical behavior under severe accident

*塩津 弘之，伊藤 裕人，石川 淳，杉山 智之，丸山 結
原子力機構

照射済み燃料からの FP 放出･移行挙動実験である VERDON-2 実験について化学平衡を仮定する FP 移行挙動評価コード VICTORIA2.0 による解析を実施し、平衡論により Cs 化学挙動を定性的に評価できることを明らかにした。一方で I はその移行量を過小評価しており、手法に課題があることが示された。

キーワード：シビアアクシデント，ソースターム，核分裂生成物, VERDON-2 実験, VICTORIA2.0 コード

1. 緒言

シビアアクシデント時のソースターム評価において原子炉冷却系内での核分裂生成物（FP）化学挙動モデルには、大きな不確かさが存在する。本研究では水蒸気雰囲気での照射済み燃料からの FP 放出・移行挙動実験である VERDON-2 実験[1]について、熱化学平衡理論に立脚した FP 移行挙動評価手法による解析を実施し、Cs および I の化学挙動に対する熱化学平衡論の適応性を評価した。

2. 解析手法

VERDON-2 実験では、加熱炉と温度勾配管から成る装置体系において、MOX 燃料を加熱することにより FP の放出・移行挙動を評価している。解析では、化学平衡を取り扱い可能な FP 移行挙動評価コード VICTORIA2.0[2]を用い、全 18 分割（加熱炉 1、接続部位 1、温度勾配管 16）から成る体系で、phase-1（不活性雰囲気）、-2（水蒸気）-3（不活性）を対象とし、Cs および I の移行に係わる解析を実施した。MOX 燃料から放出後の各 FP の化学挙動に着目するため、実験で得られている FP 放出履歴（Cs、I、Mo、Ba）を入力として与えた。各セルの雰囲気温度は、簡易的な熱伝達計算により決定した。

3. 結果・考察

図 1 に温度勾配管における Cs 及び I の沈着分布を示す。解析では、低温領域を除き、実験で得られた Cs の定性的な沈着傾向[1]を概ね再現しており、本実験条件下での Cs の化学挙動に対して平衡論を適用できる見通しを得た。また、各温度領域での沈着の駆動力はそれぞれ異なっており、約 1000 K では Cs_2MoO_4 の壁面凝縮、約 650 K では CsOH の壁面凝縮、<600 K ではエアロゾル（CsOH、Cs_2MoO_4）の重力沈降に起因することが示唆された。また沈着した CsOH は試験後期に放出される Mo との固-気反応により最終的に Cs_2MoO_4 沈着物へと変化した。

I の沈着分布は、実験よりも高温側に CsI 由来の沈着ピークを予測しており、課題があることが示された。

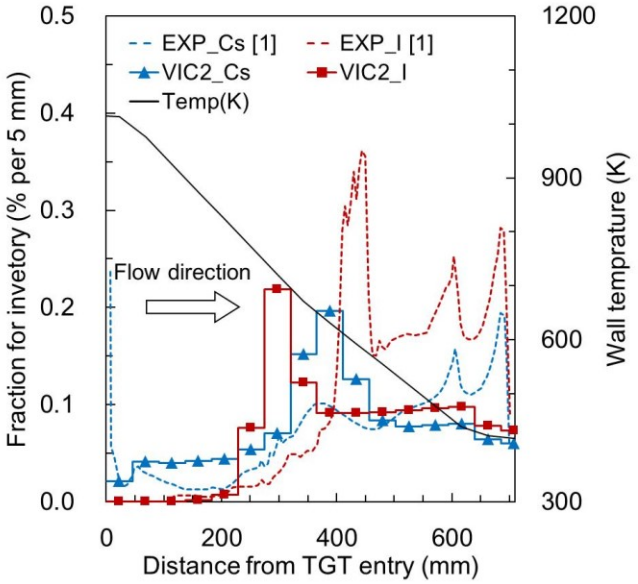


図 1 温度勾配管における Cs 及び I の沈着分布

参考文献

[1] A. Gallais-During et al., Ann. Nucl. Energy, 101, 109-117, 2017.　[2] N. E. Bixler, NUREG/CR-6131,1998.

本件は、原子力規制庁から受託した平成 28 年度および平成 29 年度「原子力施設等防災対策等委託費（シビアアクシデント時ソースターム評価技術高度化）事業」の成果である。

*Hiroyuki Shiotsu, Jun Ishikawa, Hiroto Ito, Tomoyuki Sugiyama and Yu Maruyama, JAEA

高温ガス炉の確率論的安全評価手法（確率論的リスク評価手法）の開発
(7) 黒鉛構造物損傷時におけるソースターム評価

Probabilistic Risk Assessment Method Development for High Temperature Gas-cooled Reactors

(7) Source term evaluation for accident scenario considering graphite component failure

*佐藤博之，本多友貴，大橋弘史

原子力機構

地震に起因して黒鉛構造物が損傷する事象を対象としたソースターム評価を行い、損傷形態の違いがソースターム評価結果に与える影響を明らかにした。

キーワード：高温ガス炉、確率論的リスク評価、ソースターム評価

１．緒言　高温ガス炉の確率論的リスク評価手法確立に向けて、構築物及び静的機器損傷時のソースターム評価手法開発を進めている。本発表では、地震起因の黒鉛構造物損傷がソースターム評価結果に与える影響の検討結果を報告する。

２．黒鉛構造物損傷評価モデル　黒鉛構造物損傷に係るソースターム評価上の重要因子である原子炉の有効熱伝導度及び流動抵抗について、損傷形態「亀裂発生」及び「全体破壊」に対応した評価モデルを構築した。有効熱伝導度は、亀裂発生に対し熱移動方向に垂直な亀裂を仮定し、直列則に基づき評価した。全体破壊時は、黒鉛材料結晶粒の最密充填構造を仮定し有効媒質理論に基づき評価した。流動抵抗は亀裂発生に影響を受けないのに対し、全体破壊時には破片の流路閉塞による増大を想定し、多孔質媒体と仮定し評価した。モデルプラント黒鉛構造物の損傷形態に応じた有効熱伝導度を図１に示す。

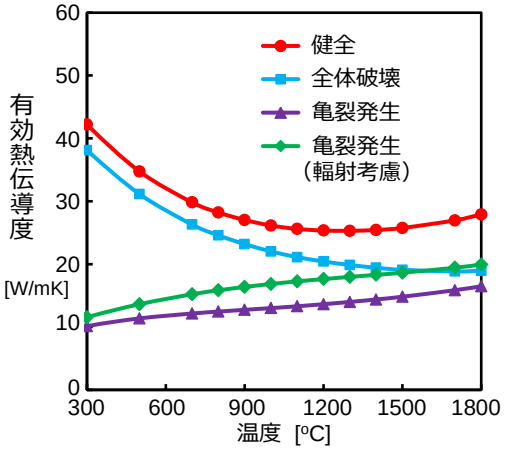


図１　黒鉛構造物の損傷形態に応じた有効熱伝導度

３．ソースターム評価　モデルプラントを対象に、スタンドパイプと二重管破損に炉心黒鉛構造物の損傷が重畳した事象のソースターム評価を行った。事故後、燃料温度が最大となる時刻での炉心温度分布評価結果を図２に示す。また、得られた知見を以下に示す。

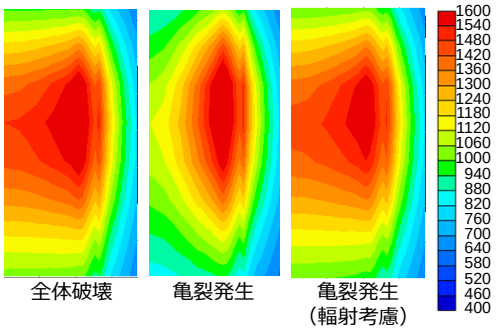


図２　黒鉛構造物損傷時の炉心温度分布（事故後、燃料温度が最大となる時刻）

- 全体破壊時は、流動抵抗増大に伴う自然循環流量低下により燃料温度が上昇するものの、酸化による燃料破損率が低減するため、公衆被ばく線量は健全時とほぼ同じとなった。
- 亀裂発生時は、有効熱伝導度低下に伴う燃料温度上昇により公衆被ばく線量が健全時に対して 1.5 倍程度となった。
- 亀裂部での輻射を考慮した場合、燃料温度上昇が低減し、公衆被ばく線量は健全時とほぼ同じとなった。

４．結言　提案した評価モデルにより、黒鉛構造物での損傷形態を考慮したソースターム評価が可能であることを明らかにした。

謝辞

本研究は、文部科学省国家課題対応型研究開発推進事業英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業の一部として実施している。

*Hiroyuki Sato, Yuki Honda, Hirofumi Ohashi　Japan Atomic Energy Agency

高温ガス炉の確率論的安全評価手法（確率論的リスク評価手法）の開発
(8) 原子炉停止機能喪失を伴う高温ガス炉減圧事故時における ソースタームの不確実さ因子分析

Probabilistic Risk Assessment Method Development for High Temperature Gas-cooled Reactors
(8) Uncertainty analysis for source term evaluation of high temperature gas-cooled reactor under loss-of-forced circulation accident with control rod system failure

*本多友貴，佐藤博之，大橋弘史
原子力機構

高温ガス炉の原子炉停止機能喪失を伴う減圧事故時におけるソースタームの不確実さ因子分析として、燃料温度の感度解析を行い、重要因子を明らかにした。

キーワード：高温ガス炉、確率論的リスク評価、ソースターム評価、不確実さ因子分析

１．緒言　高温ガス炉の設計上、安全上の特徴を考慮した確率論的安全評価手法（確率論的リスク評価手法）の確立を目標に、ソースターム評価手法開発を進めている。本発表では、原子炉停止機能喪失を伴う減圧事故時におけるソースタームの不確実さ因子分析として、燃料温度評価における重要因子の選定結果を報告する。

２．事象概要　高温ガス炉では、１次冷却系配管破損等に伴う減圧事故時に原子炉停止機能喪失が重畳した場合、負のドップラー反応度投入により未臨界となる。しかし、その後、再臨界が発生し、燃料は高温状態で保持されるため、未臨界時の燃料温度に加えて、再臨界後の燃料温度がソースターム評価上重要である。

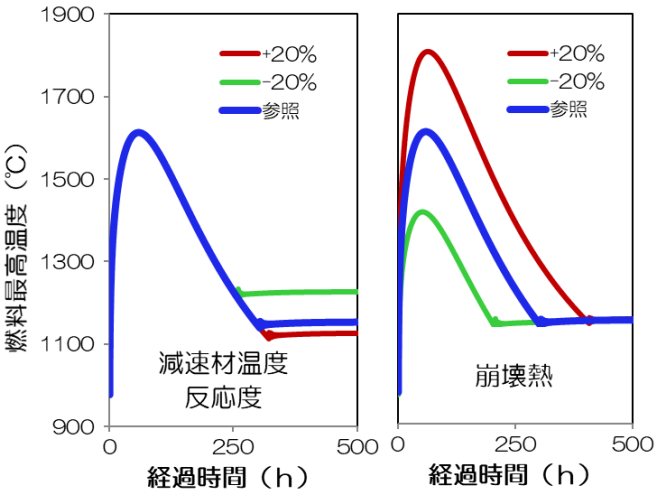


図１　感度解析結果の例

３．重要因子選定方法　本検討では、事故時の燃料温度評価に係る場の方程式及び物理モデルを対象に、物理的に意味を持つ因子を網羅的に抽出した。その後、抽出した因子をパラメータとして±20%幅にて感度解析を行い、事故後の燃料最高温度及び再臨界後の燃料温度に対して感度が大きいものを重要因子として選定した。

４．感度解析及び重要因子の抽出結果　感度解析結果（図１）から、減速材温度反応度、キセノン反応度、崩壊熱、熱伝導（炉内）、熱容量（炉内）及び輻射（炉外）を重要因子として選定した（図２）。今後、専門家意見も考慮し、選定した重要因子に影響を与えるパラメータの中から、不確実さを表現する代表的なもの（変動パラメータ）を選定するとともに不確実さ伝播解析を実施する。

物理的に意味を持つ因子		
核出力	①ドップラー反応度	
	②減速材温度反応度	
	③キセノン反応度	
	④中性子源効果	
	⑤動特性パラメータ	
⑥崩壊熱		
熱伝達	⑦炉内	⑧炉外
熱伝導	⑨炉内	⑩炉外
熱容量	⑪炉内	⑫炉外
輻射	⑬炉内	⑭炉外

□ 感度解析の結果として選定された燃料温度評価に影響を与える因子

図２　重要因子選定結果

謝辞　本研究は、文部科学省国家課題対応型研究開発推進事業英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業の一部として実施している。

*Yuki Honda, Hiroyuki Sato, Hirofumi Ohashi,　Japan Atomic Energy Agency

高温ガス炉の確率論的安全評価手法（PRA 手法）の開発
(9)地震起因の配管破断事象における事故シーケンスの発生頻度に関する SECOM2-DQFM-U コードの適用性の検討

Probabilistic Risk Assessment Method Development for High Temperature Gas-cooled Reactors(HTGRs)
(9) Consideration on applicability of SECOM 2-DQFM-U code in case of pipe breach accident by seismic

*松田 航輔[1]，牟田 仁[1]，村松 健[1]，大鳥 靖樹[1]，佐藤 博之[2]，西田 明美[2]，糸井 達哉[3]
[1]東京都市大学，[2]日本原子力研究開発機構，[3]東京大学

本研究では、高温ガス炉の設計上や安全上の特徴を考慮した確率論的リスク評価手法（PRA 手法）の確立を目標に、事故シーケンス評価手法の開発を進めている。本発表では、いくつかの事故シーケンスを例に挙げ、SECOM2-DQFM-U[1]コードの適用性を検討した結果を報告する。

キーワード：高温ガス炉、地震に関する確率論的リスク評価、配管の複数破断

1. 緒言

地震 PRA において事故シーケンス発生頻度を評価する計算コードとして、日本原子力研究開発機構（JAEA）で開発された SECOM2-DQFM-U がある。本コードは地震時の機器損傷の相関や複数故障による起因事象を考慮しつつ、不確実さを含めた定量的評価ができる。本発表では、前報[2]で示した事故シーケンスのうち、配管破断による空気侵入の事故シーケンスを例として、試計算を行い、高温ガス炉 PRA における本コードの適用性について検討した。

2. SECOM2-DQFM-U コードの適用

計算の主要部分では、各機器の応答及び耐力の対数標準偏差と相関係数で定義される確率分布を反映して、応答と耐力のモンテカルロサンプリングが行われ、機器の損傷及び FT 頂上事象の発生が判断される。事故シーケンス発生確率は、サンプリング総数に対する事故シーケンス発生回数の割合で計算される。

3.事故シーケンスの解析

前報[2]に類似の比較的簡略なイベントツリー/フォールトツリーモデルを用いて、事故シーケンス発生頻度の不確実さ解析（5%,95%値を推定）を行い、点推定の評価と比較した。各事故シーケンスにおける線量及び不確実さを考慮した発生頻度を図 1 に示す。

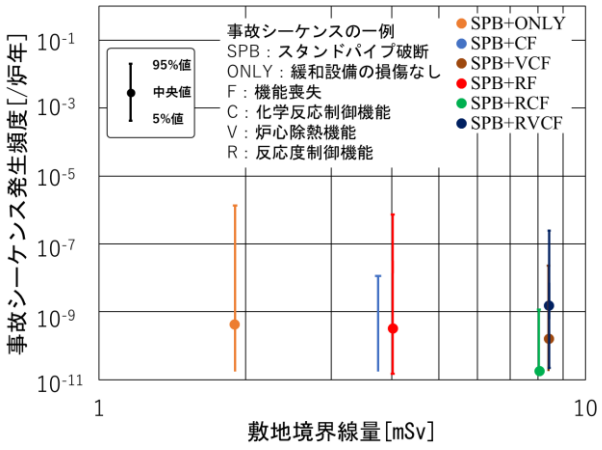


図 1 各事故シーケンス発生頻度の試計算の一例

4. まとめ

SECOM2-DQFM-U コードの適用性を検討した。事故シーケンス頻度の不確実さ解析結果と点推定による評価の比較などから、損傷の相関係数が最終的な事故シーケンス評価結果に大きく影響を与えると可能性がある。今後は、機器間の応答の相関係数をより詳細に評価していく必要があると考える。

参考文献

[1] K. Muramatsu et al., “Development of a New Seismic PRA Code for Uncertainty Analysis,” Topical Meeting on Safety in Reactor Operations, (Top Safe 2017) Vienna, Austria, February (2017).
[2] 松田 航輔 他、高温ガス炉の確率論的安全評価手法（確率論的リスク評価手法）の開発 (4) 地震 PRA のための配管の複数破断を含む事故シーケンスを表現するイベントツリーの作成法の検討，原子力学会 2017 春の大会（2017）

*Kosuke Matsuda[1], Hitoshi Muta[1], Ken Muramatsu[1], Yasuki Ohtori[1],Hiroyuki Sato[2], Akemi Nishida[2], Tatsuya Itoi[3],
[1]Tokyo City University, [2]Japan Atomic Energy Agency, [3]The University of Tokyo

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：306-1 Nuclear Safety Engineering, Nuclear Installation Safety, PSA

Wed. Sep 13, 2017 10:00 AM - 11:05 AM JST | Wed. Sep 13, 2017 1:00 AM - 2:05 AM UTC | Room C Open Hall - B1 Block

[1C01-04] Mitigation Measures Against Severe Accidents

Chair:Daisuke Yamauchi (TEPCO HD)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[1C01] Development of hydrogen treatment system in severe accident

(8)Evaluation of Obstructive facter for hydrogen treatment rate

*Akira Yamada[1], chikako Iwaki[1], Motoshige Yagyu[1], Yoshiko Haruguchi[1], Masashi Tanabe[2] (1. Toshiba Corporation Power and Industrial Systems Research and Development Center, 2. Toshiba Corporation Isogo Engineering Center)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[1C02] Development of Hydrogen Treatment System in Severe Accident

(9)Evaluation of Steam Influence on Hydrogen Processing Characteristics of Reactor Unit

*Chikako Iwaki[1], Tsukasa Sugita[1], Akira Yamada[1], Motoshige Yagyu[1], Yoshiko Haruguchi[1], Masashi Tanabe[1] (1. Toshiba corporation)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[1C03] Development of a method for Mitigating Thermal Stratification in Pressure Suppression Pool

*Akira Tanaka[1], Akiyoshi Obonai[1], Marco Pellegrini[2] (1. TOHOKU ELECTRIC POWER CO.,INC., 2. The Institute of Applied Energy)

10:45 AM - 11:00 AM JST | 1:45 AM - 2:00 AM UTC

[1C04] Adsorption characteristics of methyl iodine on AgX in low temperature region-Part.3

*Toshiki Kobayashi[1], Jifeng Wang[1], Yoshihiro Ishikawa[1], Yuichiro Uzuyama[1], Koji Endo[1] (1. Rasa Industries, LTD)

11:00 AM - 11:05 AM JST | 2:00 AM - 2:05 AM UTC

Time reserved for Chair

シビアアクシデント時の水素処理システムの開発
(8)水素処理速度の阻害要因による影響評価

Development of Hydrogen Treatment System in Severe Accident
(8) Evaluation of Obstructive Factor for Hydrogen Treatment Rate

*山田昂[1]，岩城智香子[1]，柳生基茂[1]，春口佳子[1]，田邊雅士[1]
[1]株式会社　東芝

水素処理システムに供する金属酸化物について反応阻害要因である水蒸気および核分裂生成物（FP）の影響を評価した。水蒸気分圧をパラメータとして試験を行い、反応速度式を作成した。FP 影響はヨウ化セシウムを模擬 FP として金属酸化物に予め塗布した際の水素処理速度を取得し、その影響が軽微であることを確認した。

キーワード：水素処理，金属酸化物，シビアアクシデント，格納容器

1. 緒言

これまで水素処理システムに供する金属酸化物として、低温動作用のφ1mm の MnO_2[1] と高温動作用のφ2mm の CuO[2]を選定し速度式を評価してきたが、実機適用に向けて反応阻害要因の影響評価が必要である。本報では想定される反応阻害要因である水蒸気影響および核分裂生成物(FP)の影響を評価した。

2. 実験

金属酸化物としてφ1mm の MnO_2 もしくはφ2mm の CuO を充填し試験した。各々の金属酸化物は使用目的に応じた初期温度を設定し、N_2、H_2、H_2O ガスを所定の濃度および速度で供給し、その際の供給水素流量と処理後水素流量の差から金属酸化物体積当たりの水素処理速度（$g/s/m^3$）を評価した。また、FP 影響試験では予めヨウ化セシウム（CsI）を所定量塗布したφ2mm の CuO を用いて評価を行った。

3. 結果

3-1. 水蒸気影響評価

MnO_2 では水蒸気分圧 0.1MPa-abs を境界に水素処理速度が低下し、CuO では 0.4MPa-abs まで低下しないことを確認した（図 1）。MnO_2 では既発表の反応速度式[1]とは別に水蒸気分圧 0.1MPa-abs 以上の水蒸気影響が大きい範囲における反応速度式が必要であるため、温度依存性（図 2）等の評価結果から下に示す反応速度式 V_1 を得た。CuO は図 1 から水蒸気影響が小さいため、下に示す既発表の反応速度式 V_2[2]を適用することとした。

MnO_2：$V_1 = 4.08\times10^5\times\exp(-4865\times1/T)\times[H_2]\times P^{-0.43}$

CuO：　$V_2 = 7.87\times10^4\times\exp(-3280\times1/T)\times[H_2]^{0.73}\times[H_2O]^{-0.28}\times P^{0.0043}$

T[K]:温度、H_2[-]:水素モル分率、H_2O[-]:水蒸気モル分率、P[MPa-abs.]:全圧

3-2. FP 影響評価

FP 単独の影響を確認するため、水蒸気影響が小さい CuO を用い、想定発生量の CsI を付着させた場合の水素処理速度を評価した。その結果、FP が水素処理速度へ与える影響は 2%程度と軽微であった（図 3）。

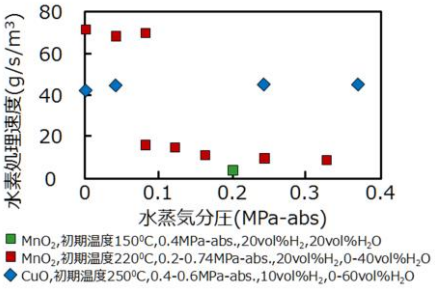


図 1　水蒸気分圧依存性

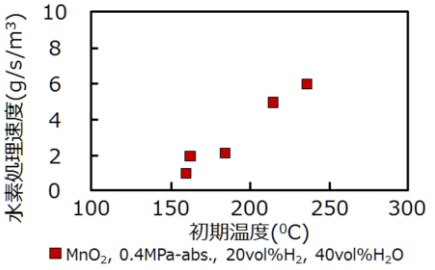


図 2　温度依存性

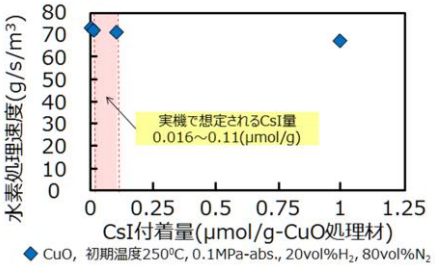


図 3　CsI 付着量依存性（CuO）

4. 結言

MnO_2 では水蒸気影響を考慮した反応速度式を作成し、CuO では水蒸気影響が大きい範囲まで既往報告した反応速度式[2]を適用できる見込みを得た。また事故時に共存が予想される CsI 量が水素処理速度に与える影響は軽微であることがわかった。

なお、本件は経済産業省平成 28 年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（シビアアクシデント時の水素処理システムの開発に向けた基盤整備）の成果の一部である。

参考文献

[1]山田ら、「シビアアクシデント時の水素処理システムの開発(4)」、日本原子力学会 2016 年春の年会、1I13
[2]山田ら、「シビアアクシデント時の水素処理システムの開発(6)」、日本原子力学会 2016 年秋の大会、2E05

*Akira Yamada[1], Chikako Iwaki[1], Motoshige Yagyu[1], Yoshiko Haruguchi[1] and Masashi Tanabe[1]
[1]TOSHIBA CORPORATION.

シビアアクシデント時の水素処理システムの開発
（9）反応器水素処理特性への水蒸気の影響評価

Development of Hydrogen Treatment System in Severe Accident

(9) Evaluation of Steam Influence on Hydrogen Processing Characteristics of Reactor Unit

*岩城智香子[1]，杉田宰[1]，山田昂[1]，柳生基茂[1]，春口佳子[1]，田邊雅士[1]

[1]株式会社　東芝

シビアアクシデント直後に発生する大量の水素を金属酸化物で処理する水素処理システムを開発している。CuO 成型体を充填した反応器試験体を用いた水蒸気混在試験により、積算水素処理量が相対湿度に依存することがわかった。また、水蒸気の影響を考慮した反応器評価モデルを作成した。

キーワード：金属酸化物，シビアアクシデント，水素処理速度，相対湿度

1. 緒言

シビアアクシデント時の水素処理装置開発において、これまで球形に成型した金属酸化物を充填した反応器の水素処理特性を試験してきたが[1]、実機適用においては反応を阻害する要因の影響評価が必要である。そこで、反応阻害要因のうち最も重要と考えられる水蒸気の影響を評価するための試験を実施した。また、水蒸気の影響を考慮した反応器評価モデルを作成し、積算水素処理量の予測精度を評価した。

2. 反応器特性試験および評価

2-1. 試験装置

試験装置は主に、水素、水蒸気及び窒素を所定の流量比で混合する混合器、混合ガスの予熱器、反応器試験体より構成される。反応器試験体として、内径 65.9mm、高さ 600mm のステンレス管の内部にφ2.0mm の CuO を充填したものを使用した。反応器内に熱電対を、反応器入口・出口に水素濃度計を設置して水素処理量を算出した。

2-2. 試験結果

圧力 0.17MPa、ガス流量 62L/min、水蒸気濃度 33vol%で試験した時の水素濃度の時系列変化を図 1 に示す。ガスが供給されると金属酸化物と水素との反応が開始し、反応器試験体出口水素濃度が 0vol%となった。別途計測した反応器内温度分布から、入口部より金属酸化物は反応熱によって約 600℃まで温度上昇し、高温域（反応域）が徐々に出口側へ移行することを確認している。出口近傍の金属酸化物の温度低下とともに、約 9400 秒から出口水素濃度が上昇し（図 1）、やがて反応が終了した。ガス温度、水素及び水蒸気濃度をパラメータとした試験を実施したところ、出口水素濃度及び金属酸化物の最高温度はこれらの条件に大きく依存した。そこで水素処理性能を評価するため反応終了までの積算水素処理量を計算したところ、図 2 に示すように、相対湿度が低いほど、またガス温度が高いほど積算水素処理量は増加することがわかった。

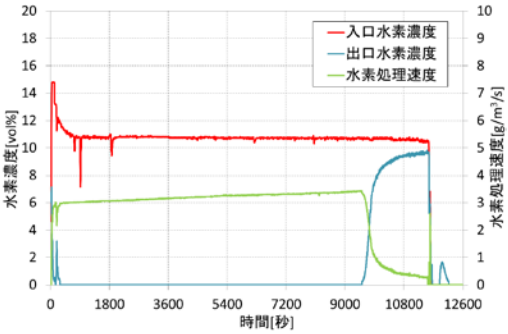


図 1　水素濃度及び水素処理速度の試験結果

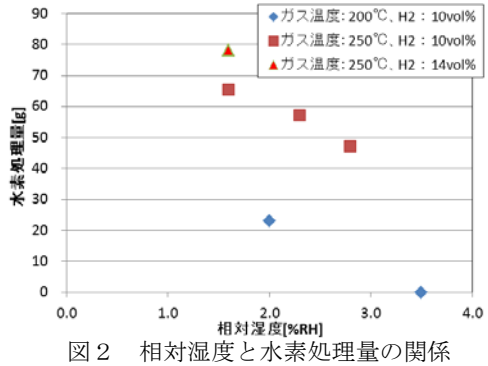


図 2　相対湿度と水素処理量の関係

2-3. 反応器評価モデル

質量保存式とエネルギー保存式を基礎式とし、水素処理速度式を組込んだ一次元の反応器評価モデル[2]を、水蒸気の影響を考慮して修正した反応速度式[3]を用いて改良し、解析結果を試験結果と比較した。その結果、積算水素処理量を誤差約 30%以下で予測することを確認した。

3. 結論

反応器の水素処理特性試験により、水蒸気混在の条件でも水素処理が可能であること、積算水素処理量は相対湿度に依存することがわかった。また水蒸気の影響を評価可能な反応器評価モデルを作成し、水蒸気混在条件における水素処理量予測の目途を得た。

なお、本件は経済産業省平成 28 年度発電用原子炉等安全策高度化技術基盤整備事業(シビアアクシデント時の水素処理システムの開発に向けた基盤整備)の成果の一部である。

参考文献

[1]岩城ら、「シビアアクシデント時の水素処理システムの開発(5)」、日本原子力学会 2016 年春の大会、1I14
[2]香月ら、「過酸化金属による水素処理特性評価」、日本機械学会、第 21 回動力・エネルギー技術シンポジウム、E212(2016)
[3]山田ら、「シビアアクシデント時の水素処理システムの開発(8)」、日本原子力学会 2017 年秋の大会（投稿中）

*Chikako Iwaki[1], Tsukasa Sugita[1], Akira Yamada[1], Motoshige Yagyu[1], Yoshiko Haruguchi[1] and Masashi Tanabe[1]

[1]TOSHIBA Corporation

圧力抑制室内温度成層化の緩和及び発生時の対応検討

Development of a method for Mitigation of Thermal Stratification in Pressure Suppression Pool

*田中 晃[1]，小保内 秋芳[1]，ペレグリニ マルコ[2]

[1]東北電力株式会社，[2]（一財）エネルギー総合工学研究所

東北電力株式会社では，福島第一原子力発電所の事故の知見や女川の震災時の対応から得られた教訓を踏まえ，さらなる安全の向上に向けて女川・東通の各発電所の各種安全対策（ハード対策，ソフト対策）を検討している。本報では，圧力抑制室内温度成層化の緩和及び発生時の対応について，サプレッションプール三次元評価が可能な POOL-3D モジュールを適用した SAMPSON コードを用いて検討した結果を報告する。

キーワード：温度成層化，サプレッションプール，SAMPSON

1. 緒言

福島第一原子力発電所の事故では，原子炉隔離時冷却系タービン排気蒸気により圧力抑制室内で温度成層化が発生したと考えられている。圧力抑制室内で温度成層化が発生した場合，サブクール度が減少することで，格納容器圧力等の事象進展が想定よりも早まる可能性があることから，圧力抑制室を有するＢＷＲプラントにおいて，温度成層化の緩和及び発生時の対応は非常に重要である。

以上を踏まえて，シビアアクシデントコード SAMPSON（サブモジュール POOL-3D 含む）により，現行運転手順で規定する温度成層化の緩和及び発生時の操作についての効果・妥当性を定量的に確認する。

2. 解析方法

女川原子力発電所２号炉を対象に，全交流動力電源喪失シーケンスにおける原子炉隔離時冷却系運転時および逃がし安全弁作動時のサプレッションプール保有水温度の三次元挙動について，シビアアクシデントコード SAMPSON により解析を実施した。

3. 結果・考察

現行の運転手順では，原子炉減圧時には，複数ある逃がし安全弁をサイクリックに動作させることで，サプレッションプール保有水のミキシングを促進し，保有水の均一な温度上昇を図ることとしている。

対応検討のベースケースとして，原子炉隔離時冷却系タービン排気口の位置等を模擬することで，温度成層化の生成過程を評価した。また，図１の通り，温度成層化が発生した状況において，逃がし安全弁クエンチャーの位置等を模擬し，逃がし安全弁動作による温度成層化の解消過程を評価した。さらに，減圧時の弁数の影響や原子炉隔離時冷却系運転状態との組み合わせの影響について確認し，現行運転手順の妥当性を確認した。

今後は，本検討で得られた知見を整理し運転手順書の技術ベースとして整備する計画である。

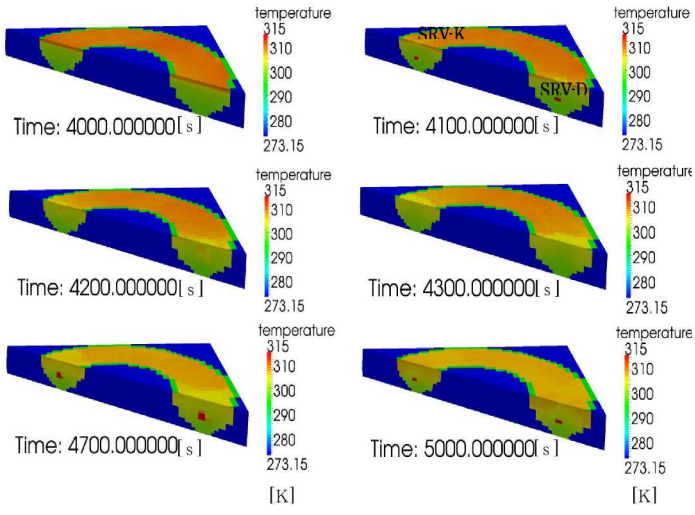


図１ 逃がし安全弁動作時の成層化解消過程

*Akira Tanaka[1], Akiyoshi Obonai[1] and Marco Pellegrini[2]

[1]Tohoku Electric Power Co., Inc. [2]The Institute of Applied Energy

放射性ヨウ素吸着剤 AgX の低温度域でのヨウ化メチル吸着特性 Part.3

Adsorption characteristics of methyl iodine on AgX in low temperature region-Part.3

*小林 稔季，王 吉豊，石川 慶浩，宇津山 雄一郎，遠藤 好司
ラサ工業　株式会社　電子材料事業部

原子力発電所のシビアアクシデント時の緊急対策室等の空気浄化システムとしての応用を想定した場合、難燃性の吸着剤 AgX を使用すれば、マイナス温度域での吸着特性を把握する事で、吸着剤の交換が不要で、外気の加熱装置も不要な小型の空気浄化システムが構築できます。そこで、Part.1,2 に引き続き、マイナス 40℃での AgX のヨウ化メチル吸着特性を評価しました。その結果、マイナス 40℃の温度でも良好な吸着特性を示しました。ただし、この吸着は、一旦、物理吸着した後、徐々に化学吸着していると思われました。

キーワード : AgX、吸着剤、シビアアクシデント対策、放射性ヨウ素、原子力発電所、低温度域、空気浄化システム。

1. はじめに

弊社の AgX は、ベント雰囲気の、高温、高湿度下で良好なヨウ素吸着性能がありますが、前報[1],[2]では、マイナス５℃に於いても、ヨウ化メチルは AgX に化学吸着している事を示しました。今回引き続き、マイナス 40℃での AgX の吸着性能を評価しました。

2. マイナス 5℃　および 40℃でのヨウ化メチル吸着性能

表 1 にマイナス５℃で、露点マイナス 10℃の空気、表 2 にマイナス 40℃で、露点マイナス 50℃の空気を流した際の、AgX への接触時間とヨウ化メチル吸着率の関係の結果を示します。ヨウ化メチル濃度は共に 20ppm です。なお、AgX は空気浄化システム内での長期保管を前提にして 30℃で吸湿させた試料を使用しました。この様に、マイナス 40℃では、接触時間 0.25 秒で 99%以上となり、マイナス 5℃よりも良好な結果となりました。別途実施した、接触時間 0.60 秒の試験では、マイナス 40℃で、吸着率が 99%以下になるまでの AgX　1ml 当りのヨウ化メチル吸着容量は、約 18mg でした。

ヨウ化メチルは、AgX に化学吸着するとメタノールを放出する事が知られています。そこで、OUT ガス中のメタノールの挙動を調べた所、マイナス 40℃では、少量のメタノールが検出され、温度をマイナス 20℃付近まで上げると、一気にメタノールが出てくる事が判り、最初の吸着は物理吸着が主体であるが、徐々に化学吸着となる事が予想されました。

これらの結果、AgX は外気の加熱装置なしでの屋外設置型の空気浄化システムへの応用が可能と判りました。

表１　マイナス５℃における吸着率

接触時間	ヨウ化メチル吸着率 [%]		
[sec.]	20 分	40 分	60 分
0.26	97.87	97.61	97.24
0.41	99.76	99.53	99.32
0.50	100.00	99.98	99.95
0.62	99.99	99.98	99.97

表２　マイナス４０℃における吸着率

接触時間	ヨウ化メチル吸着率 [%]		
[sec.]	20 分	40 分	60 分
0.25	99.85	99.69	99.60
0.40	99.99	99.98	99.99
0.50	99.98	99.98	99.99
0.59	>99.99	>99.99	>99.99

参考文献

[1]　日本原子力学会　2016 年秋の大会　2G17
[2]　日本原子力学会　2017 年春の大会　1M12

---

*Toshiki Kobayashi, Jifeng Wang, Yoshihiro Ishikawa, Yuichiro Uzuyama and Koji Endo
Rasa Industries, Ltd., Electronic Materials Div.

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：306-1 Nuclear Safety Engineering, Nuclear Installation Safety, PSA

Wed. Sep 13, 2017 11:05 AM - 11:55 AM JST | Wed. Sep 13, 2017 2:05 AM - 2:55 AM UTC | Room C Open Hall - B1 Block

[1C05-07] Safety Assessment for Light Water Reactors 1

Chair:Masahiro Ishigaki (JAEA)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[1C05] Development of Desktop Plant Simulator to Treat Simultaneous Accident Progress in Reactor and SFP

(2)Specification and functions of desktop plant simulator in reactor shutdown condition

*Yoshitaka Sugiura[1], Ryunosuke Yamaguchi[1], Toru Sakamoto[1], Daisuke Fujiwara[1], Osamu Kubota[1] (1. TEPCO SYSTEMS CORPORATION)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[1C06] Development of Desktop Plant Simulator to Treat Simultaneous Accident Progress in Reactor and SFP

(3)Two-way coupling calculation between RPV and SFP

*Toru Sakamoto[1], Yoshitaka Sugiura[1], Ryunosuke Yamaguchi[1], Daisuke Fujiwara[1], Osamu Kubota[1] (1. Tepsys)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[1C07] Plant incident progress scenario analysis for nuclear emergency exercise of Kansai Electric Power Co., Inc. 2016

*ikuo kawasaki[1], akira nakamura[1], shunsuke takahashi[2], yasuhiro tateda[2], yasunori yamamoto[1] (1. Institute of Nuclear Safety System, 2. Kansai Electric Power)

11:50 AM - 11:55 AM JST | 2:50 AM - 2:55 AM UTC

Time reserved for Chair

原子炉及び燃料プール同時過酷事故進展を扱うデスクトッププラントシミュレータの開発
（2）原子炉停止時におけるプラントシミュレータの仕様及び機能

Development of Desktop Plant Simulator to Treat Simultaneous Accident Progress in Reactor and SFP
(2) Specification and functions of desktop plant simulator in reactor shutdown condition

*杉浦 義隆[1]，山口 龍之介[1]，坂本 亨[1]，藤原 大資[1]，久保田 修[1]
[1]テプコシステムズ

2017 年春の年会にて発表した、PC で使用可能な BWR 向けデスクトップシミュレータについて、原子炉停止時における使用済燃料貯蔵プールと原子炉での同時過酷事故進展模擬機能を追加した。ここでは、本シミュレータの機能・仕様について紹介する。

キーワード：過酷事故、停止時事故、使用済燃料プール、シミュレータ、MAAP、DesignEP

1. 緒言　テプコシステムズでは、教育・訓練や事故時対応手順の妥当性確認などへの利用を目的に、GSE 社製ツール DesignEP を用い、複数の過酷事故解析コード（MAAP）を並列処理可能でインタラクティブに操作可能な BWR 向けのリアルタイムシミュレータの開発を進めている。原子力学会「2017 年春の年会」では、その開発計画と開発途中のプロトタイプによるデモを紹介したが、今回、原子炉停止時の原子炉と SFP が冷却水を介して繋がった状態における同時過酷事故の模擬機能を追加した。本発表はシリーズ発表であり、最初にシミュレータ概要及びその機能、続いて原子炉と SFP との結合計算方法について紹介する。

2. 仕様

- 対象　ＡＢＷＲ
- 模擬範囲　原子炉運転時及び停止時事故全般
- 解析コード・ツール　MAAP v.5.04、DesignEP（統合開発ツール）

3. 機能　ユーザー画面は、主に原子炉建屋全体を示すメイン画面（図１）と SFP 拡大画面（図２）で構成する。メイン画面では、原子炉及び SFP の水位や、各ノードの気相温度、圧力、FP ガス濃度、燃料の溶融状態等をカラー表示する。また、アイコンやボタンによりポンプやバルブ、イベントの ON/OFF 等の操作が可能である。SFP 画面では使用済燃料の溶融状態や温度等を表示する。

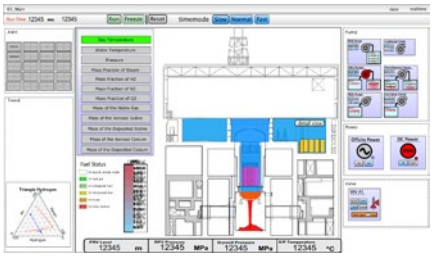


図 1　メイン画面

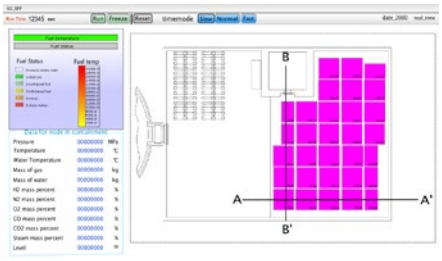


図 2　SFP 画面

4. まとめ　**従来、**過酷事故解析コード単体では模擬が困難であった原子炉と SFP が繋がった状態における同時過酷事故の模擬を実現した。また、東日本大震災時の福島第一原子力発電所 5,6 号機のように、原子炉と SFP が隔離された状態で RHR の系統を切り替え交互に冷却するような臨機応変な事故対応の模擬も可能である。その他、フローチャートによる事故シナリオ作成・編集機能や外部システムとの連携機能等も備えている。今後、新規制基準対応の事故対策機器の追加や、ソースターム、線量評価機能等の整備を計画している。

参考文献

[1] 杉浦他、2017 年春の年会 2M05

*Yoshitaka Sugiura[1], Ryunosuke Yamaguchi[1], Toru Sakamoto[1], Daisuke Fujiwara[1] and Osamu Kubota[1]
[1].TEPCO SYSTEMS CORPORATION

原子炉及び燃料プール同時過酷事故進展を扱うデスクトッププラント シミュレータの開発（3）ベッセルオープン時の SFP との結合計算

Development of Desktop Plant Simulator to Treat Simultaneous Accident Progress in Reactor and SFP
(3) Two-way coupling calculation between RPV and SFP

*坂本　亨[1]，杉浦　義隆[1]，山口　龍之介[1]，藤原　大資[1]，久保田　修[1]
[1]テプコシステムズ

BWR 過酷事故評価用デスクトップシミュレータの開発において、原子炉と使用済燃料プール（SFP）が結合された状況（ベッセルオープン、Well 満水条件）を扱うモデルを整備した。

キーワード：過酷事故、停止時事故、使用済燃料プール、シミュレータ、MAAP、DesignEP

1. 緒言　MAAP では原子炉側と SFP の同時事故進展を別計算で扱う必要があり、ベッセルオープン時の原子炉ウェルと SFP が連結した状況での事故進展を直接扱うことができない。このため、本研究ではシミュレータ（DesignEP）内で実行する「原子炉側」と「SFP 側」の 2 つの MAAP 計算を 2-way カップリングする計算モデルを整備した。これにより、訓練や事故対応手順書の V&V を原子炉停止時まで拡張することが可能となる。

2. 結合計算　「原子炉側」と「SFP 側」の MAAP 計算をカップリングするためには、①原子炉ウェル、SFP 間の冷却水移行、②原子炉ウェル、オペレーションフロア間の気相移行、③SFP、オペレーションフロア間の気相移行、④それら気液移行に伴う FP ガス及びエアロゾルの移行をタイムステップ毎に DesignEP 内で評価し、これを各々の MAAP 計算にフィードバックする必要がある（図 1 参照）。冷却水の移行については、双方の MAAP 計算の原子炉ウェル、SFP 間の水位差よりベルヌーイの式を用いて正味の流量を求め、併せて MAAP 内の相関式から対向流を評価する。また、気相については領域間の圧力差から正味の流量を求め、同じく対向流を評価する。更に、気液移行量から FP 移行量を算出し、これら計算結果を、質量（気相/液相）、エネルギー、FP 重量の変化として各 MAAP の次のタイムステップにおける計算に反映する。これより、従来のシミュレーションでは扱うことができなかった、炉心部と SFP 双方の発熱に伴う水位低下を、原子炉 Well 満水時についても評価することが可能となる。

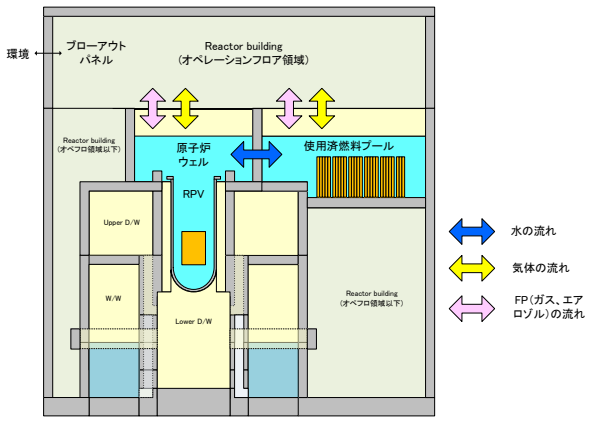


図 1　MAAP カップリング計算

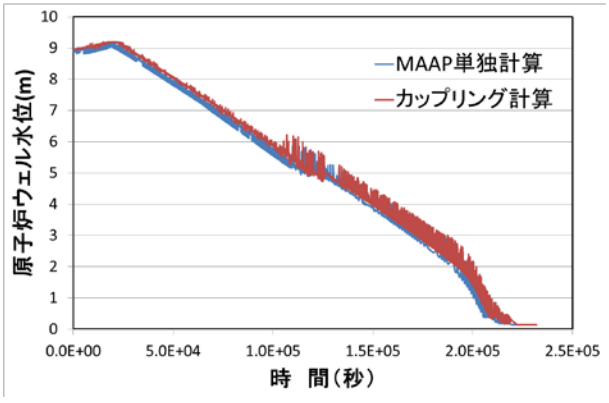


図 2　MAAP カップリング計算結果

3. モデル検証　上記モデル組み込みの検証のため、単独の「原子炉側」MAAP 計算に、非発熱の SFP 相当の区画を追加したケースと、SFP の崩壊熱をゼロと設定したカップリング計算について、原子炉ウェル水位変化を比較した（図 2 参照）。この結果、両者の挙動はほぼ一致し、「SFP 側」から「原子炉側」への液相の移行が適切に扱われていることを確認した。

*Toru Sakamoto[1] ,Yoshitaka Sugiura[1], Ryunosuke Yamaguchi[1], Daisuke Fujiwara and Osamu Kubota[1]
[1]TEPCO SYSTEMS CORPORATION

平成 28 年度関西電力原子力防災訓練のシナリオ解析

Plant incident progress scenario analysis for nuclear emergency exercise of Kansai Electric Power Co., Inc. 2016

*川崎 郁夫[1]，山本 泰功[2]，中村 晶[1]，高橋 俊佑[3]，竪田 泰浩[3]
[1]原子力安全システム研究所，[2]元 原子力安全システム研究所（現 北海道大学），[3]関西電力

平成 28 年度に実施された関西電力高浜発電所原子力防災訓練のプラント事象進展シナリオ解析を実施した. 事象発生とその後の工学的安全設備の多重故障,緊急安全対策等を想定した解析を実施し，得られた結果から原子力災害対策特別措置法（原災法）に基づく特定事象発生時刻やプラント応答等の事象進展の評価を実施した.
キーワード : 原子力防災訓練，原子力災害特別措置法（原災法），シビアアクシデント，MAAP コード

1. 緒言

福島第一原子力発電所事故では，地震およびその後襲来した津波により，全交流電源喪失，原子炉冷却機能喪失，使用済燃料プール冷却機能喪失が発生したことにより事故が拡大し，また複数機同時発災も災害規模を大きくしたと考えられている．関西電力ではこのような事故を踏まえ，空冷式非常用発電装置や大容量ポンプの配備等ハード面の対策だけでなく，初動人員体制の強化，機器の接続訓練等ソフト面の緊急安全対策が講じてられてきた.

福島第一原子力発電所事故を踏まえた平成 28 年度の高浜発電所原子力防災訓練では，高浜 3,4 号機を対象として，要員管理（活動，待機，退避状況の把握），緊急時対策所の設営，シビアアクシデント設備等を用いた現場活動，情報共有等に重点を置いた訓練が実施された.

本報では，高浜 3 号機防災訓練シナリオに基づき MAAP コードを用いてシナリオ解析を実施し，原災法に基づく特定事象発生時刻や主要事象発生時刻等のプラント応答等, 災害事象進展の評価を実施したので, その結果を報告する.

2. 結果の概要

2-1. 事象進展解析

訓練では，若狭湾沖にて地震が発生し，運転中の高浜発電所 3 号機の原子炉が自動停止する．このとき地震の影響により外部電源を喪失し，B 非常用ディーゼル発電機が故障により自動起動せず，1 系統のみの電源供給状態が 15 分継続して警戒事象となる. A 非常用ディーゼル発電機が故障により停止して全交流電源喪失となり，RCP シール部より原子炉冷却材漏えいが発生する（原災法第 10 条）．また，全交流電源喪失により ECCS 注入不可となる．その後，タービン動補助給水ポンプが故障により停止し，蒸気発生器への給水機能喪失し，蒸気発生器狭域水位 0%未満となる（原災法第 15 条）．炉心への注水手段が回復しないため炉心損傷に至り，格納容器から放射性物質の漏えいが発生する．代替低圧注水ポンプによる格納容器スプレイ，格納容器自然対流冷却により事象収束となる．解析はこれらの想定に基づき，高浜 3 号機を対象に実施した（表 1 は高浜 3 号機の例）.

表 1　想定した訓練シナリオ概要（高浜 3 号機）

地震発生、原子炉トリップ、外部電源喪失、 B 非常用ディーゼル発電機故障 1 系統のみの電源供給状態 15 分継続 ⇒警戒事象（AL25）
A 非常用ディーゼル発電機故障 ⇒全交流電源喪失 RCP シール部より原子炉冷却材漏えい ⇒原災法第 10 条通報該当事象（SE21） ＊全交流電源喪失により ECCS 注入不可
タービン動補助給水ポンプ故障停止
蒸気発生器狭域水位 0%未満 ⇒原災法第 15 条該当事象（GE21）
炉心損傷、放射性物質漏えい ⇒GE28、GE01
格納容器スプレイ
格納容器自然対流冷却、事象収束

2-2. プラント応答

図1に高浜3号機の格納容器圧力の挙動を一例として示す. 解析結果では，炉心損傷後格納容器破損により格納容器圧力が急激に上昇する．格納容器スプレイにより圧力上昇は抑えられるが，格納容器スプレイ停止により格納容器圧力は再び上昇する．格納容器スプレイ停止後，格納容器自然対流冷却が開始され，格納容器圧力の上昇は抑制され，その後低下傾向を示し事象は収束する.

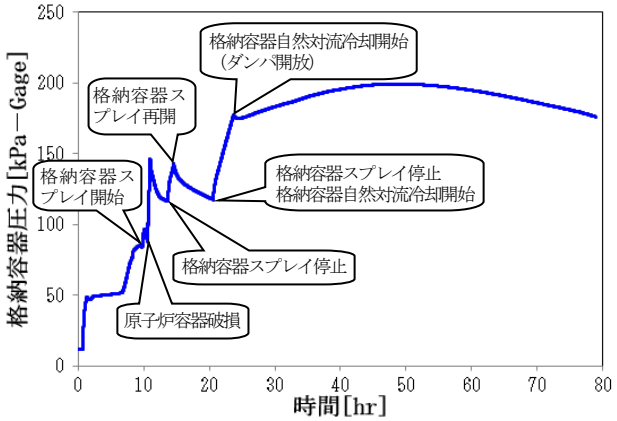


図 1　格納容器圧力の時系列変化（高浜 3 号機）

3. まとめ

福島第一原子力発電所事故を鑑みた緊急安全対策に基づいた平成 28 年度の原子力防災訓練の事象進展解析を，高浜 3 号機を対象に実施した．MAAP コードの解析結果によれば，高浜 3 号機の炉心は損傷するものの，その後の AM 策実施により炉心冷却に成功し，格納容器圧力上昇は抑制され事象収束することを確認した.

参考文献

なし

* Ikuo Kawasaki[1], Yasunori Yamamoto[2], Akira Nakamura[1], Shunsuke Takahashi[3], Yasuhiro Tateda[3]
[1] Institute of Nuclear Safety System, Incorporated, [2] Institute of Nuclear Safety System, Incorporated,(Hokkaido University),
[3] Kansai Electric Power Co., Inc.

General Meeting

Wed. Sep 13, 2017 12:00 PM - 1:00 PM JST | Wed. Sep 13, 2017 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room C Open Hall - B1 Block

[1C_GM] 「原子力安全部会」第18回全体会議

[1C_GM] General Meeting

General Meeting

[1C_GM] 「原子力安全部会」第18回全体会議

Wed. Sep 13, 2017 12:00 PM - 1:00 PM Room C (Open Hall - B1 Block)

[1C_GM]General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network：Nuclear Safety Division

Wed. Sep 13, 2017 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 13, 2017 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room C Open Hall - B1 Block

[1C_PL] Overview for the past 5 years nuclear regulation Recognition of Nuclear Safety Division

Chair: Kiyoharu Abe (Tohoku Univ.)

[1C_PL01] Review of the current regulation system and perspectives for the future

*Naoto Sekimura[1] (1. Univ. of Tokyo)

[1C_PL02] Review for the discussion during development of the nuclear regulation and the present status

*Akio Yamamoto[1] (1. Nagoya Univ.)

[1C_PL03] Examination for the present regulation through the viewpoint of effectiveness and efficiency

*Kumiaki Moriya[1] (1. Hitachi GE)

2017年秋の大会

原子力安全部会セッション

この 5 年間の原子力規制を踏まえて —原子力安全部会の認識—

Overview for the past 5 years nuclear regulation - Recognition of Nuclear Safety Division -

(1) 規制全般に対する課題と今後の展望

(1) Review of the current regulation system and perspectives for the future

*関村　直人[1]

[1]東京大学

1. はじめに

2012 年 9 月 19 日に原子力規制委員会（以下、規制委員会）は独立性を有する、いわゆる３条委員会として発足し、2013 年 7 月 8 日には現行の規制基準が施行されている。実用発電用原子炉に対する規制基準とこれに基づいた審査の課題については、他の講演者によって議論される予定であり、ここでは直接はふれない。規制基準は原子力規制の一部ではあるが、その適合性審査は原子力安全規制のすべてではなく、検査に加え事故対策や原子力防災に渡る領域についても俯瞰的に議論する必要がある。また発電炉に関する規制のみならず、研究炉やサイクル施設、放射性廃棄物の処理・処分、放射線源規制と放射線防護についても、検討を加えていく必要がある。しかしながらここでは、原子炉規制委員会が進めてきた発電炉の安全に係る規制を中心に、その課題をいくつかの例を通じて検討して、今後の展望についても議論したい。

2014 年 3 月には原子力規制委員会設置法等の改正により、原子力安全基盤機構（JNES）が規制委員会に統合されている。また同年 5 月に原子力規制委員会設置法 13 条に基づいた原子炉安全審査会と核燃料安全審査会が設置、委員任命が行われ、審議が開始されるに至っている。さらに同年 10 月には規制委員会・規制庁の組織見直しが行われ、防災体制の強化のために内閣府に原子力防災担当の政策統括官が置かれることとなっている。

規制委員会は、2016 年 1 月に IAEA による総合規制評価サービス（IRRS）のミッションを受入れた。IRRS 報告書では、規制委員会が福島第一原子力発電所事故の教訓を比較的短い期間に新しい規制の枠組みに取り込んだことを良好事例であると認めており、既存施設へのバックフィットについても前向きな変化の例であると指摘している。一方、13 件の勧告及び 13 件の提言がなされ、これらの指摘事項に対する規制委員会と規制庁における取組状況について、規制委員会は、原子炉安全審査会と核燃料安全審査会に対して評価・助言を行うこととの指示をしている。

2. IRRS による指摘事項への対応

2007年に当時の原子力安全・保安院がIAEAによるIRRSを受けたが、適切なフォローアップができなかった。福島第一原子力発電所事故に至る背景要因の多くが2007年のIRRSにおいて指摘されていたにもかかわらず、規制機関の側から事故を防ぐための積極的な改善や改革等がフォローアップを通じて進められなかったとの反省がある。今回のIRRSミッションに先立ち規制委員会・規制庁は自己評価書をしたためて、自ら改善を進める立場でIRRSに臨んでいる。IRRSでの指摘を踏まえ前進するベースとして、この自己評価報告書は規制の改善点を自ら提示している。

IRRSでの勧告と提言が併せて26項目あったものを、規制庁では自己評価書を踏まえて31項目にブレークダウンをしている。これらは、後述する検査制度の見直しを含み原子炉等規制法の改正につながる内容を整理するなど、適切にとりまとめが行われてはいるが、個別の項目に対する対策をそれぞれ進めれば全体でよしとするべきものではない。その多くは横断的な要素を持つ課題であり、総合的な議論が必要になっている。原子炉安全専門審査会と核燃料安全専門審査会では、31項目以外にもIRRS報告書から汲み取るべき事項があるとして、以下の観点から整理して、規制委員会・規制庁へ対応を促している。

（１） 我が国における原子力の安全文化の醸成

東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓に学び、事業者、規制組織双方において安全文化を醸成すべく、個人、経営層、管理体制の各レベルでの取り組みを深めることが必要である。

- 事業者の安全文化醸成に繋がる規制
- 規制組織における安全文化醸成活動の強化

（２） 規制組織におけるマネジメントとリーダーシップ

IAEAの安全基準等の国際的な動向を踏まえつつ、多様な業務を管理するとともに、業務形態や内容の変化への対応など、リーダーシップを発揮することが必要である。

- 検査・審査等が別々の課で行われていることの効率性評価、横断的プロセスの確立
- 文書管理等の統合マネジメントシステムへの位置づけ
- マネジメントシステムによる業務効率化
- 業務量把握・管理
- 原子力規制庁内の異なった意見を解決するプロセス
- 職員提案の促進
- マネジメントシステムの改善へ委員を含めた幹部の関与

（３） 規制組織における人材発掘・育成等の統合的マネジメント

人材発掘、教育・訓練、知識管理、知識ネットワーク構築を体系的・統合的にマネジメントすることが必要である。

- 勤務条件の改善
- 上級職員に至るキャリアパスの提示
- 必要なスキルとスキル獲得方法の明確化
- 審査官として任用されうる者の能力の文書化
- ヒューマンファクタの専門家の確保
- 技術者・研究者の活用を含めた総合的な人材育成

IRRSにおいて指摘された勧告や提言は、IAEAの基準に基づいている。さらに原子力安全の国際的な水準とは、その背景には基準には明示されていないエクセレンスがある。このエクセレンスと現在の規制のギャップを勧告と提言として具体的に示したのが、IRRSの報告書であると考えられる。

IAEAにおいては、福島第一原子力発電所事故の教訓を取り込んだ形で従前のGS-R-3（2006年）が改訂され、2016年6月に安全のためのリーダーシップとマネジメントに関する安全要件であるGSR Partが刊行されている。GSR Part 2の特徴である、１）安全のための組織の文化、２）技術・人・組織の相互作用を含むシステミックアプローチ、さらに３）強いリーダーシップ等の考え方は、ガイドラインの策定のみならずIRRSを踏まえた規制委員会・規制庁の取り組み改善の基盤として広く具体化されるべきである。

IRRSのフォローアップミッションは2019年夏以降の適切な時期に実施できるように、IAEAとの調整等が進められることとなっており、対応計画を今後とも的確にすすめることが期待される。

3. 検査制度の見直しによる安全水準向上

IRRS報告を受けて、2016年5月に検査制度の見直しに関する検討チームが規制委員会において組織され、11月には「検査制度の見直しに関する中間とりまとめ」が出されている。この検討チームの下では規制側と事業者の間での公開WGでも活発な議論が行われ、制度の枠組みに加え制度運用の詳細な検討が進められてきた。本年4月7日に成立した原子炉等規制法の改正を受け、米国でのROP（Reactor Oversight Process）を基盤としつつも、我が国に適した運用がなされるように、3年後の本格運用に向けて、規則案等に基づいて試運用を行って丁寧に規則・ガイドライン案の修正を進める必要がある。

原子力事業者が安全確保の最も重要な責務を負っていることは、IAEA の基本安全原則の第一番目に第一義的な責任を負っているとあるように、国際的な常識であり、規制機関によるチェックや規制の仕組みは、事業者がこの責務を果たすことを促すものとならなければならない。このための事業者のあらゆる保安活

動に対する監視と評価の仕組みを検査制度として確立することが要請される。検査制度の中の一つのポイントは、事業者の保安活動の実績（パフォーマンス）に応じた監視、安全上の重要度に応じた評価、行政上の措置を実施するため、客観的な指標としてリスク情報、安全確保水準データを活用することにある。安全規制は事業者のパフォーマンスを評価するという考え方は、規制側と事業者の双方に考え方の変革を促すものであり、IRRS における横断的な課題を踏まえながらより良い制度設計に向けた努力を積み重ねていかなければならない。

米国のROPにおいても、検査官の技量、検査・監査プログラム用のリスク情報活用、さらに７つのコーナーストーンに加えた横断領域における評価と安全文化（劣化）評価は課題となってきた。これらを含む規制判断の基準やプロセスなどの対応方針を明確にしたガイドライン等を作成公開し、規制側による対応の透明性・予見性を確保し、事業者の主体的取組みを促すことが重要であって、積極的な情報公開、コミュニケーションにより、規制活動内容に対する信頼性を高めることも必須である。

規制委員会・規制庁と事業者の双方の努力のスパイラルアップにより、より高い安全水準が実現されるよう、新たな検査制度の実効性に期待をしている。

4. 安全目標と現行の規制基準の関係、安全性向上評価制度の運用

現行の規制基準に適合した発電用原子炉施設と安全目標との関係について、規制委員会は一般国民に対してわかりやすく説明をしていくことが求められている。しかしながら安全目標は基準とは異なるものであり、規制基準は安全目標がクリアされたことの判断基準とはならない。規制委員会においては、安全目標に関する何回かの議論が行われ、旧原子力安全委員会の安全目標専門部会における検討の経緯や諸外国の状況に基づいた検討がなされてきた。2016 年 8 月には規制基準の考え方を解説する資料を策定して、規制基準と安全目標の関係についても簡潔に説明を加えているが、十分な説明性を有するとは言えない状況である。

規制基準に適合していると評価された原子炉施設で達成される安全の水準は、安全目標とどのように比較されるべきであるかについても、説明性が求められる事項である。安全目標は規制を行う上で達成を目指す目標であるとしても、これが現行の規制基準の策定にあたって如何に考慮されてきたか否かは、規制基準の改訂や見直しを含む今後の規制活動改善の重要な視点となる。また、リスク評価のプロセスにおける様々な不確実性（偶然的な不確実性と認識論的な不完全性）に基因する限界を踏まえなければならないことから、リスク評価結果を直接、安全目標と関連づけて提示することは適切性を欠くこととなる。

一方、確率論的なリスク評価の結果を活用することによって、上記で述べたように検査制度の効果的運用を行ったりすることに加え、炉心損傷頻度、格納容器機能喪失頻度等の評価結果を踏まえて、安全目標を参考にして、規制基準の改定を進めなければならない。事業者による安全性向上評価制度における評価結果はこれらのリスク評価を含んでおり、届出に基づいた規制側での議論が極めて重要になっていると考えている。本年 7 月 6 日に九州電力川内原子力発電所１号機に関する安全性向上評価の結果が規制委員会に提出され、その議論が始められようとしているが、その成果を活かしていく枠組みはあらかじめ十分な検討ができているとは言い難い。

5. その他の課題

以上に示した課題や規制基準の改定や審査のあり方に加えて、１）新たな知見を生み出し、原子力安全規制に取り込んで活用していくプロセスとしての安全研究の進め方とこのための国内外との情報共有、協力・協調や、２）学協会規格基準や深層防護の実装・重要度分類等の原子力安全の基盤に関するオープンな議論の場としての学会の活用、３）多様なステークホルダとのコミュニケーション等についても、原子力規制全般の課題として提示しておきたい。

*Naoto Sekimura[1]

[1]The University of Tokyo

2017年秋の大会

原子力安全部会セッション

この 5 年間の原子力規制を踏まえて —原子力安全部会の認識—

Overview for the past 5 years nuclear regulation - Recognition of Nuclear Safety Division -

(2) 規制基準策定時の議論と現状

(2) Review for the discussion during development of the nuclear regulation and the present status

*山本　章夫[1]

[1]名古屋大学

1. はじめに

平成 25 年 7 月 8 日に施行された現行規制基準は、発電用軽水型原子炉の新規制基準に関する検討チーム(以下、検討チーム)により、平成 24 年 10 月 25 日から平成 25 年 6 月 3 日まで、合計 23 回の会合を通じて策定された。現行規制基準は、東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓及び海外の規制基準などを入力情報として、設計基準を大幅に強化し、また、重大事故に対する規制基準を新たに設けたものである。法律により、現行規制基準の施行日が決められていたこともあり、短期間で集中的に策定が行われた。そのため、十分に議論を尽くせなかった点も残っていると考えられ、今後、規制基準をよりよいものにするため、基準策定時の議論を振り返り、また、現状の運用も含めて論点の検討を行うことは有意義であるものと考えられる。

現行の規制基準に関連しては、様々な論点があり得るが、ここでは現行規制基準の内容、運用などに関連する、代表的な論点を取り上げる。

2. 論点

2-1. 原子力安全の基本的なコンセプトとの関係

深層防護は、原子力安全の目的(人と環境を放射線リスクから防護する)を達成する上で重要な考え方であり、現行規制基準は、深層防護の考え方をベースとして構築されている。深層防護の考え方は、福島第一事故の後、安全部会や標準委員会において様々な議論がなされ、理解の深化が進んだ。一方で、過酷な外的事象に対する深層防護の考え方は、安全部会のセミナーなどでも議論されているものの、現時点ではまだ完全に整理できている状態とはいえないと考えられる。今後、特に外的事象に対する深層防護の考え方の深化を規制基準に反映していくことは有益であると考えられる。

2-2. 残存リスクと性能目標の比較

平成 24 年 11 月 9 日の第 3 回検討チーム会合において提示された資料「炉心損傷及び格納容器破損防止対策の有効性の評価の考え方について」では、炉心損傷防止及び格納容器損傷防止の有効性評価により得られた残存リスクを性能目標と比較し、残存リスクが性能目標よりかなり大きい場合(資料では">>"で表示)には追加の対策を求めることとされていた。平成 25 年 1 月 21 日の第 11 回検討チーム会合の重大事故(SA)骨子(案)では、審査官のガイドとして残存リスクと性能目標の比較を行うことが示されていたが、平成 25 年 1 月 31 日の第 13 回検討チーム会合の重大事故(SA)骨子(案)では、この記載は見当たらない。この点についての明示的な議論は、検討チームでは行われていない。当時は、規制委員会において安全目標(性能目標)について議論をしているところであり、比較を行うと表記することは困難があったものと推定されるが、現時点で規制委員会は性能目標を示していると考えられることから、残存リスクと性能目標の比較は、原理的には可能となっている。しかし、リスク(確率)の絶対値を直接比較することは、解析手法の不確かさも含む PRA の不確かさのため、現時点では技術的な課題が大きいと考えられる。一方で、検討している安全対策による性能目標の変化(例：ΔCDF)を性能目標と比べ、その有意性を検討することは、よりハードルが低いと考えられる。なお、リスク情報の活用を進めていくとしているが、規制委員会において、リスク情

報に対するスタンスを議論・整理することが望まれる。例えば、PRA の結果については、その不確かさのため、確率の絶対値そのものを安全の目標(性能目標)と比較し判断を行うことは技術的に困難であるが、ΔCDF などの相対値、あるいは絶対値を用いて、安全対策の有効性を議論することは推奨されるなど、現時点における規制委員会としてのポジションを明確にすることが望まれる。

2-3. 安全目標と規制基準の関係

規制委員会では、安全目標について議論を行い、平成 25 年 4 月 10 日に、それまでに規制委員会で議論された安全目標に関する主な事項を取りまとめている。また、平成 25 年 4 月 3 日に提示された「放射性物質放出量と発生頻度との関係」では、安全目標(性能目標相当)が議論されている。この性能目標では、炉心損傷確率(10^{-4}/年)、格納容器隔離機能喪失確率(10^{-5}/年)、格納容器放出機能喪失確率(100TBq, 10^{-6}/年)が概念図として提示されている。これらの安全の目標(性能目標)と規制基準の関係は、規制委員会においてこれまで明示的に議論されていないが、これらの関係を整理し、安全目標の活用について検討しておくことは、規制基準の位置づけを明確にするためにも重要である。今後、原子炉安全専門審査会・核燃料安全専門審査会にて本件に関する議論を実施する予定である。

2-4. 性能規定化

現行規制基準は、性能規定を基本的な考え方として策定されている。しかしながら、その書きぶりには濃淡があり、仕様規定に近い部分も混在しているものと考えられる。現行規制基準を統一的にレビューし、性能規定化を徹底することが望まれる。なお、仕様規定の方が安全審査に要する時間が短くなり、申請側からすると、審査会合で否定される可能性のある性能規定に基づく安全対策より仕様規定の方がより確実という面も存在する。この観点から、現在進行中である安全審査において、仕様規定のデファクトスタンダード化が進んでいる印象を受ける。これは、基準さえ満足すればよい、という福島第一の根本原因となったマインドにつながるものであり、望ましいものではない。この観点からも性能規定の考え方を徹底することは重要である。なお、性能規定化を実施するためには、審査の考え方やポイントを明確したガイドラインと審査側の力量が必要になり、なおかつ、規制側・申請側ともに審査の労力は仕様規定より増加するものと予想されるが、事業者の主体的な取り組みを推奨するためにも重要であると考えられる。

2-5. 重要度分類

平成 25 年 4 月 4 日の第 21 回検討チーム会合において、今後の検討事項とされたものであり、「原子力発電所において用いられる構築物、系統及び機器の重要度分類について、福島第一原子力発電所事故の教訓や国際原子力機関(IAEA)ガイドでの重要度分類指針の策定などを踏まえた見直しを行う。」とされている。設計基準事故に対処するための設備・施設に加え、恒設及び可搬の重大事故に対処するための設備・施設、特定重大事故等対処設備、(事業者が自主的に設置する)多様性拡張設備などに対して、一貫した重要度分類と AOT/LCO の考え方を整理する必要があると考えられる。耐震重要度分類についても、その位置づけを含め、安全重要度分類と一貫性がある形で整理することが望まれる。なお、非安全系(常用系)であっても、その破損や誤動作・不動作が安全系に影響を与えうる場合には、別途、重要度分類の考え方を検討する必要があるかもしれない。例えば、常用の高圧電源盤はその一例であり、HEAF により周囲に影響を及ぼしえることを考慮する必要がある。

2-6. 多様性と独立性の定義

実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則では、『「多様性」とは、同一の機能を有する二以上の系統又は機器が、想定される環境条件及び運転状態において、これらの構造、動作原理その他の性質が異なることにより、共通要因（二以上の系統又は機器に同時に影響を及ぼすことによりその機能を失わせる要因をいう。以下同じ。）又は従属要因（単一の原因によって確実に系統又は機器に故障を発生させることとなる要因をいう。以下同じ。）によって同時にその機能が損なわれないことを

いう。』とされている。この定義は、独立性の定義を含んでおり、必ずしも適切ではないと考えられる。なお、独立性は、『「独立性」とは、二以上の系統又は機器が、想定される環境条件及び運転状態において、物理的方法その他の方法によりそれぞれ互いに分離することにより、共通要因又は従属要因によって同時にその機能が損なわれないことをいう。』であり、例えば隔壁などがイメージしやすいが、想定外事象に対して特に重要となる位置的分散、配置の多様性も独立性の概念に含めうるものと考えられる。これらの考え方を整理し、詳細なガイドラインを作成することが望まれる。

2-7. 静的機器の多重性

規則の解釈において、「単一故障の発生の可能性が極めて小さいことが合理的に説明できる場合、あるいは、単一故障を仮定することで系統の機能が失われる場合であっても、他の系統を用いて、その機能を代替できることが安全解析等により確認できれば、当該機器に対する多重性の要求は適用しない。」とされているが、「単一故障の発生の可能性が極めて小さいことが合理的に説明できる場合」の判断基準が示されておらず、ガイドラインなどで明確化が必要であると考えられる。

2-8. フェイルセーフの考え方

現行規制基準では、格納容器について、隔離→(隔離が困難な場合はフィルタードベントによる)管理放出との考え方が取られている。隔離と放出は相矛盾する概念であり、格納容器を貫通する隔離弁、特にベント系統について、電源喪失時などにおけるフェイルセーフの考え方を整理する必要がある。

2-9. 原子炉水位計・逃し安全弁・計装系

平成 25 年 4 月 4 日の第 21 回検討チーム会合において、今後の検討事項とされたものであり、「今回の福島第一原子力発電所事故において問題となった原子炉水位計について、技術開発等の状況も踏まえ、規制要求の検討を行う。」、「シビアアクシデント時における減圧機能の信頼性を向上させるため、技術開発等の状況も踏まえ、逃し安全弁に対する規制要求の検討を行う。」とされている。国プロとして実施されていた過酷事故対応の計装系の開発の成果を取り込む形で、規制基準やガイドラインの内容を継続的に改善することが望まれる。

2-10. グレーデッドアプローチ

原子力安全の基本原則においては、「施設と活動のリスク抑制のために投入する資源並びに規制の範囲、及び厳格さは、リスクの程度及びそれらの実用的な管理のしやすさに見合ったものでなければならない。」(日本原子力学会、原子力安全の基本原則)とされている。この基本原則は、特に小型の研究炉など、潜在的なリスクや考え得る最大ハザードが大型の動力炉に比べて有意に小さい施設に対して重要であると考えられる。臨界集合体や極低出力の研究炉に対しては、グレーデッドアプローチの考え方に基づき、動力炉によるものとは異なったアプローチの安全審査のあり方を検討すべきと考えられる。なお、最大ハザードは小さくないが、その発生確率が極小と考えられる事故シーケンス(いわゆる低頻度高影響事象)が存在する場合について、グレーデッドアプローチをどのように適用するかは、十分に検討する必要がある。

2-11. バックフィット制度

規制委員会は、平成 27 年 11 月 13 に行われた平成 27 年度第 40 回会合において「新たな規制基準のいわゆるバックフィットの運用に関する基本的考え方（案)」を議了した。この文書には、バックフィットの運用に関する規制委員会の基本的な考え方がまとめられているものの、バックフィットの猶予期間の考え方などについての詳細は示されていない。これらについて検討し、ガイドラインなどの形に取りまとめることが望まれる。

2-12. 原子炉主任技術者

平成 25 年 4 月 4 日の第 21 回検討チーム会合において、今後の検討事項とされたものであり、「シビアアクシデント時の対応を含む原子炉主任技術者の役割を明確化するとともに、その役割を踏まえた必要な資格要件を検討する。」とされている。原子炉主任技術者については、現行規制基準化における役割の再検討およびそれに応じた資格試験を検討することが必要であろう。なお、事業者の主体的な対応として、事故対応に専任できる指揮者を配置しているが、その資格に関する規制要求(あるいはガイドライン)については、検討が必要であると考えられる。

2-13. 人的・組織的要因の体系的考慮

現行規制基準は、旧原子力安全委員会の安全設計審査指針をベースとしている。これは、主として、IAEA の SSR-2/1 に相当するものであり、ハードウエアに対する要求であると見ることができる。福島第一事故の教訓でもあるが、原子力安全はハードウエアだけでは確保できず、SSR-2/2 に対応するソフトウエア(人・組織・運営)も非常に重要である。もちろん、その視点を加味して、組織や技術的対応能力が安全審査で確認されているが、IRRS でも人的・組織的要因を体系的に考慮するべきことが指摘されており、この面から規制基準を充実されることは重要であると考えられる。なお、サイバーセキュリティについては、現行規制基準で規定・言及されているものの、その重要性を鑑み、より詳細なガイドラインなどを整備することが望まれる。

2-14. 基準関連文書体系の見直し・体系化

平成 25 年 4 月 4 日の第 21 回検討チーム会合において、今後の検討事項とされたものであり、「旧原子力安全委員会の安全審査指針類のうち、基準に関連する文書の体系化を図るとともに、最新の知見を取り入れた見直しを行う。」「基準規則における要求事項については、規定の詳細さに粗密があるため、全体としてのバランスを整える。」とされている。指針類の見直しについては、IRRS でも国際的な基準と整合するガイド・指針の整備が求められており、使用されている用語の整理も含め、急務であると考えられる。また、先に述べたように、現行規制基準は、仕様規定と性能規定が項目によって混在しており、一貫した性能規定となるよう、見直しを行うとともに、内容によってはガイドへの移行など、整理を行うことが望まれる。なお、基準関連文書の体系化については、IRRS で指摘されているマネジメントシステムと関連するところでもあり、対応が必要である。現在、規制委員会・規制庁に課されている膨大な業務を考えると、関連文書の体系化の優先度が低くなることは十分理解できるものの、規制基準で十分カバーできていない部分を明らかにし、これを改善するためにも体系化の取り組みは重要である。例えば学協会と協力するなどして検討を進めることも考えられる。原子力学会においては、現行規制基準と IAEA 基準類の比較、体系化などの検討を実施しており、その成果は、技術レポートとして発刊されている。

2-15. ガイドライン類の充実

IRRS においても、指針類を国際標準に合わせてアップデートすること、また、審査に関わるガイドライン類を充実されることが指摘されている。IRRS においては、「原子力規制員会の審査ガイドラインは・・・安全上重要な全ての項目が網羅されていることを保証する体系的な計画とは考えられていないだろう。」と指摘されている。ガイドライン類の充実は、時間を要する課題であり、体系化と合わせて中長期的な課題として継続した取り組みを進めていくべきと考えられる。また、必要に応じて学協会の規格基準類をエンドースし、ガイドラインとして用いることも効果的であり、検討を引き続き進めていくべきである。

なお、規制庁は、安全審査を実施したプラントについては、HP 上に「新規制基準適合性審査の視点及び確認事項」をアップロードしている。非常に大部の文章であり、過密な審査スケジュールの中、このような情報を整理・公開されていることに敬意を表したい。審査の効率化にも役立つものと考えられる。

一方で、先に述べたように、このようなある意味「模範解答」となるものは、事実上の仕様規定化を進めてしまう可能性があることにも留意が必要である。例えば、竜巻などの外的ハザードは、そのリスクがサイトごとに異なっており、そのリスクに見合った防護策が求められると考えられるものの、規制が性能

規定化されていないと、それまでの審査の「最大値」が事実上の仕様規定となる恐れがあり、留意が必要である。

2-16. 安全評価指針

現行規制基準では、設計基準事象に関する旧安全評価指針は、そのまま引き継がれている。旧安全評価指針は新しいとは言えず、現在の最新知見を取り入れる形で、事象及び解析手法について見直しをすることは有意義であると考えられる。また、想定起因事象の設定根拠を改めて見直し、明確化することは意義があろう。関連して、個別の機器・施設に対する規制基準(いわゆる設計基準に相当)と評価指針(基準)の関係を明確にしておくことも重要である。なお、解析コードの検証(V&V)の考え方は長足の進歩を遂げており、その内容の取り入れを検討することも望まれる。

2-17. トピカルレポート制度

安全解析、燃料の機械的健全性、炉心核特性評価などに用いられる解析コードに最新知見をタイミングよく取り入れることは、解析結果の信頼性向上、安全余裕の定量化などの観点から重要である。安全審査時に解析コードの妥当性が審査されるが、一般的に安全審査は頻繁に行われるものではなく、最新知見の取り込みの観点からは機会としては不十分である。そこで、トピカルレポート制度による解析コードの認証を活用することで、最新知見の取り込みを促進することが望まれる。

2-18. 規制基準の継続的改善

最新知見の取り込みなどにより、規制基準を継続的に改善していくことは、福島第一事故の教訓からも極めて重要であると考えられる。規制基準策定時には、継続的改善を含めた運用については、明示的に議論はなされなかったものの、現時点では、原子炉安全専門審査会及び核燃料安全専門審査会において国内・海外のトラブル情報などをレビューし、規制への反映事項を取り込む仕組みが作られている。一方、新知見はトラブル情報だけに限らないことから、学協会での規格基準類の策定や学会での学術的な発表を体系的に確認していくことも重要になると考える。なお、新知見は当初は確度の低いものとして現れてくると予想される。福島第一事故の大きな教訓の一つは、新知見の採り入れに時間を要したことであり、「打てる手を迅速に打っていく」考え方が重要になると思われるが、どのような考え方・手続きで事業者の自主的な対応を促すのか、あるいは規制基準として新知見を取り込むのか、を明確にしておく必要がある。また、海外の規制機関との情報交換も重要である。国際アドバイザー制度により、国際アドバイザーから助言を受ける形となっているが、海外の規制実務者との密な情報交換を実施することが望まれる。

3. まとめ

本稿では、現行規制基準に関して、今後議論や検討が望まれる事項を述べた。福島第一事故の背景要因の一つが、「変わらなかった安全設計審査指針・安全評価指針」であるとの反省のもと、規制基準をより良いものにしていくための努力を継続的に行う必要がある。これは、規制委員会及び規制庁のみが行うものではなく、学協会、学術界、産業界、さらに国民が広く関与して実施されるべき事項であろう。まずは、規制基準の継続的改善をどのように実施していくべきかの議論を手始めとして、検討を進めていくことが望まれる。

---

*Akio Yamamoto[1]

[1]Nagoya Univ.

2017年秋の大会

原子力安全部会セッション

この 5 年間の原子力規制を踏まえて —原子力安全部会の認識—

Overview for the past 5 years nuclear regulation - Recognition of Nuclear Safety Division -

(3) 実効的・効率的な規制となっているか

(3) Examination for the present regulation through the viewpoint of effectiveness and efficiency

*守屋公三明

日立ＧＥ

1. はじめに

新規制庁設立から 5 年余の再稼動審査を経て安全強化対策、重大事故対処設備の導入が行われてきた。新規制庁が、福島事故後の原子力規制の建て直しを背負って、透明性、独立性、中立性を確保しながら厳格な審査をしている点を高く評価する一方で、原子力規制の目的である「人と環境を守る」ことに対して実効的で効果的な規制となっているのかという視点で幾つかの問題点を指摘する。

2. 論点

2-1. 規制要求と自主的安全向上活動の住み分け

実効的な安全の確保は「厳しい審査」だけで確保できないことは明らかであり、事業者の不断のリスク管理と福島事故で明らかになった外的誘因事象に対する危機管理の強化が重要である。この 5 年の審査は厳しい半面で事業者の自主的な安全向上活動を阻害または萎縮させているのではないか？

2-2. 新知見の取り込みに対する対応

不断の安全確保を行う中で、新知見に対して継続的に目を光らせ、迅速に対応をする必要があるが、現状は事業者が申請をしなければ具体化しない仕組みになっており、対応の遅れが懸念される。上記の自主的安全向上活動と連携させた迅速な対応の仕組みが必要ではないか？

2-3. 規制における安全研究と学協会との連携

中立、独立の立場で規制が安全研究を続けることは、新知見を取り込む上でも重要な活動である。しかしながら、安全研究の成果は実際の現場に展開されてこそ意義があることを考えると、事業者あるいは原子力関連機関、企業との強い連携なくしては実効性に疑念がある。規制の判断は中立、独立であるべきだが、規制側も学協会での議論に積極的に参加することで、安全確保の深化、重層化を図るべきではないか？

2-4. 審査の効率化、迅速化

新規制の再稼動審査は、初めてのこともあって 5 年近くを要したが、今後の審査で長期化が続くと、上記で指摘した新知見の迅速な取り込みや事業者の自主的な安全向上活動を萎縮させる恐れがある。審査内容を充実させながら審査期間を短縮させるために学協会基準のエンドースやトピカルレポート審査などを積極的に取り入れて、申請後の審査物量を軽減する必要があるのではないか？

---

*Kumiaki Moriya

[1]Hitachi-GE.Nuclear Energy Ltd.

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：306-1 Nuclear Safety Engineering, Nuclear Installation Safety, PSA

Wed. Sep 13, 2017 2:45 PM - 4:05 PM JST | Wed. Sep 13, 2017 5:45 AM - 7:05 AM UTC | Room C Open Hall - B1 Block

[1C08-12] Safety Assessment for Light Water Reactors 2

Chair:Isobe Yoshihiro (NFI)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[1C08] Research on Aggregate Test Flow for ASR Potential Evaluation

*Eto Junji[1], Takamasa Ochiai[2], Shoichi Ogawa[3], Kazutoshi Shibuya[3], Ippei Maruyama[4], Kazuo Yamada[5], Masayuki Takizawa[1] (1. MRI, 2. MRA, 3. THC, 4. Nagoya Univ., 5. NIES)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[1C09] Development of the fuel behavior analysis code for mechanical fuel failure during PWR reactivity insertion accident

*Yuma Higashi[1], Eisaku Tatsumi[1], Tadakatsu Yodo[1], Yugen Shiratsuchi[1], Teruhisa Yamamoto[2], Nozomu Murakami[2] (1. MHI, 2. MNF)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[1C10] Performance evaluation of EPDM at elevated temperature (2)

*ken Suzuki[1], Shinichi Matsuda[2], Takuya Sugimura[2], Tsutsumi Yusuke[1] (1. NIPPON VALQUA INDUSTRIES, 2. Chubu Electric Power)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[1C11] Probabilistic integrity evaluation assuming embedded flaw of reactor pressure vessel

*Takashi Suzuki[1], Ryuta Okayama[2], Kenta Murakami[1], Masahide Suzuki[1], Jinya Katsuyama[3], Yinsheng Li[3] (1. Nagaoka University of Technology, 2. Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc., 3. Japan Atomic Energy Agency)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[1C12] Uncertainty evaluation for fracture boundary of non-irradiated Zircaloy-4 cladding tube under LOCA conditions

*Takafumi Narukawa[1,2], Akira Yamaguchi[1], Sunghyon Jang[1], Masaki Amaya[2] (1. UTokyo, 2. JAEA)

4:00 PM - 4:05 PM JST | 7:00 AM - 7:05 AM UTC

Time reserved for Chair

ASR ポテンシャル評価のための骨材試験フローに関する検討

Research on Aggregate Test Flow for ASR Potential Evaluation

*江藤淳二[1]、落合孝正[2]、小川彰一[3]、渋谷和俊[3]、丸山一平[4]、山田一夫[5]、滝沢真之[1]
[1]三菱総合研究所，[2]エムアールアイリサーチアソシエイツ，[3]太平洋コンサルタント，
[4]名古屋大学，[5]国立環境研究所

現行の骨材試験方法では、遅延膨張性骨材を含む反応性骨材を評価できる方法が確立されておらず、また日本の骨材では限られたデータしかないことが課題であった。そこで、最新知見に基づき、日本の骨材を用いて根拠となるデータを取得し、ASR ポテンシャル評価のための骨材試験フローを検討した。

キーワード：Alkali aggregate reaction, Aggregate, Concrete, Aging management, Concrete prism

1. 緒言

旧原子力安全基盤機構（JNES）では原子力用コンクリートに関して、国内外の最新知見に基づき、急速膨張性骨材及び遅延膨張性骨材に適用できる骨材の ASR 試験方法を提案している。一方、原子力施設に関しては、JASS5N 原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事で，T-603 コンクリートの反応性試験方法が定められている。そこで、本報告では、国内の骨材を用いて試験を実施し、遅延膨張性骨材を含む骨材の反応性検出方法に関して、国内外の ASR 試験方法を評価し、骨材の ASR 試験フローを検討した。

2. 実験

骨材試験方法の有効性を確認するため、国内の複数の急速膨張性骨材及び遅延膨張性骨材を調査し、急速 2 種類と遅延 3 種類の骨材を選定した。また、選定した骨材に対して偏光顕微鏡観察、粉末 X 線回折及び蛍光 X 線分析を行い、岩石学的特徴を確認した。骨材試験方法の比較試験として、国内外の ASR 試験方法（JIS 化学法、JIS モルタルバー法、RILEM AAR-2, RILEM AAR-3, RILEM AAR-4）を比較し、急速膨張性骨材と遅延膨張性骨材に対するアルカリシリカ反応性試験を実施した。

3. 結果・考察

骨材のアルカリシリカ反応性に影響を与える要因は様々であり、実構造物での ASR 膨張挙動の予測とそれに伴う劣化度を評価することは困難である。このような背景のもと、日本の骨材を用いて国内外の試験方法を比較検討し、ほとんど全ての骨材に適用可能な骨材の ASR 試験フロー（案）を提案した（Fig. 1）。具体的には、骨材に対して岩種・鉱物の同定のための偏光顕微鏡による観察及び高温（80℃）・高濃度アルカリ環境（1M NaOH 溶液浸漬）で ASR を促進させ早期に判定を行うための促進モルタルバー試験（RILEM AAR-2）を実施する。次に、海外（RILEM）で提案されているコンクリートプリズム試験（CPT）を改善した NRA AAR-3 及び AAR-4（急速膨張性骨材を含まない場合）を行うことで、遅延膨張性骨材を含む、有害膨張性を有する骨材を概ね検出可能である ASR 試験フロー（案）とした。

本研究は、原子力規制庁「平成 28 年度原子力施設等防災対策等委託費（高経年化技術評価高度化（アルカリ骨材反応によるコンクリート構造物の長期健全性評価に関する研究））事業」における成果の一部である。

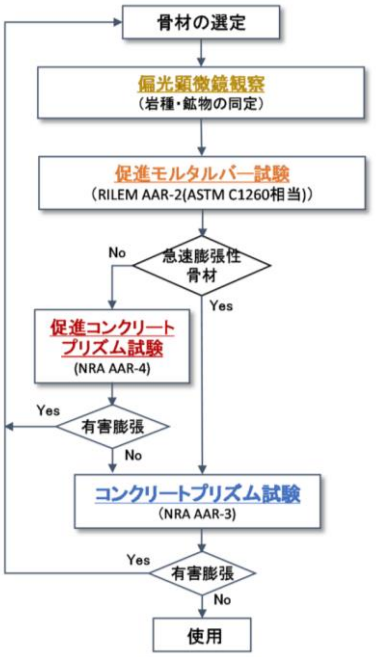


Fig.1 骨材の ASR 試験フロー（案）

*Junji Etoh[1], Takamasa Ochiai[2], Shoichi Ogawa[3], Kazutoshi Shibuya[3], Ippei Maruyama[4], Kazuo Yamada[5], Masayuki Takizawa[1]
[1]MRI, [2]MRA, [3]THC, [4]Nagoya Univ., [5]NIES

PWR 燃料の反応度投入事故時機械的破損評価コードの開発

Development of the fuel behavior analysis code for mechanical fuel failure during PWR reactivity insertion accident

*東　侑麻[1]，辰巳　栄作[1]，淀　忠勝[1]，白土　雄元[1]，山本　晃久[2]，村上　望[2]
[1]三菱重工業（株），[2]三菱原子燃料（株）

原子力発電プラントにおいて燃焼が進んだ燃料は、被覆管の脆化進行等により、反応度投入事象を含む過出力時に燃料ペレットと被覆管の機械的相互作用（PCMI）による破損限界が低下し、評価値との余裕が減少する。このような背景を踏まえ、三菱では破損評価をより精緻に行うため、反応度投入事象に対するPCMI 破損評価に適用可能な解析コードを開発した。本報では、その解析コードの予備的な妥当性確認結果を報告する。

キーワード：PWR、安全解析、燃料安全、PCMI 破損

1. 緒言　反応度投入事象における PWR 燃料の PCMI 破損に対する破損判断基準の指標としては、従来、パルス試験結果を基にした燃料エンタルピの増分が用いられており、燃料の安全解析では燃料エンタルピ増分を解析コードにより算出する評価体系を採用している。しかしながら、実際の被覆管の破損挙動は、燃料ペレットと被覆管が接触して被覆管に機械的な負荷が加わることにより破損するものであり、破損メカニズムを踏まえたより直接的な体系による評価が可能となる解析コードの開発が国内外において行われている。このような背景を踏まえ、燃料安全研究推進の観点から、既存三菱コードのモデルを拡張し、PCMI 破損を直接的に評価できる燃料機械的破損評価コード（FLAME:　FueL Analysis routine for MEchanical behavior）を開発した。

2. FLAME の概要　反応度投入事象を含む過出力時の燃料機械的挙動を評価するコードには、①ペレット-被覆管熱モデル（比熱、輻射等　非定常計算式）、②被覆管表面熱伝達モデル（遷移沸騰、膜沸騰モデル）、③ペレット-被覆管変形モデル（２次元以上の計算メッシュ※）、④被覆管高温モデル（高温クリープ変形、高温酸化モデル）の評価モデルが必要である。これらのモデルを三菱炉心熱流動解析コードの MIDAC[1]に実装することにより、燃料被覆管の機械的破損評価コード FLAME として新規整備した。※本報では１次元計算メッシュでの結果を報告する。

3. V&V　FLAME コード及び NRC 所有の FRAPTRAN コードによる評価結果[2]を用いたコード間ベンチマーク、及びランプ/パルス試験に対して実測データ[3]に対する予測解析を行い、コードの検証及びコードの妥当性を確認する。

4. 結論及び今後の課題　MIDAC コードに燃料機械的破損評価に必要なモデルを組み込み、過渡時燃料機械的破損評価コード FLAME を開発した。コード間ベンチマーク及びランプ/パルス試験結果の予測解析によりコードの検証及びその妥当性を確認した（図 1.，図 2.）。今後は、ペレット-被覆管変形モデルを２次元計算メッシュに拡張し、局所的変形にも対応した解析コードを開発する。

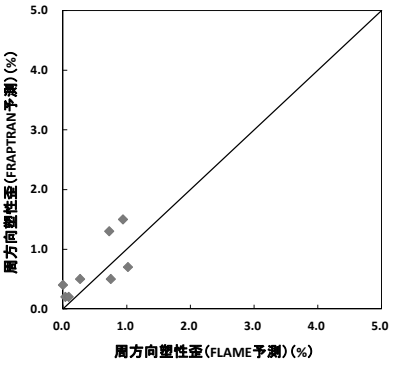


図 1. コード間ベンチマーク結果

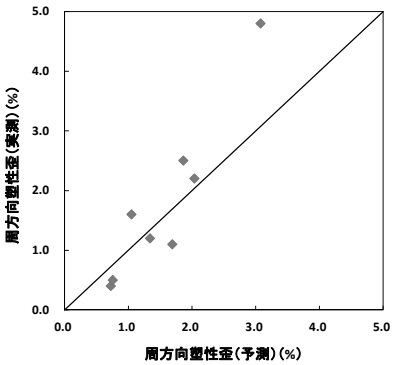


図 2. パルス試験　実測／予測　比較

参考文献

[1] T.Yodo,et.al, “Development of a Sub-Channel Analysis Code “MIDAC” for Core Thermal-Hydraulic Design and Safety Analysis in PWR Plants”, Proceedings of the 2017 25th International Conference on Nuclear Engineering, ICONE25-67657, July2-6, 2017, Shinghai, China
[2] PNNL-19400,Vol.2 Rev.2 “FRAPTRAN-2.0: Integral Assessment” May 2016.
[3] (財)原子力発電技術機構「平成 13 年度　高燃焼度等燃料安全試験に関する報告書（PWR 高燃焼度燃料　総合評価編）」平成 14 年 3 月

*Yuma Higashi[1], Eisaku Tatsumi[1], Tadakatsu Yodo[1], Yugen Shiratsuchi[1], Teruhisa Yamamoto[2] and Nozomu Murakami[2]
[1]Mitsubishi Heavy Industry, LTD., [2]Mitsubishi Nuclear Fuel Co., Ltd.

改良 EPDM 材料の高温環境特性の評価（2）

Performance evaluation of EPDM at elevated temperature

*鈴木　憲[1]，松田　真一[2]，杉村　卓哉[2]，堤　裕介[1]

[1]日本バルカー工業，[2]中部電力

改良 EPDM 材料の高温環境特性の評価(1)にて、改良 EPDM の高温蒸気耐性確認結果を報告した。その続報として、更なる高温環境におけるシール限界評価を実施したため、結果を報告する。

キーワード：シビアアクシデント，ガスケット，ゴム，シール，圧縮永久ひずみ

1. 緒言

シビアアクシデント時に放射線の暴露、高温および水蒸気雰囲気に晒される原子炉格納容器のシール部等に、採用されている改良 EPDM 材については、265℃を超える飽和蒸気環境にて健全性を有することが確認されている。今回、改良 EPDM 材のシール材としての、更なる高温環境下での使用可能性を検証するため、300℃飽和蒸気環境におけるシール健全性評価を実施した。

2. 実験

300℃における改良 EPDM 材の評価は、シール健全性の指標の一つである圧縮永久ひずみ試験に加え、実機の使用状態におけるシール性能を確認するため、実機フランジ形状を模擬した小型フランジを用いて、高温環境下での漏えい試験を実施した。

3. 結果・考察

200℃～300℃圧縮永久ひずみ率を用いたアレニウスプロットにより、一般的なシール材の寿命とされている 80%変形に 168 時間で到達する温度は、297.9℃飽和蒸気環境であることが確認された。相関係数も高く、この温度帯のデータにおいては、劣化が反応速度論に則っていると考えられる。よって、300℃飽和蒸気環境であっても、予測可能な劣化挙動であり、突発的な異常劣化を生じる可能性は低いと考えられる。

実機の使用状態におけるシール性能を確認するため、実機形状を模擬した小型フランジにガスケットを装着し、300℃飽和蒸気環境 168 時間暴露後、300℃乾熱環境、1MPa の He にて、漏えい試験を実施した結果、漏えいは確認されなかった。また、漏えい試験後のガスケットの外観を確認した結果、シール面周方向に軽微な亀裂が確認されたが漏えいに至るようなシール面を貫通する亀裂は確認されなかった。この亀裂は、300℃飽和蒸気圧 8.6MPa の高圧下で暴露時に、ゴム中に入りこんだ圧縮された蒸気が、取出し時の減圧により急激に膨張したことで発生しており、シール材の異常劣化により生じたものではないと考えられる。

以上より、改良 EPDM 材は、300℃飽和蒸気環境において、シール材として使用可能な材料と考えられる。

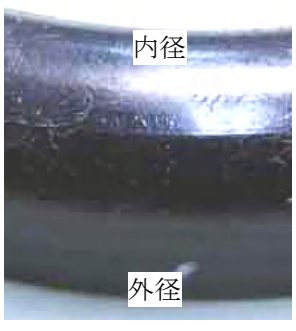


図 1：漏えい試験後試料外観

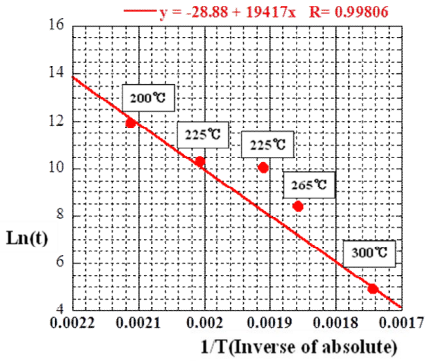


図 2：アレニウスプロット

表 1:漏えい試験条件及び結果

No.	照射量	暴露条件		
		環境	温度	時間
1	1.0MGy	蒸気	280℃	168h
2	1.0MGy	蒸気	300℃	168h

No.	シール試験					漏洩有無
	環境	温度	流体	圧力	保持時間	
1	乾熱	280℃	He	1MPa	10min	無
2	乾熱	300℃	He	1MPa	10min	無

* Ken Suzuki[1], Shinichi Matsuda[2] Takuya Sugimura[2] and Yusuke Tsutsumi[1]

[1]NIPPON VALQUA INDUSTRIES., [2]Chubu Electric Power.

原子炉圧力容器の内部欠陥を想定した確率論的健全性評価

Probabilistic integrity evaluation assuming embedded flaw of reactor pressure vessel

*鈴木 峻史[1]，岡山 龍太[1,2]，村上 健太[1]，鈴木 雅秀[1]
勝山 仁哉[3]，李 銀生[3]
[1]長岡技術科学大学，[1,2]現東京電力 HD，[3]日本原子力研究開発機構

原子炉圧力容器の健全性は、中性子照射脆化や加圧熱衝撃事象を考慮して、想定欠陥に対する破壊力学的評価により確認される。既往研究において、表面欠陥を対象に、決定論的評価による安全裕度（温度裕度）と確率論的評価による条件付き亀裂進展確率にはよい相関があることを示した。ここでは内部欠陥を想定し、同様な相関関係について検討を行った。

キーワード：原子炉圧力容器，確率論的破壊力学，内部欠陥，健全性評価，加圧熱衝撃，安全裕度

1. 緒言

国内原子力圧力容器の健全性評価においては、最新の基準ではクラッド下欠陥（内部欠陥）を仮定して、き裂先端の応力拡大係数と破壊靭性の比較により行う[1]。一方、健全性をより合理的に評価する手法として、確率論的破壊力学（PFM）を用いた損傷確率の評価手法が有望視されている。本研究では、内部欠陥を想定した場合の健全性評価を行い、決定論的評価（DFM）から求められる安全裕度（ΔTm）と確率論的破壊力学解析から求められる条件付きき裂進展確率（CPI）及び条件付き破壊確率（CPF）との相関について検討することを目的とした。

2. 解析条件

2loop の PWR をモデルケースとして、表 1 の解析条件に基づいて、PASCAL3[2]を用いた解析を実施した。熱過渡事象としては、大破断冷却材喪失事故（LBLOCA）、主蒸気管破断（MSLB）及び小口径破断冷却材喪失事故（SBLOCA）の 3 ケースについて実施した。想定する原子炉圧力容器の内径は 1669mm、胴部母材部の厚みは 171mm、クラッドを 6mm とした。

3. 解析結果

今回の解析条件に対する CPF の中性子照射量依存性を図 1 に示す。（1）は表面欠陥に対する結果、（2）は内部欠陥に対する結果を示す。照射量が低い所では内部欠陥の CPF が多少高い傾向がある。また、照射量が増すと表面欠陥の CPF の方が高い値を示す。熱過渡事象に関しては表面欠陥に対しては SBLOCA が高い値を示したが、内部欠陥では相対的に低い値を示した。決定論的評価と確率論的評価の相関に関しても解析を行った。表面欠陥とは概ね類似した傾向を示す。結果の詳細は講演時に議論する。

想定欠陥 PFM,DFM	クラッド下半楕円欠陥 DFM:深さ 10mm，長さ 60mm PFM:深さ比　指数分布 アスペクト比 対数正規分布
欠陥存在	溶接部,軸方向き裂
化学組成 [wt.%]	Cu 0.12, Ni 0.56, P 0.01, Si 0.25
初期 RTndt [℃]	0
脆化予測法	JEAC4201-2007(2013 年度追加版)
塑性域補正 β 補正	RSE-M 式による

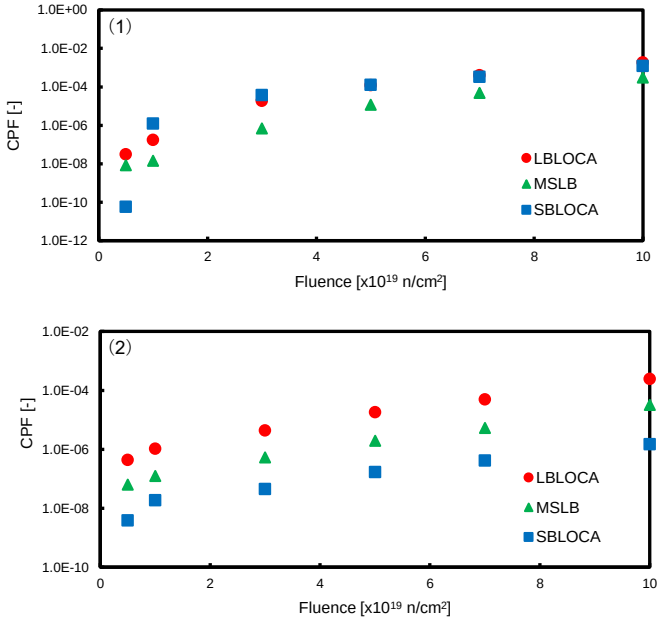


図 1　CPF の中性子照射量依存性　（1）表面欠陥，（2）内部欠陥

参考文献　[1] JEAC4206-2016，　[2] 眞崎浩一，西川弘之，小阪部和也，鬼沢邦雄，”原子炉圧力容器確率論的破壊力学解析コード PASCAL3 の使用手引き及び解析手法”，　JAEA-Data/Code 2010-033

*Takashi Suzuki[1], Ryuta Okayama[2], Kenta Murakami[1], Masahide Suzuki[1], Jinya Katsuyama[3] and Yinsheng Li[3]
[1]Nagaoka University of Technology, [2]Tokyo Electric Power Company Holding, [3]Japan Atomic Energy Agency.

非照射ジルカロイ−4 被覆管の LOCA 時破断限界の不確かさ評価

Uncertainty Evaluation for Fracture Boundary of Non-Irradiated Zircaloy-4 Cladding Tube under LOCA Conditions

*成川 隆文[1,2]，山口 彰[1]，張 承賢[1]，天谷 政樹[2]
[1]東京大学，[2]原子力機構

非照射ジルカロイ−4 被覆管に対する冷却材喪失事故模擬急冷破断試験により得られた被覆管の破断及び非破断に関する 2 値データに対し一般化線形モデルを適用し、ベイズ推定により被覆管急冷破断確率を評価した。急冷破断確率 5%の 95%信頼水準に相当する等価被覆酸化量は 20%であることを明らかにした。

キーワード：LOCA，ジルカロイ−4，破断限界，不確かさ評価，ベイズ推定，情報量規準

1. はじめに

軽水炉の冷却材喪失事故（LOCA）時に燃料被覆管は高温水蒸気中において酸化する。酸化による脆化が著しい場合には、非常用炉心冷却系の作動による急冷時に被覆管が破断し、炉心の冷却性を阻害する恐れがある。従来、LOCA 時の被覆管の急冷破断限界は破断のランダム性やサンプルサイズに由来する不確かさを包絡するよう保守的な条件で実施した実験結果に基づき評価されてきたが、その不確かさについては十分に明らかとなっていない。本研究では、非照射ジルカロイ−4 被覆管の LOCA 模擬急冷破断試験データに対して統計解析を実施し、破断限界の不確かさを確率論に基づき定量化し、破断限界を評価した。

2. 実験及び統計解析

長さ 190 mm の非照射ジルカロイ−4 被覆管にアルミナペレットを装填した後、室温にて 5.0 MPa のアルゴンガスを封入し試験燃料棒とした。この試験燃料棒を水蒸気中において赤外炉を用いて加熱し、1473 K で所定の時間、等温酸化させた後に徐冷し、被覆管温度が 973 K に達した時点で下端から冠水し急冷した。実機の燃料集合体では燃料棒の軸方向収縮が拘束される可能性があるため、急冷時には 540 N を上限とした軸方向拘束力を被覆管に加えた。この実験で得られた被覆管の破断及び非破断に関する 2 値データに対して 3 種類の一般化線形モデル（probit、logit、log-probit）を適用し、Baker-Just 酸化速度式[1]より求めた等価被覆酸化量（ECR）を説明変数とした急冷破断確率評価モデルを構築した。一般化線形モデルの回帰係数はベイズ推定により求めた。

3. 結果及び考察

構築した 3 種類のモデルについて情報量規準である WAIC[2]及び WBIC[3]を用いたモデル選択を実施した結果、予測損失と真のモデルの予測精度の両観点から log-probit モデルが急冷破断確率の評価に最も適していた。図 1 に log-probit モデルにより得られた非照射ジルカロイ−4 被覆管の急冷破断確率と ECR の関係を示す。確率論に基づき不確かさを考慮し破断限界を評価する際には、破断限界に相当する確率値と母集団に対する実験データの代表性を考慮することが重要であり、本研究では過去の知見[4]を踏まえて急冷破断確率 5%の 95%信頼水準を破断限界とした。図 1 より、不確かさを考慮した破断限界に相当する ECR は 20%であることが分かった。

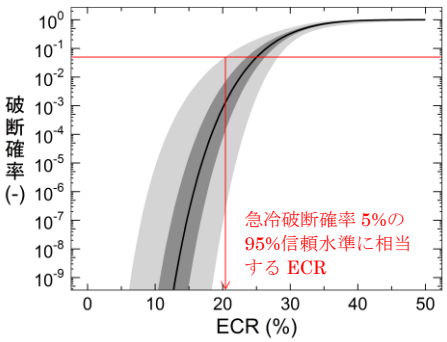


図 1　log-probit モデルにより得られた非照射ジルカロイ−4 被覆管の急冷破断確率と ECR の関係
（実線、濃い灰帯及び薄い灰帯はそれぞれベイズ信頼区間の中央値、50%区間及び 95%区間）

参考文献

[1] ANL-6548. [2] Watanabe S. Neur. Net. 2010; 23: 20-34. [3] Watanabe S. JMLR. 2013; 14: 867-897. [4] AESJ-SC-S001: 2008.

*Takafumi Narukawa[1,2], Akira Yamaguchi[1], Sunghyon Jang[1], and Masaki Amaya[2]
[1]UTokyo, [2]JAEA

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：306-1 Nuclear Safety Engineering, Nuclear Installation Safety, PSA

Wed. Sep 13, 2017 4:05 PM - 5:45 PM JST | Wed. Sep 13, 2017 7:05 AM - 8:45 AM UTC | Room C Open Hall - B1 Block

[1C13-18] Light Water Reactor Behavior Under Accident Conditions 1

Chair:Yuzuru Eguchi (CRIEPI)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[1C13] Analysis of BWR Containment Behavior under Severe Accidents using GOTHIC

(3)Analysis of Aerosol Behavior

*Hiroshi Kawai[1], Tatsuya Hayasaki[1], Daisuke Fujiwara[1] (1. TEPCO SYSTEMS CORPORATION)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[1C14] Thermal-hydraulic Analysis of BWR Containment Response to Accidents with GOTHIC

(4)Analysis of SFPAir Coolability

*Keisuke Okawa[1], Daisuke Fujiwara[1], Yun Gao[1], Achihiro Hamano[1] (1. TEPSYS)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[1C15] A Study on The Boiling Transition in RIAs (Cold RIA)

(1)Overall Plan

*Yuichi Sago[1], Kenichi Harada[1], Masahiro Furuya[2], Hirohisa Kaneko[3], Takamasa Miyaji[4] (1. Chubu Electric Power, 2. CRIEPI, 3. GNF-J, 4. NFI)

4:50 PM - 5:05 PM JST | 7:50 AM - 8:05 AM UTC

[1C16] A Study on The Boiling Transition in RIAs (Cold RIA)

(2)Transient critical heat flux with 3 x 3 bundle heated rapidly under atmospheric pressure

*Takahiro Arai[1], Masahiro Furuya[1], Kenetsu Shirakawa[1], Shun Watanabe[1], Hiroki Takiguchi[1], Yuichi Sago[2], Kenichi Harada[2] (1. CRIEPI, 2. Chubu Electric Power)

5:05 PM - 5:20 PM JST | 8:05 AM - 8:20 AM UTC

[1C17] A Study on The Boiling Transition in RIAs (Cold RIA)

(3)Development and Verification of A CHF Correlation for Cold RIA

*Toru Kanazawa[1], Tsugumi Tsuchida[1], Tetsuhiro Ozaki[2], Takamasa Miyaji[2], Yuichi Sago[3], Kenichi Harada[3] (1. GNF-J, 2. NFI, 3. Chubu Electric Power)

5:20 PM - 5:35 PM JST | 8:20 AM - 8:35 AM UTC

[1C18] A Study on The Boiling Transition in RIAs (Cold RIA)

(4)BWR RIA Analysis at Cold Condition

*Tsugumi Tsuchida[1], Hirohisa Kaneko[1], Ryosuke Nakamura[2], Takamasa Miyaji[2], Yuichi Sago[3], Kenichi Harada[3] (1. GNF-J, 2. NFI, 3. Chubu Electric Power)

5:35 PM - 5:45 PM JST | 8:35 AM - 8:45 AM UTC

Time reserved for Chair

統合汎用多次元熱水力解析コード GOTHIC による BWR 事故時格納容器解析 （3）エアロゾル挙動解析

Analysis of BWR Containment Behavior under Severe Accidents Using GOTHIC

(3) Analysis of Aerosol Behavior

*河合　宏[1]，早﨑　辰哉[1]，藤原　大資[1]

[1]テプコシステムズ

シビアアクシデント時格納容器内の FP エアロゾル挙動について、GOTHIC を用いた多次元解析と一点集中定数コードである MAAP の評価結果を比較し、評価モデルの違いによる影響を分析した。

キーワード：GOTHIC、MAAP、シビアアクシデント、格納容器、FP、エアロゾル

1. 緒言　GOTHIC と MAAP のエアロゾル評価モデルを比較した際の特筆すべき相違点としては以下の２点が挙げられる。一つ目は領域内のメッシュ分割に関するものであり、GOTHIC は各領域内の気相成分、温度、流れ、及び FP の分布を直接扱うのに対し、MAAP ではこれを均質化して扱う点である。２つ目はエアロゾルの扱いに関するものであり、GOTHIC は粒子径分布の過渡的な変化を直接扱うのに対し、MAAP では無次元数で構成された相関式を用いる点である。MAAP では、各時点における格納容器内条件を相関式に入力し一意に粒子径分布が評価され、これはエアロゾル粒子径分布の自己保存性に基づき平衡状態の分布を仮定するモデルといえる。前者は主に重力沈降速度に影響する可能性が考えられ、特に LOCA 若しくは原子炉圧力容器破損時の D/W ベント時のソースターム評価における不確かさに繋がる可能性がある。一方、後者の粒子径分布については、エアロゾルスクラビング後の過渡的な粒子径分布への影響が考えられ、これは W/W ベント時のソースターム評価における不確かさに繋がる可能性がある。この背景の下、本検討ではこれら評価モデルによるエアロゾル挙動への影響を把握することを目的に、単純化した体系における粒子径分布の時間変化、浮遊エアロゾル重量の時間推移をコード間で比較する。なお、本検討は GOTHIC コードとの比較により MAAP 事故解析結果に対する理解を深める活動の一環であり、2017 年春の大会に続く第３報となる。

2. 検討方針　表１に GOTHIC、MAAP 間のエアロゾル挙動比較ケース一覧を示す。ここでは各ケースのコード間の差異を比較することで、格納容器内の主要なエアロゾル除去機構である、重力沈降、熱泳動、拡散泳動、及びスクラビングについて評価モデルの違いの影響を分析する。評価体系は簡単のため単純な立方体領域とするが、重力沈降は領域形状への依存性が考えられるため別途感度解析を検討する。なお、ケース４の対流有り条件については、GOTHIC では領域内をメッシュ分割する必要がある。図１、及び図２にケース１における両コードによる粒子径分布の時間変化を示す。コード間の比較のため、初期エアロゾル粒子径分布は極力整合させるものの、MAAP では粒子径グループ分割が比較的粗いためこの程度の差異を伴うものとなる。

表１　エアロゾル挙動比較ケース一覧

ケース	エアロゾル	ヒートシンク	対流	スクラビング	目的
1	初期注入	なし	なし	なし	重力沈降挙動の比較
2	継続注入	なし	なし	なし	ケース1との比較→エアロゾル発生状況の違いの影響を把握
3	初期注入	あり	なし	なし	ケース1との比較→熱泳動、拡散泳動の影響を把握
4	初期注入	なし	あり	なし	ケース1との比較→対流の重力沈降への影響を把握
5	継続注入	なし	なし	あり	スクラビング前後の過渡的な粒子径分布の変化を比較

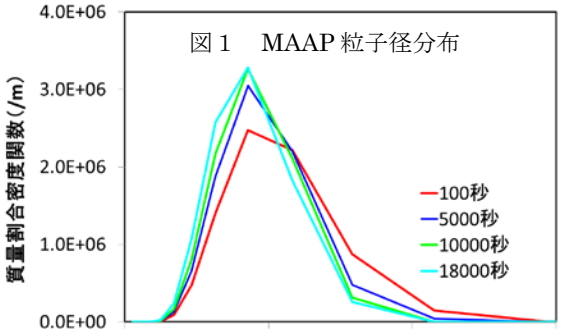


図１　MAAP 粒子径分布

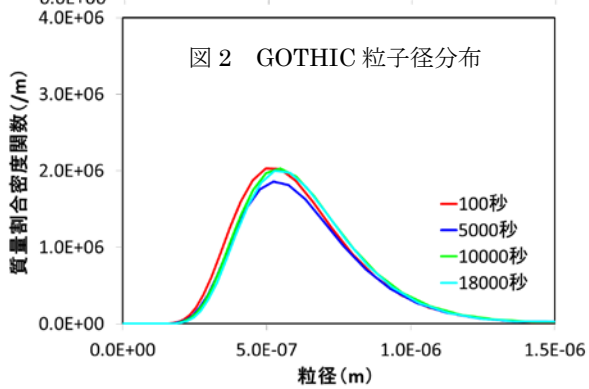


図２　GOTHIC 粒子径分布

3. 結論　上記比較に基づき、コード間比較の観点から MAAP エアロゾル評価モデルの不確かさを分析した。

参考文献　[1] GOTHIC THRMAL HYDRAULIC ANLYSIS PACKAGE USER MANUAL, TECHNICAL MANUAL

*Hiroshi Kawai[1], Tatsuya Hayasaki[1] and Daisuke Fujiwara[1]

[1]TEPCO SYSTEMS CORPORATION

統合汎用多次元熱水力解析コード GOTHIC による BWR 事故時格納容器解析
（4）SFP 空冷時温度評価

Analysis of BWR Containment Behavior under Severe Accidents Using GOTHIC

(4) Analysis of SFP Air Coolability

*大川 佳祐[1]，浜野 明千宏[1]，高 雲[1]，藤原 大資[1]

[1]テプコシステムズ

多次元熱水力解析コード GOTHIC[1]による BWR 使用済燃料プール(以下、SFP)の空気冷却評価について、NUREG-1726[2] 掲載の FLUENT 解析結果との比較を通じその妥当性を確認した。

キーワード：使用済燃料プール、GOTHIC、自然循環、空気冷却

1. 緒言　大規模損壊時の SFP 空冷評価においては、シビアアクシデント解析コード MAAP 若しくは MELCOR を用いる方法が挙げられる。なお、空冷による燃料温度評価では、SFP 及びオペレーションフロア(以下、オペフロ)内の循環流の振る舞いや、建屋開口部からの外気流入の様相が重要な因子と成り得るが、領域内を均質に扱う 1 点集中定数型コードではこれらの扱いが簡易的である点が留意事項といえる。一方、GOTHIC では領域内をメッシュ分割することで詳細な伝熱流動挙動を評価することが可能であり、建屋内/格納容器内の水素濃度分布評価等に活用された実績がある。従って、本プロジェクトでは MAAP の SFP 空冷評価の妥当性を GOTHIC と比較して確認することを計画しており、本報ではその前段階の作業として GOTHIC そのものの妥当性を把握するものである。ここでは、GOTHIC による SFP 空冷評価を実施し、その評価技術整備を進めると共に NUREG-1726 公開の FLUENT による空冷評価との比較を行い、換気条件や崩壊熱条件をパラメトリックに変更した場合の GOTHIC による SFP 空冷評価の妥当性を確認する。なお、GOTHIC 及び FLUENT では Zr 酸化反応を扱っておらず、評価結果については酸化反応が顕著とならない 600℃以下の領域を参照する必要がある。なお、本検討は GOTHIC コードとの比較により MAAP 事故解析結果に対する理解を深める活動の一環であり、前報に続く第 4 報となる。

2. 解析　燃料の冷却期間、燃料燃焼度、建屋換気率、幾何条件等について NUREG-1726 の FLUENT 解析と整合した GOTHIC 解析を実施した。SFP 及びオペフロ内の流速ベクトル、及び燃料温度分布図の評価例を図 1、及び図 2 に示す。建屋開口部からの外気は Cold プルームとして建屋内に流入し、燃料ラックで加熱された気相は Hot プルームとして上昇する様相は GOTHIC、FLUENT 共に類似の傾向が見られた。また、燃料の冷却期間及び建屋換気率に関する燃料最高温度の感度についても、双方で同等の結果が得られることを確認した。

3. 結論　多様な換気（強制換気、自然循環による換気）、SFP 水位（足湯含む）、崩壊熱条件等の組み合わせについて、コード間の比較を行い、MAAP を用いて空冷評価を行う上での不確かさを把握した。

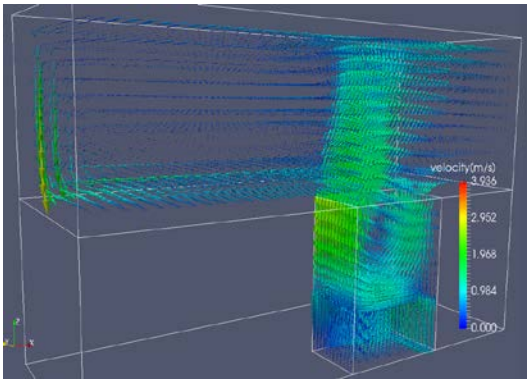


図 1　SFP 内の気相の流速ベクトル

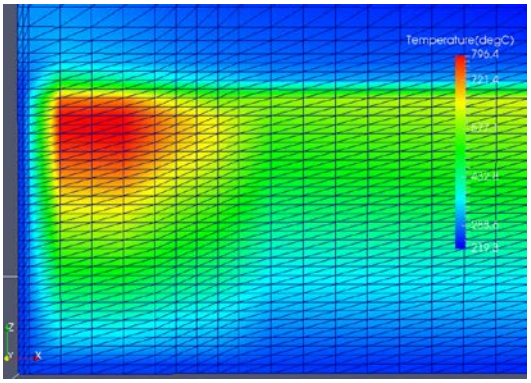


図 2　燃料の温度分布図(鉛直断面)

参考文献

[1] GOTHIC THRMAL HYDRAULIC ANLYSIS PACKAGE USER MANUAL, TECHNICAL MANUAL

[2] NUREG-1726：Predictions of Spent Fuel Heatup After a Complete Loss of Spent Fuel Pool Coolant

*Keisuke Okawa[1], Achihiro Hamano[1], Yun Gao[1] and Daisuke Fujiwara[1]　[1]TEPCO SYSTEMS CORPORATION

RIA 時の沸騰遷移に関する研究（低温時 RIA）
（1）全体計画

A Study on The Boiling Transition in RIAs (Cold RIA)

(1) Overall Plan

*佐合 優一[1]，原田 健一[1]，古谷 正裕[2]，金子 浩久[3]，宮地 孝政[4]

[1]中部電力，[2]電中研，[3]GNF-J，[4]NFI

RIA 解析へボイド反応度フィードバック効果を導入するための適用性研究として，RIA 時の沸騰遷移（過渡限界熱流束）に関する研究計画を立案した。本発表(1)では，研究の全体計画について報告する。

キーワード： BWR，RIA，最適評価手法，ボイド反応度フィードバック，沸騰遷移，限界熱流束（CHF）

1. 緒言

BWR プラント再稼働後の安全性向上評価では，RIA 解析への 3 次元最適評価手法の導入と合わせて，非断熱計算に基づくドップラフィードバック及びボイド発生による核的な反応度フィードバックの考慮が必要となる可能性がある。また，将来の高燃焼度燃料では，RIA 時の破損しきい値の低下などにより RIA 解析における燃料エンタルピ評価結果の安全余裕が低下することから，ボイド反応度フィードバック効果の導入が必須となる見通しである。本研究は，RIA 時のボイド反応度フィードバック効果を 3 次元最適評価手法に適切に取り込むために必要な適用性研究の一環として，ボイド率に大きく影響する沸騰遷移（過渡限界熱流束）を判定する限界熱流束（CHF）相関式に着目し，低温時及び高温待機時の RIA 模擬 CHF 試験に基づく，現実的かつ信頼性の高い CHF 相関式を整備することを目的とする。

2. 全体計画

RIA 解析への適用性と説明性を備えた CHF 相関式を整備するため，研究の全体計画を策定した。本シリーズ発表では，低温時 RIA を対象とした研究計画及び成果について報告する。

2-1. 大気圧下における急速発熱時の 3×3 バンドル過渡限界熱流束（本シリーズ(2)）

RIA 時の急速な過渡 CHF 特性に関する十分な知見は得られていないことから，RIA 時の CHF に重要な影響を及ぼす種々の現象及び因子の整理結果を踏まえ，研究参加機関にて検討の上，試験仕様を決定する。実機における低温時 RIA を想定した過渡 CHF 試験を実施し，RIA 時の CHF 試験データベースを構築する。

2-2. 試験データに基づく CHF 相関式の作成及び検証（本シリーズ(3)）

2-1 で得られた CHF 試験データの整理に基づき，低温時 RIA に適用可能な CHF 相関式を作成する。CHF 試験における被覆管温度挙動等の再現結果の妥当性を確認することにより，作成した相関式を検証する。

2-3. BWR プラントに対する低温時 RIA 解析の実施（本シリーズ(4)）

9x9 燃料（A 型）及び（B 型）炉心に対して，2-2 で作成した CHF 相関式を適用した RIA 解析を実施する。低温時 RIA 解析に使用される従来の CHF 相関式との比較により，作成した相関式の適用性を評価する。

3. 結言

低温時 RIA へ適用する CHF 相関式を整備するための研究計画を立案した。今後，高温待機時 RIA に対しても同様の研究を実施する。本研究で整備する CHF 相関式の低温時及び高温待機時 RIA 解析に対する適用性を，総合評価を通じて確認する予定である。

備考

本研究シリーズ(1), (3),(4)は電力共同研究として実施された。研究(2)は電事連の要請研究として電中研にて実施された。

---

* Yuichi Sago[1], Kenichi Harada[1], Masahiro Furuya[2], Hirohisa Kaneko[3] and Takamasa Miyaji[4]

[1]Chubu Electric Power., [2]CRIEPI, [3]GNF-J, [4]NFI

RIA 時の沸騰遷移に関する研究（低温時 RIA）
(2) 大気圧下における急速発熱時の 3×3 バンドル過渡限界熱流束

A Study on The Boiling Transition in RIAs (Cold RIA)

(2) Transient critical heat flux with 3 x 3 bundle heated rapidly under atmospheric pressure

*新井 崇洋[1]， 古谷 正裕[1]， 白川 健悦[1]， 渡辺 瞬[1]， 滝口 広樹[1]
佐合 優一[2]， 原田 健一[2]
[1]電力中央研究所，[1]中部電力

大気圧条件下で急速に直接通電加熱される 3×3 バンドル急速発熱させる実験を行い、過渡限界熱流束が明瞭に定義できることが判明した。初期水温及び入口流速が過渡限界熱流束に及ぼす影響を把握した。

キーワード：過渡限界熱流束, 3×3 バンドル, 急速発熱, 大気圧

１．緒言　急速な加熱による過渡沸騰現象は、温度境界層やボイド率が十分発達していないために、定常加熱より高い熱伝達が得られることが知られている。なかでも、冷却限界を定める重要指標である限界熱流束は、流動条件だけでなく、表面熱流束の時間変化や流路形状が大きく影響する。本研究では、バンドル体系における急速発熱時の過渡限界熱流束相関式を導出するため、大気圧条件下での過渡限界熱流束実験を行い、初期水温や流速に対する実験データベースを構築する。

２．実験　図 1 に試験部の概略図を示す。実験体系は、有効発熱長 310 mm を有する発熱ロッドを正方格子状に配置した 3×3 バンドル（ロッド外径 11.2 mm、ロッドピッチ 14.3 mm）である。発熱部はインコネル 600 製の薄肉円筒管であり、直接通電によってジュール発熱させた。発熱部に 6 本のシース外径 0.5mm 極細シース熱電対を埋め込んだロッドを 3×3 バンドル中央ロッド、サイドロッド 2 か所、コーナーロッド 1 か所の合計 4 か所に配置し、ロッド温度分布を計測した。スペーサは、タブなしの丸セル形状とし、発熱部での沸騰伝熱への影響を極力避けるため、発熱部以外の部位に配置した。実験条件は気水分離器上部を大気開放とし、初期水温が 30 - 95℃、試験部入口流速が 0.2 - 0.75 m/s とし、バンドル熱出力は、軸方向、径方向ともに一様分布である。

３．結果及び考察　図 2 に熱出力の立ち上がり時間 0.2 秒、最大熱出力を 0.5 秒間保持した後、0.02 秒で即時停止させる熱出力を印加したとき、発熱部下端から 295 mm 下流でのバンドル中央ロッド温度の時間変化を示す。実験条件は初期水温 85℃、入口流速 0.35 m/s である。熱出力を段階的に変化させて限界熱流束に達した場合、ロッド表面がドライアウトに至ることでロッド温度が上昇し、発熱停止後も高温状態が持続する。バンドル出力に対して最高ロッド温度が顕著に増大した場合の表面熱流束を過渡限界熱流束と定義した。図 3 に過渡限界熱流束を初期水温及び入口流速に対して整理して示す。初期水温の低下あるいは流速の増大とともに過渡限界熱流束は増大する。また、低流速ではバンドル全体でドライアウトし、高流速では中央ロッドでドライアウトしやすい傾向を得た。以上から、バンドル体系特有の横流れや外周壁の影響を考慮した過渡限界熱流束データベースが構築できたと考えられる。

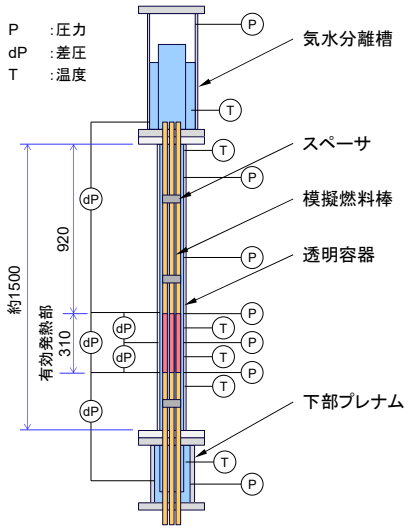


図 1　試験部概略図

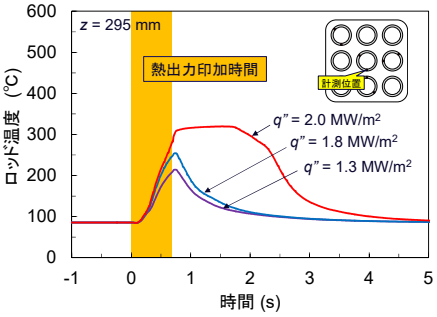


図 2　ロッド温度の時間変化

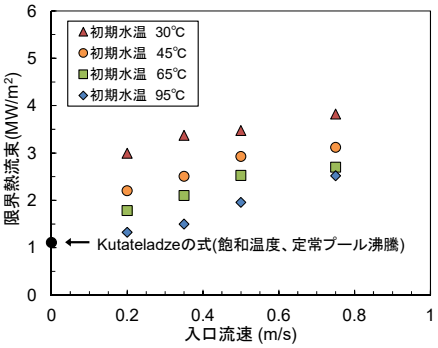


図 3　初期水温と流速の影響

*Takahiro Arai[1], Masahiro Furuya[1], Kenetsu Shirakawa[1], Shun Watanabe[1],
Hiroki Takiguchi[1], Yuichi Sago[2] and Kenichi Harada[2]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry, [2]Chubu Electric Power.

RIA 時の沸騰遷移に関する研究（低温時 RIA）
（3）試験データに基づく CHF 相関式の作成及び検証

A Study on The Boiling Transition in RIAs (Cold RIA)

(3) Development and Verification of A CHF Correlation for Cold RIA

*金沢 徹[1]，土田 嗣美[1]，尾崎 哲浩[2]，宮地 孝政[2]，佐合 優一[3]，原田 健一[3]

[1]GNF-J，[2]NFI，[3]中部電力

低温時 RIA を模擬した CHF 試験データに基づき，RIA 指針[1]指定の CHF 相関式に補正を加えた改良 CHF 相関式を作成した。CHF 実測値に対して平均誤差-9.0%，標準偏差 6.8%で予測可能であることを確認した。

キーワード： BWR，低温時 RIA，ボイド反応度フィードバック，沸騰遷移，CHF 相関式，TRAC コード

1. 緒言

RIA 時のような急速加熱時は，定常加熱時に比べて限界熱流束（CHF）が増大する。低温時 RIA 解析には従来，保守性の大きい定常プール沸騰における CHF 相関式が使用されている。RIA 解析へのボイド反応度フィードバック効果の円滑な導入に資するため，過度に保守的な CHF 相関式の適正化を図る。

2. 低温時 RIA を対象とした CHF 相関式の作成及び検証

低温時 RIA 解析における CHF の判定には，RIA 指針[1]において Rohsenow-Griffith 式[2]及び Kutateladze のサブクール度補正式[2]（従来相関式）の使用が認められている。従来相関式は流速に対する依存性及び急速加熱による CHF 増大効果を考慮していないため，前報告(2)の CHF 実測値を最大 45%過小評価した（**図 1**）。CHF の過小評価は，RIA 時における膜沸騰への遷移を早期に予測するためボイド反応度フィードバック評価上は保守側であるが，3 次元最適評価手法導入の観点から，過剰な保守性を排除した適正な評価が望まれる。従来相関式にウェーバ数による補正項を加え，流速の影響を考慮した改良 CHF 相関式を作成した結果，CHF 予測精度は平均誤差-9%，標準偏差 6.8%となり，従来相関式による結果を大きく改善した（**図 2**）。改良 CHF 相関式は，前報告(2)の被覆管温度挙動等を妥当に予測すること，また，炉心条件の変化による被覆管表面熱流束履歴の変化に際しても非保守側の結果に至る可能性が小さいことを確認した。

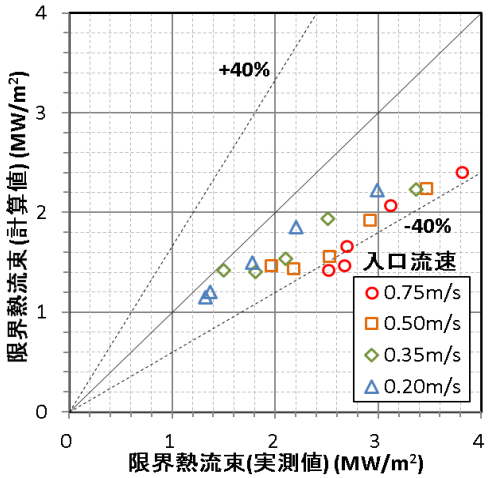


図1 従来相関式による結果との比較

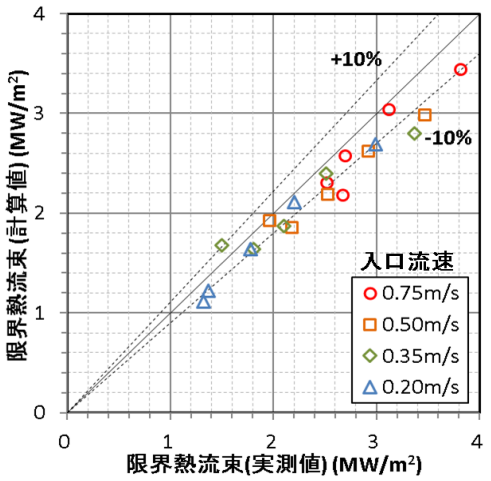


図2 改良相関式による結果との比較

3. 結言

本報告で作成した改良 CHF 相関式により，RIA 解析におけるボイド反応度フィードバックを適正に予測できる見通しを得た。今後，高温待機時 RIA を対象とした CHF 相関式の作成と合わせて，より説明性のある相関式となるよう両相関式の整合を図るとともに，さらなる高度化を視野に入れた検討を継続する。

参考文献

[1]原子力安全委員会決定，昭和 59 年 1 月 19 日（一部改訂　平成 2 年 8 月 30 日）[2]伝熱工学資料　改訂第 2 版，1966

*Toru Kanazawa[1], Tsugumi Tsuchida[1], Tetsuhiro Ozaki[2], Takamasa Miyaji[2], Yuichi Sago[3] and Kenichi Harada[3]

[1]GNF-J, [2]NFI, [3]Chubu Electric Power.

RIA 時の沸騰遷移に関する研究（低温時 RIA）
（4）BWR プラントに対する低温時 RIA 解析の実施

A Study on The Boiling Transition in RIAs (Cold RIA)

(4) BWR RIA analysis using the improved CHF correlations at cold condition.

*土田　嗣美[1]，金子　浩久[1]，中村　良輔[2]，宮地　孝政[2]，佐合　優一[3]，原田 健一[3]

[1]GNF-J，[2]NFI，[3]中部電力

BWR プラントを対象に低温時 RIA 解析を実施し，改良 CHF 相関式を用いた RIA 解析結果は，RIA 指針[1]において認められている Rohsenow-Griffith 式[2]及び Kutateladze のサブクール度補正式[2]（従来式）を用いた解析結果に対して，燃料エンタルピ最大値を最大で約 30kJ/kgUO_2 程度低減させる効果(ボイド反応度を 30%考慮したケースの結果)が得られることを確認した。

キーワード： BWR，低温時 RIA，ボイド反応度フィードバック，沸騰遷移，CHF 相関式，TRAC コード

1. 緒言

RIA のような急速な反応度投入事象では，定常加熱時に比べて限界熱流束(CHF)が増加する。従来の RIA 解析(低温時)では，保守性の大きい定常プール沸騰における CHF 相関式が使用されている。本報告では，RIA 解析へのボイド反応度フィードバック効果の円滑な導入に資するため，改良した CHF 相関式を用いた BWR プラントに対する低温時 RIA 解析を実施し，相関式改良の効果を確認する。

2. 低温時 RIA 解析の実施

改良 CHF 相関式を用いた RIA 解析について，9×9 燃料(A 型)を装荷した BWR5 プラントを対象として実施した結果を代表として示す。従来相関式に対して，改良 CHF 相関式は燃料エンタルピ最大値を最大で約 30kJ/kgUO2 程度低減させる効果(ボイド反応度を 30%考慮したケースの結果) が得られることが確認された(図 1)。膜沸騰への遷移が生じるとそれ以降は，表面熱伝達が低下し，燃料から冷却材への除熱量が低減することから燃料エンタルピが増加する傾向を示すが，改良 CHF 相関式では膜沸騰に遷移するタイミングが従来相関式より遅れるためである(図 2)。また，核沸騰が継続される期間が長くなることから，ボイド発生量が増加し，ボイド反応度による負のフィードバック効果が大きくなることも，燃料エンタルピを低減する効果に寄与している。

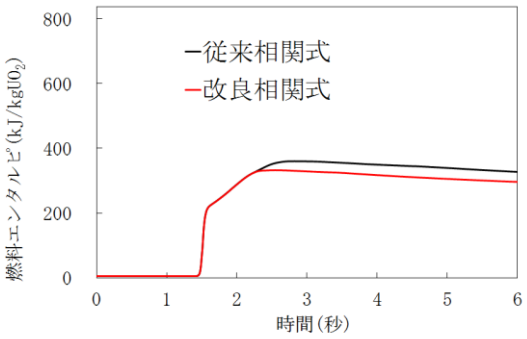


図1　燃料エンタルピの時間変化

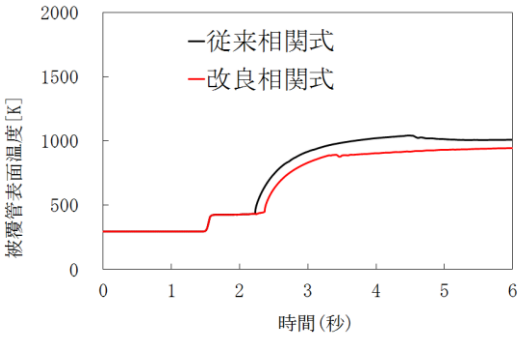


図2　被覆管表面温度の時間変化

3. 結言

改良 CHF 相関式を使用することにより、RIA 解析(低温時)において燃料エンタルピを低減できる見通しを得た。今後，高温待機時 RIA を対象とした CHF 相関式を作成し，RIA 解析(高温待機時)を対象とした評価を実施することで、RIA 解析に使用する CHF 相関式の高度化を視野に入れた検討を継続する。

参考文献

[1]原子力安全委員会決定，昭和 59 年 1 月 19 日（一部改訂　平成 2 年 8 月 30 日）[2]伝熱工学資料　改訂第 2 版，1966

* Tsugumi Tsuchida[1], Hirohisa Kaneko[1], Ryosuke Nakamura[2], Takamasa Miyaji[2], Yuichi Sago[3] and Kenichi Harada[3]

[1]GNF-J, [2]NFI, [3]Chubu Electric Power.

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-3 Decommissioning Technology of Nuclear Facilities

Wed. Sep 13, 2017 10:00 AM - 12:10 PM JST | Wed. Sep 13, 2017 1:00 AM - 3:10 AM UTC | Room D B31 - B3 Block

[1D01-08] Standards Related to Decommissioning Planning

Chair:Koichi Kitamura (JAEA)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[1D01] Improvement of standards related to decommissioning planning
(1)Summary of Activities

*Akio Tamura[1] (1. JANSI)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[1D02] Improvement of standards related to decommissioning planning
(2)Addressing Establishment of General Safety Requirements for Decommissioning of Facilities

*Yoshihiko Horikawa[3], Akio Tamura[1], Ken-ichi Tanaka[2], Kazuma Mizukoshi[3], Yusuke Shimizu[3], Seiichi Kudo[4], Hirofumi Kadobayashi[4], Hirokazu Minato[5], Muneyuki Nakada[5], Noboru Kurokawa[6] (1. JANSI, 2. IAE, 3. NEL, 4. MHI NS eng, 5. Hitachi-GE, 6. MHI)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[1D03] Improvement of standards related to decommissioning planning
(3)Correspondence of IAEA Requirements and Planning Standard

*Kazuo Mizukoshi[1] (1. NEL)

10:45 AM - 11:00 AM JST | 1:45 AM - 2:00 AM UTC

[1D04] Improvement of standards related to decommissioning planning
(4)Concept of safety assessment of decommissioning

*Seiichi Kudo[1] (1. MHINSeng)

11:00 AM - 11:15 AM JST | 2:00 AM - 2:15 AM UTC

[1D05] Improvement of standards related to decommissioning planning
(5)Study on classification of facility importance of decommissioning plant

*Hirofumi Kadobayashi[1] (1. MHINSeng)

11:15 AM - 11:30 AM JST | 2:15 AM - 2:30 AM UTC

[1D06] Improvement of standards related to decommissioning planning
(6)For decommissioning study on abnormal event scenario

*Muneyuki Nakada[1] (1. HitachiGE)

11:30 AM - 11:45 AM JST | 2:30 AM - 2:45 AM UTC

[1D07] Improvement of standards related to decommissioning planning
(7)Guidelines concerning radiological characterization of facilities

*Ken-ichi Tanaka[1] (1. IAE)

11:45 AM - 12:00 PM JST | 2:45 AM - 3:00 AM UTC

[1D08] Improvement of standards related to decommissioning planning
(8)Guidelines concerning the characterization survey of facilities

*Yusuke Shimizu[1] (1. NEL)

12:00 PM - 12:10 PM JST | 3:00 AM - 3:10 AM UTC

Time reserved for Chair

廃止措置の計画に係る標準の整備
（1）活動の全体概要

Improvement of standards related to decommissioning planning
(1) Summary of Activities

*田村　明男[1]，田中　健一[2]，堀川　義彦[3]，水越　和満[3]，清水　祐輔[3]，工藤　清一[4]，
門林　洋文[4]，湊　博一[5]，仲田　宗生[5]，黒川　登[6]
[1]JANSI，[2]IAE，[3] NEL，[4]MHI NS eng，[5] 日立 GE㈱，[6] MHI

発電用原子炉施設等の廃止措置計画の具体化を図る際に必要となる廃止措置計画の準備において考慮すべき要件について、原子力学会標準として整備することの目的及び意義等について概要を述べる。

キーワード：廃止措置，計画標準、安全評価、放射線リスク

1. 緒言

原子力学会の「安全対策高度化技術検討特別専門委員会」において、具体的な軽水炉安全技術・人材ロードマップに係る報告書が 2015 年 5 月にまとめられた。さらに、2017 年 3 月にそれまでの最新状況を踏まえた報告書の改定版がとりまとめられた。この中で、廃止措置計画の構築方法の確立が短期的課題として抽出されており、課題解決のためには、国際基準との整合性にも留意しつつ、IAEA の安全基準で特に重要性が指摘されている「グレーデッドアプローチの考え方」の適用性について検討が必要になっている。

また、これと並行して原子力学会廃止措置分科会では 2015 年 10 月より廃止措置計画標準改訂等の検討が実施されている。

2. 標準化の目的

安全確保を大前提に効率的な廃止措置計画を確立するための標準策定の目的は以下のとおりとしている。

（１）原理原則に基づいた標準とする。（現行規制や IAEA 安全基準を参考）
（２）原理原則に基づいて作成した計画標準を参照することで、結果として我国規制に適合させる。
（３）今後規制が変わったとしても揺るぎない計画標準とする。

これら目的を達成できる標準を策定するにあたって必要となる要件を、国際的な動向も踏まえ取りまとめることで、我が国の廃止措置計画の内容を国際的にも遜色なく、また、施設のリスクレベルに応じたものとすることを目指すとともに、この標準を規制手続きにも利用できるようにすることが期待される。

3. 標準化の意義

現行の廃止措置計画の準備に係る標準を原理原則に基づき制定、改訂することにより、今後の廃止措置作業をより安全かつ合理的に実施できるとともに、本格的な解体工事前の廃止措置計画変更認可申請が効率的に実施できると考えられる。また、事業者が廃止措置工事計画及び費用の最適化を図る際、工事計画の妥当性検証の判断で標準を用いることが可能となる。

参考文献

[1] 日本原子力学会における軽水炉安全技術・人材ロードマップローリング対応最終報告（2017 年 3 月）

---

*Akio Tamura[1], Ken-ichi Tanaka[2] ,Yoshihiko Horikawa[3],Kazuma Mizukoshi[3], Yusuke Shimizu[3],Seiichi Kudo[4],
Hirofumi Kadobayashi[4], Hirokazu Minato[5], Muneyuki Nakada[5], Noboru Kurokawa[6]
[1]Japan Nuclear Safety Institute, [2]The Institue of Applied Energy, [3]Nuclear Engineering Ltd, [4]MHI Nuclear Engineering Company,
[5]Mitsubishi Heavy Industry

廃止措置の計画に係る標準の整備
（2）廃止措置の一般安全要件の検討

Establishment of Standards relating decommissioning plan

(2)　Addressing Establishment of General Safety Requirements for Decommissioning of Facilities

*堀川　義彦[3]，田村　明男[1]，田中　健一[2]，水越　和満[3]，清水　裕輔[3]，
工藤　清一[4]，門林　洋文[4]，湊　博一[5]，仲田　宗生[5]，黒川　登[6]
[1]JANSI，[2]IAE，[3]NEL,[4]MHI NS eng，[5]日立 GE㈱，[6]MHI

発電用原子炉施設、核燃料サイクル施設および研究・実験施設など放射性物質を取り扱う施設の廃止措置に要求される一般安全要件について、廃止措置に係る IAEA の安全基準を調査・参考にし、わが国の原子力施設の廃止措置に係る一般安全要件を検討した。

キーワード：廃止措置，放射性物質を取扱う施設，一般安全要件

1. 緒言

発電用原子炉施設、核燃料サイクル施設および研究・実験施設など放射性物質を取り扱う施設は広範囲に存在し、使命を終えた施設は廃止措置というプロセスをとることになる。施設の規模、そこに含まれる放射線ハザードの大きさに違いがあっても、廃止措置プロセスは基本的に同じである。廃止措置分科会では、放射性物質を用いる施設を対象とした IAEA の廃止措置に係る一般的安全要件を参考に、国内施設に適した廃止措置の一般安全要件について検討し、技術レポートとして作成を検討中である。

2. 廃止措置に関する IAEA の安全要件の調査と整理

廃止措置に係る IAEA の GSR Part6 一般安全要件について、基本安全原則 SF-1 からのつながり、背景、適用範囲および要件内容並びに実際に適用する場合の具体的な展開等を調査、整理した。

3. 国内施設を対象とした廃止措置に係る一般安全要件の検討

2 . 項で調査した**廃止措置に係る** IAEA の安全要件を参考に、国内施設の特徴、社会環境等をもとに、廃止措置において関係する機関がそれぞれの責任において遵守すべき一般的安全要件について検討した。

廃止措置においては、廃止措置プロセスがすすむにつれて、放射線ハザードも低減することから、グレーデッドアプローチによる安全確保が適切であり、また、いかに発生す放射性廃棄物を最小化にするかが重要である。これらについては一般安全要件で重要な位置を占めることが示された。

4. 結論

廃止措置に係る IAEA 安全基準の**要求事項**を調査し、国内施設を対象とした廃止措置に係る一般安全要件について検討を行った。本検討を踏まえ、技術レポートの作成を検討中である。

参考文献

[1] IAEA Safety Standards Series No.SF-1, Fundamental Safety Principles（2006）

[2] IAEA Safety Standards Series No. GSR Part 6, Decommissioning of Facilities (2014)

[3] 日本原子力学会標準委員会技術レポート，“原子力安全の基本的考え方について　第 I 編原子力安全の目的と基本原則”（2013）

---

*Yoshihiko Horikawa[3], Akio Tamura[1], Ken-ichi Tanaka[2], Kazuma Mizukoshi[3], Yusuke Shimizu[3], Seiichi Kudo[4],
Hirofumi Kadobayashi[4], Hirokazu Minato[5], Muneyuki Nakada[5], Noboru Kurokawa[6]
[1]Japan Nuclear Safety Institute, [2]The Institute of Applied Energy, [3] Nuclear Engineering Ltd.,
[4]MHI Nuclear Systems And Solution Engineering Co., [5]Hitachi-GE Nuclear Energy Ltd., [6]Mitsubisi Heavy Industries

廃止措置の計画に係る標準の整備
（3）IAEA 要求と計画標準の対応

Improvement of standards related to decommissioning planning
(3) Correspondence of IAEA Requirements and Planning Standard

＊水越　和満[3],田村　明男[1]，田中　健一[2]，堀川　義彦[3]，水越　和満[3]，清水　祐輔[3]，
工藤　清一[4],門林　洋文[4]，湊　博一[5]，仲田　宗生[5]，黒川　登[6]
[1]JANSI，[2]IAE，[3] NEL, [4]MHI NS eng, [5] 日立 GE㈱, [6] MHI

発電用原子炉施設の廃止措置計画標準の改定に向けて、**廃止措置に係る** IAEA の安全基準を**調査し、計画標準との対応を検討した。**

キーワード：廃止措置，計画

1. 緒言

平成 23 年に制定された「実用発電用原子炉施設等の廃止措置の計画：2011」（計画標準）を改定するに当たり、計画標準を国際的に遜色ないものとするため、廃止措置計画に係る IAEA の安全基準の要求事項を明確にし、これを満足する標準とする必要がある。そのため、廃止措置に係る IAEA の安全基準の**要求事項**を調査し、計画標準との対応について検討した。

2. 廃止措置に係る IAEA 安全基準の調査

IAEA の安全基準はトップダウン構造になっており、**廃止措置に係る** IAEA 安全基準は SF-1、GSR Part6 などがある。これらの安全基準より、**廃止措置に係る**要求事項を抽出し、整理した。

3. IAEA 安全基準の要求事項と計画標準との対応検討

2 . 項で調査した**廃止措置に係る** IAEA 安全基準の目的・適用範囲は、プラントライフサイクル全期間に亘り、また、国や規制機関の責任なども含まれる。一方、計画標準は設置事業者が廃止措置計画を策定するために必要な技術的要求事項を規定することを対象としていることから、これらの違いを踏まえて IAEA **安全基準の要求事項**と計画標準との対応について検討を行った。

4. 結論

廃止措置に係る IAEA 安全基準の**要求事項**を調査し、計画標準との対応について検討を行った。本検討を踏まえ、現在計画標準の見直しを検討中である。

参考文献

[1] IAEA Safety Standards Series No.SF-1, Fundamental Safety Principles（2006）

[2] IAEA Safety Standards Series No. GSR Part 6, Decommissioning of Facilities (2014)

*,Kazuma Mizukoshi[3],Akio Tamura[1], Ken-ichi Tanaka[2] ,Yoshihiko Horikawa[3] Yusuke Shimizu[3],Seiichi Kudo[4],
Hirofumi Kadobayashi[4], Hirokazu Minato[5], Muneyuki Nakada[5], Noboru Kurokawa[6]
[1]Japan Nuclear Safety Institute, [2]The Institue of Applied Energy, [3]Nuclear Engineering Ltd, [4]MHI Nuclear Engineering Company, [5]Mitsubishi Heavy Industry

廃止措置の計画に係る標準の整備
（4）廃止措置における安全評価の考え方

Improvement of standards related to decommissioning planning

(4) Concept of safety assessment of decommissioning

＊工藤 清一[1]，田村 明男[1]，田中 健一[2]，堀川 義彦[3]，水越 和満[3]，
清水 祐輔[3]，門林 洋文[4]，湊 博一[5]，仲田 宗生[5]，黒川 登[6]
[1]JANSI，[2]IAE，[3]NEL，[4]MHI NS eng，[5]日立 GE㈱，[6]MHI

原子力施設の廃止措置工事を安全かつ合理的に実施することを目的として、IAEA が提唱するグレーデッドアプローチの考え方を適用して、リスク重要度に応じた安全対策を計画するための手法を検討した。日本原子力学会標準の１つとして「廃止措置時の安全評価」（仮称）を新規に整備する計画であり、その中で安全確保のための計画方法の一例として紹介する予定である。

キーワード：廃止措置，安全確保，安全評価，放射線リスク，設備重要度，放出放射能量，被ばく

1. 緒言

廃止措置工事では、一般安全阻害、公衆被ばく、作業者被ばく、工事遅延等のリスクが想定されるが、このうち、公衆被ばくリスクに絞って考えうる事象に対するリスクの大きさを定量化し、リスク重要度をグレード分けしてそれぞれの重要度に応じた設備対策や保全対策を講じる方法を構築した。

2. 検討

2-1. 重要度ランク分類（案）の設定

- 公衆被ばく重要度に応じてランクを５段階に分類［表１参照］
- ランク判断は放射能量又は放出量で実施（技術的に想定できる条件で公衆被ばく量との関連性を定義）
- ランクと設備重要度／保全重要度との関係性の設定は今後の課題

2-2. 重要度の分類手順（案）［図１参照］

手順 ① 解体対象物の放射能量で分類
手順 ② 放出に関与する放射能量で分類
- 取扱う放射能量又は想定される放出量が極めて少ない場合は安全要求を課さない

手順 ③ 事象発生防止設備、影響緩和設備を必要とする場合は、当該設備の機能喪失を考慮した重要度ランクを設定
手順 ④ 使用設備の機能喪失の発生確率が極めて低い場合は保全活動を簡素化する

表１　廃止措置の重要度ランク分類(案)

No.	ランク	放射能量	被ばく量	廃止措置の安全確保の考え方
1	A	10^{13}Bq以上	約100mSv以上	・深層防護の考え方を考慮 ・多重性／多様性／独立性を考慮 ・予防保全(巡視、点検)
2	B１	10^{13}Bq～10^{11}Bq	約100mSv～約5mSv	
3	B２	10^{11}Bq～10^{10}Bq	約5mSv～約100μSv	・保全活動の簡素化
4	C	10^{10}Bq	約100μSv以下	
5	D	(CL,NRレベル)	NDレベル	・事後保全(巡視)

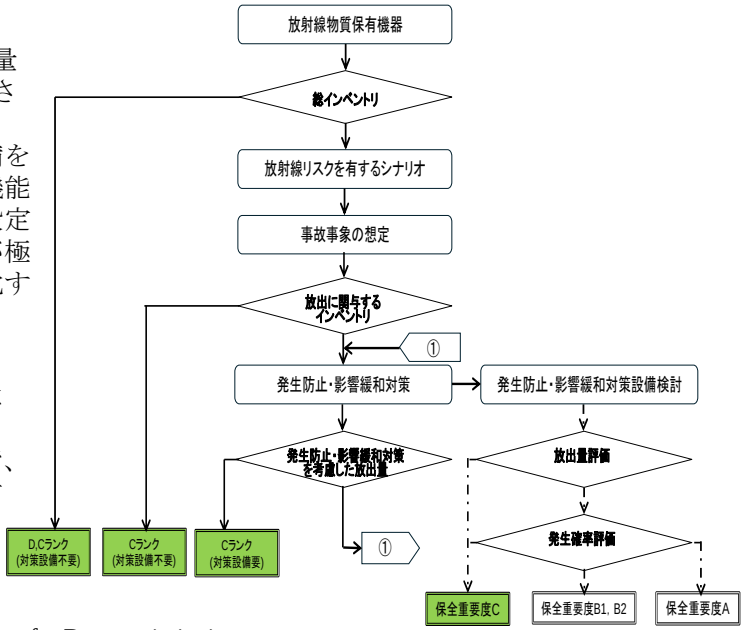


図１　廃止措置の重要度の分類手順(案)

3. 結論

以上の方法により、リスクの大きい工事は確実な安全対策を講じ、リスクの極めて小さい工事は特定の安全対策を不要とすることで、安全を確保しつつ合理的な工事計画を立案する手順を示すことができた。

参考文献

[1] IAEA,Safety Reports Series No.77,Safety Assessment for Decommissioning
[2] (独)原子力安全基盤機構,平成 21 年度廃止措置に関する調査報告書

*Seiichi Kudo[1],Akio Tamura[1], Ken-ichi Tanaka[2],Yoshihiko Horikawa[3],Kazuma Mizukoshi[3], Yusuke Shimizu[3], Hirofumi Kadobayashi[4], Hirokazu Minato[5], Muneyuki Nakada[5],Noboru Kurokawa[6]
[1]Japan Nuclear Safety Institute, [2]The Institue of Applied Energy,[3]Nuclear Engineering Ltd,[4]MHI Nuclear Engineering Company,[5]Hitachi-GE nuclear energy,Ltd. ,[6]Mitsubishi Heavy Industry

廃止措置の計画に係る標準の整備
（5）廃止措置施設の設備重要度分類の検討

Improvement of standards related to decommissioning planning

(5) Study on classification of facility importance of decommissioning plant

＊門林 洋文[4]，田村 明男[1]，田中 健一[2]，堀川 義彦[3]，水越 和満[3]，
清水 祐輔[3]，工藤 清一[4]，湊 博一[5]，仲田 宗生[5]，黒川 登[6]

[1]JANSI，[2]IAE，[3]NEL，[4]MHI NS eng，[5]日立 GE㈱，[6]MHI

廃止措置では工事進捗に応じて「放射性物質の閉じ込め」の要求対象や保持量が段階的に変化するため、放射線リスクレベルに応じた重要度を設定し、リスクレベルに応じた対応や計画立案を合理的、かつ、効果的に行う方法を検討した。

キーワード：廃止措置，安全，閉じ込め、放射線リスク，設備重要度，放出放射能量，被ばく

1. 緒言

廃止措置では供用中の原子炉の運転とは異なり「放射性物質の閉じ込め」機能のみが要求される。この機能の重要度は廃止措置工事の進捗に応じて要求対象や放射性物質の保持量に応じて段階的に変化する。廃止措置工事の進捗状況に応じた放射線リスクの重要度を定めるとともに重要度ごとの安全確保対策を講じた対応や計画立案を行うことで廃止措置を安全かつ合理的に実施できる方法を検討した。

2. 検討

2-1. 総インベントリ分類

廃止措置時の放射線安全に対する潜在的なリスクを把握するため、図 1 に示すとおり放射性物質保有機器を対象に総インベントリにより分類した。図 2 に示すとおり放射性物質保有機器のうち比較的多くの放射性物質を保有する機器は炉内構造物、原子炉圧力容器等を構成する機器であり、その割合は全体の約 16%であった。

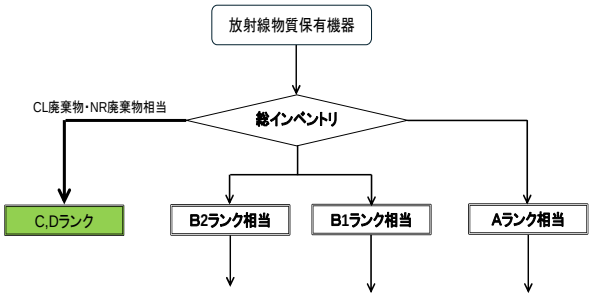


図 1　総インベントリ分類

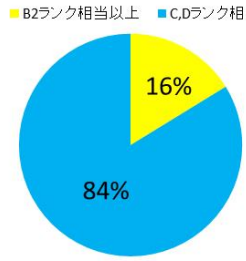


図 2　潜在的リスクを保有する機器の割合

2-2. 放出放射能量分類

2-1.の機器に対して廃止措置活動(系統除染、安全貯蔵、解体、廃棄物処理等)による何らかの行為(除染、切断等)によって発生するハザードを抽出し、そのハザードの結果生ずる放出放射能量を算定することで放射線リスクの可否を確認した。炉内構造物、原子炉圧力容器等を構成する機器のうち、放出放射能量の観点から放射線リスクを要するものとしては僅かであった。

2-3. 発生防止影響緩和対策

放出放射能量の観点から放射線リスクを考慮すべきハザードに対して発生防止や影響緩和による安全確保対策を検討し、放射線リスクの低減要否を確認する。また、その対策が確実に実施可能であることを発生確率や故障確率の観点から評価する。

3. 結論

廃止措置時の放射線リスクに対する重要事象と非重要事象を分類するアプローチ方法、重要事象の安全確保対策を明確化した結果、安全確保対策を施すべき重要事象は僅かであることを確認した。今後、放射線リスクの観点から廃止措置活動(系統除染、安全貯蔵、解体、廃棄物処理等)を実施する期間に維持管理すべき設備の重要度に応じた保全方法、設備仕様の緩和措置等の検討を行い廃止措置活動を安全かつ合理化に実施できるようにする。

参考文献

[1] IAEA,Safety Reports Series No.77,Safety Assessment for Decommissioning
[2] (独)原子力安全基盤機構,平成 21 年度廃止措置に関する調査報告書

*Hirofumi Kadobayashi[4], Akio Tamura[1], Ken-ichi Tanaka[2],Yoshihiko Horikawa[3],Kazuma Mizukoshi[3], Yusuke Shimizu[3], Seiichi Kudo[4], Hirokazu Minato[5], Muneyuki Nakada[5],Noboru Kurokawa[6]

[1]Japan Nuclear Safety Institute, [2]The Institue of Applied Energy,[3]Nuclear Engineering Ltd,[4]MHI Nuclear Engineering Company,[5]Hitachi-GE nuclear energy,Ltd. ,[6]Mitsubishi Heavy Industry

廃止措置の計画に係る標準の整備
（6）廃止措置時の異常事象シナリオの検討

Establishment of standards relating to decommissioning plan

(6) For decommissioning study on abnormal event scenario

＊仲田　宗生[5],田村　明男[1]，田中　健一[2]，堀川　義彦[3]，水越　和満[3]，
清水　祐輔[3]，工藤　清一[4],門林　洋文[4]，湊　博一[5]，黒川　登[6]
[1]JANSI，[2]IAE，　[3] NEL, [4]MHI NS eng, [5] 日立 GE㈱, [6] MHI

廃止措置では，グレーデッドアプローチの考え方に従い，解体作業の進捗等に伴い段階的に減少する放射線リスクに応じ，適切な安全対策及び設備の維持管理等を行うことで廃止措置全体として，安全確保を前提にして合理的にリスクを管理することが望まれている。ここでは，異常事象シナリオの定量的な評価方法について紹介すると共にシナリオ分析から設備重要度の設定に係わるアプローチについて検討結果を説明する。

キーワード：廃止措置，異常事象，シナリオ，安全評価，放射線リスク，設備重要度

1.　緒言

廃止措置では，運転中と比べて時に人為事象の割合が多くなる。また，段階的に放射能インベントリーが減少することに応じて，安全対策設備の信頼性要求が変化するものと予想される。このような廃止措置固有の状況を踏まえて，公衆に対する放射線リスクに着目し，この起因事象の選定の考え方及び異常事象シナリオにおける定量的なリスク評価方法について検討した。

2.　検討

2-1. 起因事象の選定方法

廃止措置の通常の工程を阻害する要因について，内的事象を対象に、機器等の機能喪失及び人為的な事象を網羅的に整理し，このうち環境中への放射性物質の放出に進展する恐れのある事象を起因事象として選定した。起因事象を事象の種類(例：漏えい，落下など)毎に整理し発生頻度の定量化を行った。

2-2. 異常事象シナリオの検討方法

整理した起因事象の種類毎に検知手段，防止対策，緩和機能などの事象進展に影響する要素をそれぞれ検討・抽出し，それらをヘッディングとしたイベントツリーを作成した。次に時間余裕や事象進展の成立性を考慮し，環境中への放射性物質の放出に関連する事象発生シーケンスの特定及び事象発生頻度の定量化を行った。また，設備重要度が段階的に変動することの代表シナリオへの影響についても分析した。

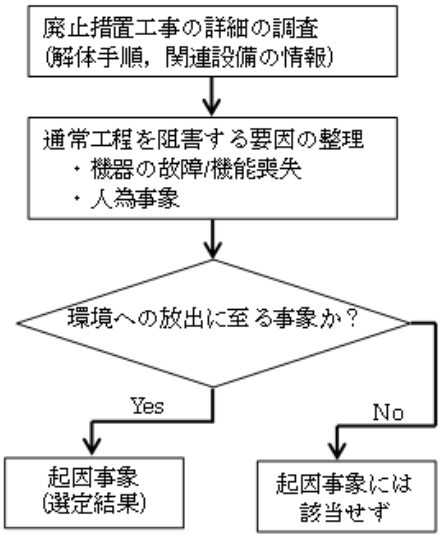


図-1　起因事象の選定の流れ
(公衆に対する放射線リスク)

3. 結論

廃止措置の起因事象の選定方法及び異常事象シナリオについて，系統的な検討及び評価手順を提案することが出来た。異常事象シナリオの分析の結果，相対的に公衆の放射線リスクへの寄与の大きい機器，すなわち，重要度の大きい機器を抽出・整理することが出来た。また，廃止措置段階の異常事象においては，運転中と異なり，核燃料物質の搬出によって，放射能インベントリーが小さくなっており，この放射能インベントリーに応じた放射線リスクに準じて、適切な信頼性の安全対策設備を用いることで，安全かつ合理的な廃止措置が実施できることを確認した。

参考文献

[1] IAEA，Safety Reports Series No.77,Safety Assessment for Decommisioning
[2] (独)原子力安全基盤機構，平成 21 年度廃止措置に関する調査報告書

*Muneyuki Nakada[5], Akio Tamura[1], Ken-ichi Tanaka[2], Yoshihiko Horikawa[3], Kazuma Mizukoshi[3], Yusuke Shimizu[3], Seiichi Kudo[4], Hirofumi Kadobayashi[4], Hirokazu Minato[5], Noboru Kurokawa[6]
[1]Japan Nuclear Safety Institute, [2]The Institue of Applied Energy,[3]Nuclear Engineering Ltd, [4]MHI Nuclear Engineering Company, [5]Hitachi-GE nuclear energy,Ltd., [6]Mitsubishi Heavy Industry,

廃止措置の計画に係る標準の整備
（7）放射能インベントリ評価ガイドライン

Improvement of standards related to decommissioning planning

(7) Guidelines concerning radiological characterization of facilities

＊田中　健一[2]，田村　明男[1]，堀川　義彦[3]，水越　和満[3]，清水　祐輔[3]，
工藤　清一[4]，門林　洋文[4]，湊　博一[5]，仲田　宗生[5]，黒川　登[6]
[1]JANSI，[2]IAE，[3] NEL，[4]MHI NS eng，[5] 日立 GE㈱，[6] MHI

廃止措置の計画に係る標準の整備の一環として、原子力発電所に残存する放射能（放射能インベントリ）の評価に関する考え方、方法及び先行事例をまとめる「放射能インベントリ評価ガイドライン」の検討状況を説明する。

キーワード：廃止措置，放射能インベントリ評価，放射化汚染，2 次的汚染

1.　緒言

安全かつ合理的な廃止措置計画の立案に当たっては、廃止措置対象施設の状況に関する信頼性の高い放射能インベントリ評価と特性調査が必須となる。ここでは、廃止措置を計画する原子炉設置者の参考となるよう、原子力発電所に残存する放射能（放射能インベントリ）の評価に関する考え方、方法及び先行事例をまとめる「放射能インベントリ評価ガイドライン」の検討状況を説明する。

2.　放射能インベントリ

2-1. 施設に残存する放射能

原子力発電所に存在する放射能は、核分裂生成物と放射化物に分類できる。この２つの起源による放射能による汚染は、放射化汚染と２次的汚染に分類される。放射能インベントリ評価では、放射化汚染と２次汚染のそれぞれを適切な方法で評価する。

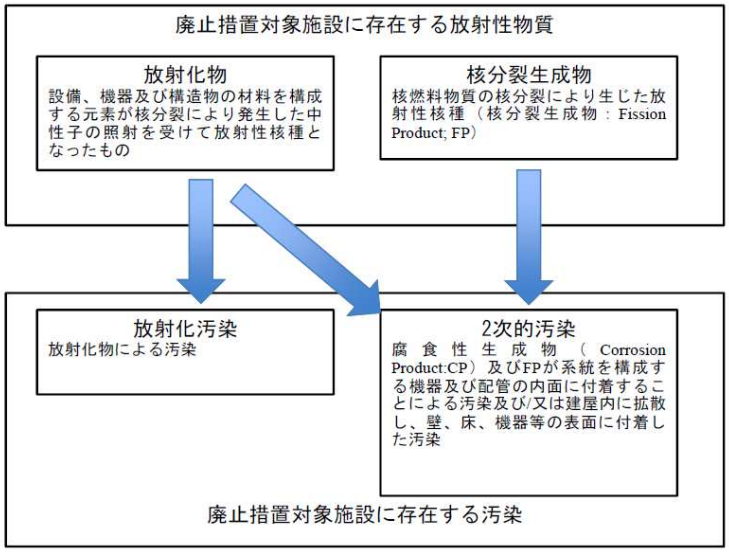


図　原子力発電所に存在する放射能の分類

2-2. 放射能インベントリ評価の方法

(1) 放射化放射能評価：主に理論計算（計算コード）によって評価し、測定された値によって検証される。放射化汚染は、主として放射能レベルが高いが物量が少ないもの(L1)と放射能レベルは低いが物量が多いもの（L3）である。

(2) 2 次的汚染評価：主として測定により評価し、放射性核種の組成について理論計算結果を組み合わせて評価する。2 次的汚染は施設全域に広く分布している。

3. 放射能インベントリ評価ガイドラインの発行に向けて

廃止措置計画における放射能インベントリ評価手法について、過去の事例や海外での実績を参考にして、国内の原子力発電所における放射化放射能評価及び 2 次的汚染評価の手順等を整理している。評価の信頼性向上に係る検討を行い、廃止措置計画の立案する観点から、適切な信頼性検証の手法について検討し、これに応じた調査項目及び調査方法を検討していく予定である。

参考文献

[1] 日本原子力学会：実用発電用原子炉施設等の廃止措置の計画：2011,　2011 年 12 月

* Ken-ichi Tanaka[2] ,Akio Tamura[1], Yoshihiko Horikawa[3],Kazuma Mizukoshi[3], Yusuke Shimizu[3],Seiichi Kudo[4],
Hirofumi Kadobayashi[4], Hirokazu Minato[5], Muneyuki Nakada[5], Noboru Kurokawa[6]
[1]Japan Nuclear Safety Institute, [2]The Institue of Applied Energy, [3]Nuclear Engineering Ltd, [4]MHI Nuclear Engineering Company,
[5]Mitsubishi Heavy Industry

廃止措置の計画に係る標準の整備
（8）施設の特性調査ガイドライン

Improvement of standards related to decommissioning planning

(8) Guidelines concerning the characterization survey of facilities

＊清水　祐輔[3],田村　明男[1]，田中　健一[2]，堀川　義彦[3]，水越　和満[3]，
工藤　清一[4],門林　洋文[4]，湊　博一[5]，仲田　宗生[5]，黒川　登[6]
[1]JANSI，[2]IAE，　[3] NEL, [4]MHI NS eng, [5] 日立 GE㈱, [6] MHI

廃止措置の計画に係る標準の整備の一環として、特性調査の考え方、方法及び先行事例をまとめる「施設の特性調査ガイドライン」の発行に向けた検討状況を説明する。
キーワード：廃止措置，特性調査，放射能インベントリ評価

1. 緒言

安全かつ合理的な廃止措置計画の立案に当たっては、廃止措置対象施設の状況に関する特性調査を行わなければならない。ここでは、廃止措置を計画する原子炉設置者の参考となるよう、特性調査の考え方、方法及び先行事例をまとめた「施設の特性調査ガイドライン」の発行に向けた検討状況を説明する。

2. 検討

2-1. 特性調査の項目抽出、調査方法検討

放射能インベントリ評価等、廃止措置計画の他作業との関係を整理することで、特性調査の目的、位置付けを明確にし、プラント特性データの活用先から調査項目を抽出した。

また、抽出した調査項目ごとに調査方法を検討した。

○調査項目の例：設置場所、寸法、形状、重量、材質、有害物の有無　等

○調査方法の例（重量の調査）：図面調査、現地調査、類似設備の重量を適用　等

2-2. ガイドライン制定のための課題

施設の特性調査ガイドラインを制定するためには、今後廃止措置を行う事業者の参考となるよう、具体例をガイドラインに例示するとともに、以下の確認、検討を行う必要がある。

○調査精度の考え方

○調査精度の考え方に応じた調査項目、調査方法

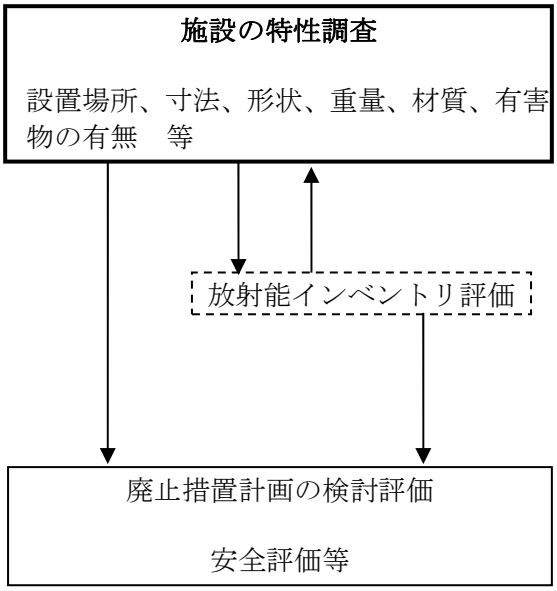


図-1　特性調査と廃止措置計画策定時の検討評価との関係（例）

3. 結論

廃止措置計画における施設の特性調査の目的、位置づけを明確化した。また、特性調査の調査項目を抽出し、そのデータを取得するために適用可能な調査方法が抽出できた。

今後は安全かつ合理的な廃止措置計画の立案する観点から、適切な調査精度の考え方について検討し、これに応じた調査項目及び調査方法を検討していく予定である。

参考文献

[1] 日本原子力学会：実用発電用原子炉施設等の廃止措置の計画：2011,　2011 年 12 月

* Yusuke Shimizu[3],Akio Tamura[1], Ken-ichi Tanaka[2] ,Yoshihiko Horikawa[3],Kazuma Mizukoshi[3], Seiichi Kudo[4], Hirofumi Kadobayashi[4], Hirokazu Minato[5], Muneyuki Nakada[5], Noboru Kurokawa[6]
[1]Japan Nuclear Safety Institute, [2]The Institue of Applied Energy, [3]Nuclear Engineering Ltd, [4]MHI Nuclear Engineering Company, [5]Mitsubishi Heavy Industry

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-3 Decommissioning Technology of Nuclear Facilities

Wed. Sep 13, 2017 2:45 PM - 4:50 PM JST | Wed. Sep 13, 2017 5:45 AM - 7:50 AM UTC | Room D B31 - B3 Block

[1D09-16] Decontamination & Dismantling Technology

Chair:Nobutake Horiuchi (MMC)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[1D09] Development of the Electrolytic Decontamination Machine for Pipes

(1)Basic Characteristics of the Machine

*Katsuya Sasaki[1], Hidehiko Maehata[1], Akira Maruyama[2], Akira Matsushima[3], Kenta Aratani[3], Hiroaki Takiya[3], Yuto Awatani[3] (1. Hitachi Zosen Corporation, 2. Ultra Finish Technology Co.,Ltd., 3. JAEA)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[1D10] Development of the Electrolytic Decontamination Machine for Pipes

(2)Result of Decontamination Test

*Kenta Aratani[1], Akira Matsushima[1], Hiroaki Takiya[1], Yuto Awatani[1], Katsuya Sasaki[2], Hidehiko Maehata[2], Akira Maruyama[3] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Hitachi Zosen Corporation, 3. Ultra Finish Technology Co., Ltd.)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[1D11] Decontamination method for inside of small diameter piping waste(part2)

*Daisuke TSUCHIDA[1], Hiroshi TAKAHASHI[2] (1. JAEA, 2. Fuji Furukawa Engineering & Construction Corp.)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[1D12] Design Consideration on the range extender and functionality expansion of the fully-automated laser decontamination device

*Eisuke John Minehara[1], Hisashi Imai[2], Atsuo Yamada[2] (1. LDD Corporation, 2. HAZAMA ANDO CORPORATION)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[1D13] Irradiate energy dependence for surface state of concrete by laser decontamination

*Ryuichiro Yamagishi[1] (1. WERC)

4:00 PM - 4:15 PM JST | 7:00 AM - 7:15 AM UTC

[1D14] Application of the laser cutting technology in Reactor facility

*Yasuyuki Nakamura[1], Haruhiko Kadowaki[1], Hiroki Iwai[1], Goro Soejima[1], Hiroyuki Mizui[1], Kazuya Sano[1] (1. JAEA)

4:15 PM - 4:30 PM JST | 7:15 AM - 7:30 AM UTC

[1D15] Study on the method for cutting pipes in high radiation area for the isolation of reactor core from other systems in FUGEN

*Hiroaki Takiya[1], Akira Matsushima[1], Masahiro Ishiyama[1], Kazuhiro Okuzawa[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

4:30 PM - 4:45 PM JST | 7:30 AM - 7:45 AM UTC

[1D16] In-situ dismantling of the liquid waste storage tank LV-1 in JRTF

(9)Cutting of water jacket and legs of the LV-1 tank

*Yuta Yokozuka[1], Ryuji Mimura[1], Toshiki Fujikura[1], Yoshinori Muraguchi[1], Koichi Nemoto[1], Shigeo Shida[1] (1. JAEA)

4:45 PM - 4:50 PM JST | 7:45 AM - 7:50 AM UTC

Time reserved for Chair

配管用電解除染装置の開発
（1）装置の基本特性について

Development of the Electrolytic Decontamination Machine for Pipes
(1) Basic Characteristics of the Machine

*佐々木 加津也[1]，前畑 英彦[1]，丸山 聡[2]，松嶌 聡[3]，荒谷 健太[3]，瀧谷 啓晃[3]，粟谷 悠人[3]
[1]日立造船，[2]日造精密研磨，[3]日本原子力研究開発機構

原子力発電所の廃止措置において、解体された配管類をクリアランスレベルまで効率的に除染することができる電解除染装置を開発した。本装置の特長は、配管内で電極を移動させることによって短時間で効率的に除染できることである。本報告では、電解除染装置の基本特性について述べる

キーワード：廃止措置，除染，電解，クリアランス

1. はじめに

鋼材の除染方法[1]の一つである電解除染法は、電解液が充填された槽内に除染対象物を電極と共に浸漬させ、除染対象物を陽極に接続して電解することにより、対象物の表面を溶出させる。この方式では、汚染部位を確実かつ短時間で除染することが課題となっている。

今回開発した装置は、配管類の除染に特化した電極、および電極を移動させる駆動機構を有している。本装置は、電解液槽に除染対象物を浸漬させることなく、電極から連続的に電解液を流出させて電解を行う。この装置により、短時間で効率的に配管類を除染することが可能になった。本報では電解除染装置の概要を述べ、次報で汚染配管の除染結果について述べる。

2. 配管用電解除染装置

2-1. 装置仕様

図 1 に開発した装置の外観を示す。本装置は電解液を流出する円筒状電極が回転しながら配管内を移動する機構を有する。なお、電極の回転シャフトを取り外し、複雑形状物除染用のハンドツールに取り替え可能である。電解電流は 300A、電極回転数は 435min^{-1}、電極移動速度は 600mm/min である。中性の電解液は、溶出した金属を水酸化物のスラッジとして回収可能であり、基本的に繰り返して使用できる。

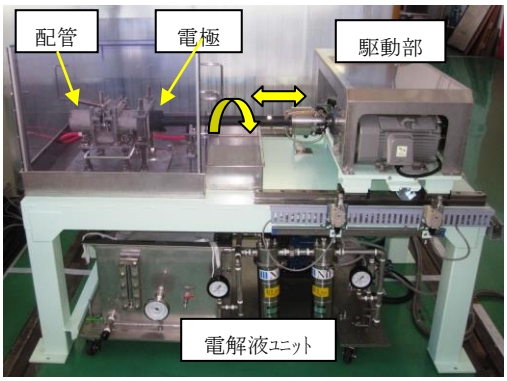
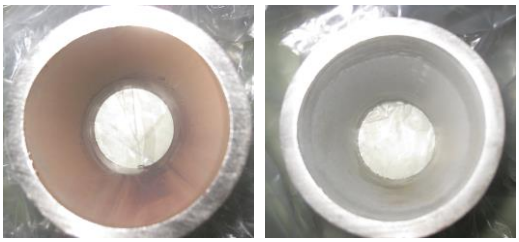


図 1　配管用電解除染装置

2-2. 電解性能

図 2 に本装置により実際の汚染配管を電解除染した一例を示す。径が 3B で長さ 300mm の SUS304 配管に対して 60 秒で電極を 1 往復させて電解した。その結果、内表面で電解理論値である約 10 μ m を溶出させて汚染層を除去し、クリアランスレベル以下（0.0236Bq/g）まで除染できた。



（除染前）　（除染後）

図 2　電解除染前後の配管内面

3. まとめ

配管用の電解除染装置を開発し、SUS304 配管の内面を効率的かつ均質に研磨できることが確認できた。本装置は 1 本の配管用であったが、多本数を同時に除染できる装置に改良し、実用化する予定である。

参考文献

[1] “日本原子力学会標準　原子力施設の廃止措置の実施:2014”，日本原子力学会, p.29-31

*Katsuya Sasaki[1], Hidehiko Maehata[1], Akira Maruyama[2], Akira Matsushima[3], Kenta Aratani[3], Hiroaki Takiya[3] and Yuto Awatani[3]
[1]Hitachi Zosen Corporation, [2]Ultra Finish Technology Co.,Ltd., [3] Japan Atomic Energy Agency

配管用電解除染装置の開発
（2）除染試験結果について

Development of the Electrolytic Decontamination Machine for Pipes
(2) Result of Decontamination Test

*荒谷 健太[1]，松嶌 聡[1]，瀧谷 啓晃[1]，栗谷 悠人[1]，佐々木 加津也[2]，前畑 英彦[2]，丸山 聡[3]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]日立造船，[3]日造精密研磨

効率的な解体前除染法の確立に向けて電解研磨技術を応用した除染試験装置を製作し、除染試験を実施した。供試体に「ふげん」の原子炉冷却材浄化系配管・弁体を使用し、内面の電解研磨を実施したところ、表面線量当量率及び放射性核種濃度が十分に低下する結果が得られ、解体前除染等に適用できる見通しを得た。

キーワード：廃止措置，除染，電解，クリアランス

1. 緒言

「ふげん」では、原子炉運転終了時に系統化学除染を実施しているものの、除染時の系統構成や機器・配管の形状により除染液の循環が不十分であったこと等が影響し、一部の機器等には汚染が残留し高線量となっているため、外部被ばく低減の観点から解体前除染が必要となる。従来の除染法として、汚染部を研磨する物理除染や酸性溶液等により汚染を溶解する化学除染が挙げられるが、複雑形状の機器等に対するこれらの除染法は、作業工数増加や多量の除染廃液の発生等、課題を抱えている。そこで、電解研磨技術を応用した除染試験装置を製作し、除染要素試験を行い、電解研磨除染法の適用性を確認した。


図 1 機械式(配管)


図 2 ハンドツール式(弁体時)

2. 試験条件

廃止措置中の「ふげん」で発生した解体撤去物のうち、比較的汚染の高い原子炉冷却材浄化系配管（SUS、3B 配管：外径 89.1mm）及び弁体（SUS、配管接続径：4B、玉形弁）の一部を供試体とした。電解研磨除染法には、基礎試験において十分な研磨性能が確認された機械式（図 1）とハンドツール式（図 2）を採用し、電解液として NaCl 溶液 100 リットルを装置に注入し、循環させて使用した。除染前後に電離箱式サーベイメータで表面線量当量率の測定を行い、除染効果を評価した。

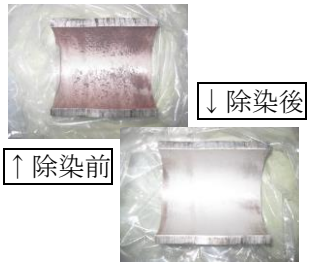


図 3 配管内面の状況

3. 結果

機械式による除染では、表面線量当量率を 0.5～24μSv/h から検出限界未満の<0.5μSv/h まで低減することができ、0.5μSv/h を除染後の値と仮定すると、除染係数(DF)は min.1～max.48 であった。ハンドツール式による除染では、対象が配管の場合、1.5～80μSv/h から検出限界未満<0.5μSv/h まで低減することができ、DF は min.3～max.160 であった。弁体の場合、4～30μSv/h から 1.0μSv/h まで低減することができ、DF は min.4～max.30 であった。このように本試験では、電解研磨により表面線量当量率が十分に低下する結果が得られ、解体前除染への適用の見通しを得た。なお、放射性核種濃度測定の結果、主要核種である Co-60 は 0.0236Bq/g であり十分に低い値であることを確認するとともに、電解液中の Co-60 は 0.37Bq/cm^3 まで上昇したが、電解液から供試体への再汚染はないことを確認した。

---

*Kenta Aratani[1], Akira Matsushima[1], Hiroaki Takiya[1], Yuto Awatani[1], Katsuya Sasaki[2], Hidehiko Maehata[2], Akira Maruyama[3]
[1]JAEA, [2]Hitachi Zosen Corporation, [3]Ultra Finish Technology Co.,Ltd.

小口径配管廃棄物の内面除染方法の開発（その 2）

Decontamination method for inside of small diameter piping waste（Part2）

*土田 大輔[1]，高橋 浩[2]

[1]原子力機構，[2]富士古河 E&C（株）

原子炉施設の廃止措置中である「ふげん」では、解体撤去した小口径配管を簡便な輪切り切断の形態であっても、乾式ブラスト装置を用いることで内表面が除染できることを、昨年度実施した実試験にて確認した。今回は、昨年度に引き続き、輪切りでの除染効果を見通すため、比較的放射能レベルが高く、より小口径の配管を対象として、かつ投射材の形状を変えて除染試験を実施した結果を報告する。

キーワード：小口径配管，乾式除染，廃止措置

1. 緒言

昨年度の除染試験においては、球形の投射材を用いて合計 24 時間の除染を行い、除染時間の経過とともに配管内面が除染できることを確認した。本年度は更に小口径の配管を対象とし、配管口径（D）と長さ（L）の比率（L/D）についても、これまでの 3 から 7 まで伸ばし、厳しい条件での除染試験を実施した。（表 1）一方で実用化に向けて、更なる除染時間短縮を図り、処理量を確保することが望ましいことから、投射材の形状を変え除染性能の比較評価を行った。

表 1. 本試験で対象とした配管

	対象	口径	材質	L/D
平成27年度対象	湿分分離器ドレン管	1B（外径：34㎜）	CS	1～3
	原子炉浄化系戻り配管	2B（外径：60.5㎜）	SS	1～3
平成28年度対象	湿分分離器ドレン管	1B（外径：34㎜）	CS	1～3
	シールリーク配管	1/4B（外径：14㎜）	SS	1～7

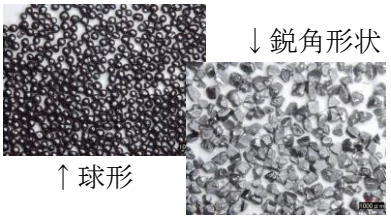


図 1. 使用した投射材

2. 小口径配管乾式除染試験

シールリーク配管（1/4B 配管：外径 14 ㎜、SS）を L/D＝1～7 で輪切りに切断し、投射材の種類を球形（φ0.5 ㎜、SS400、HRC40～50）と鋭角形状（径 0.355～0.71 ㎜、SS400、HRC40～50）の 2 パターンで除染試験を実施した。（図 1）サンプリングは除染開始後、2 時間、8 時間、16 時間、24 時間ごととし、配管内面の観察、放射能量測定を行った。その結果、球形の投射材は、除染時間の経過とともに徐々に配管内面が除染されるのに対して、鋭角形状の投射材は除染開始後 2 時間で急速に放射能濃度が減少することを確認した。（図 2-1、2-2）なお、2 時間除染後の DF についても約 2～10 倍程度、鋭角形状の投射材のほうが高い結果であった。

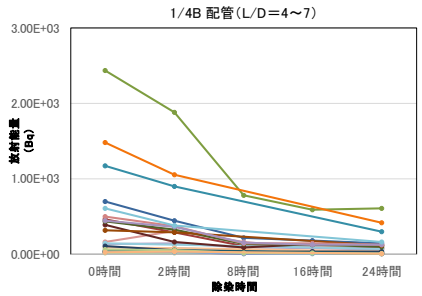


図 2-1. 配管内面の放射能濃度推移
（球状の投射材使用）

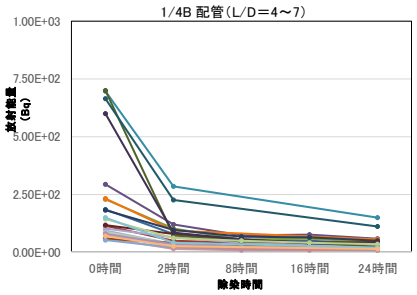


図 2-2. 配管内面の放射能濃度推移
（鋭角形状の投射材使用）

3. まとめと今後の予定

鋭角形状の投射材は、球形に比べ除染性能の向上が図られることを確認した。今後は、より耐久性に優れた投射材の選択ならびに複雑形状（バルブ、チーズ等の内面）の対象物についても、本方式での除染が適用可能か検討していく計画である。

*Daisuke Tsuchida[1], Hiroshi Takahashi[2]

[1]JAEA, [2]Fuji Furukawa Engineering & Construction Corp.

全自動レーザー除染機の範囲拡張装置と機能拡張の設計検討

Design Consideration on the Range Extender and Functionality Expansion of the Fully-automated Laser Decontamination Device

*峰原英介[1]，今井久[2]，山田淳夫[2]
[1]ＬＤＤ（株），[2]（株）安藤ハザマ

抄録　コンクリート、金属などの除染を行う全自動レーザー除染装置は、レーザー照射方向に垂直平面で１０ｃｍ四角でレーザー照射方向に２０ｃｍの計測範囲を持つことができる。この計測調整範囲を１ｍから２０ｍ以上に拡張する方法と具体化するシステムを設計し、検討する。これにより、実用的な大きさで具体的な機能や対象物に大きな制限があったレーザー除染機の機能の拡張を試みる。

キーワード：設計検討、レーザー、全自動、除染機、範囲拡張装置、機能拡張

1. 緒言

全自動レーザー除染装置［1,2］の機能適用範囲の拡張を行うために、比較的粗い計測制御の移動手段のアームやクローラーなどのビークルの要素をレーザー除染機の計測制御精度で統合し、制御する設計と検討を行う。

2. 全自動レーザー除染装置の機能適用範囲の拡張

2-1. 狭隘部小口径配管への拡張

図の中心部に現在の全自動レーザー除染機の概要を示す。これは微小な位置計測は 0.1μｍ精度で、0.25m±0.1ｍまでの領域は十分対応できる。図下の矢印の説明のように、直接配光できない狭隘部や小口径配管は 2 次元ガルバノではなく、別の小口径 2 次元配光で対応するものとする。



図、全自動レーザー除染装置の機能適用範囲の拡張説明。

2-2. 伝送計測距離の延張

図の右側の矢印 2 本の先にビークルやレーザー・動力伝送手段の説明を示す。ここではファイバー、空間伝送、多関節ミラーで、赤外除染レーザー光伝送と多関節ミラーで可視計測レーザー光伝送を検討する。ファイバーと空間伝送で高出力赤外レーザー光を 200m以上、多関節ミラーと空間伝送で可視計測レーザー光を 100m以上伝送できる。具体的な精度は、計測手段で変わるが 30μｍ程度でレーザーの焦点深度より小さくできる。

3. 結論

現在の全自動レーザー除染機の最大１０ｃｍ程度の計測調整範囲を数十ｍ以上に延長する機能拡張を設計検討した。この検討により、幾何学的な大きさで具体的な機能や対象物に大きな制限があった全自動レーザー除染機の機能拡張が可能であることが明確になった。

参考文献

[1] E. J. Minehara, Laser Review, March, 2012, Vol.40, No.3, pp.165-170.、E. J. Minehara and K. Tamura, Journal of the RANDEC, No.48, Mar. 2013, pp.47-55.

[2] E. J. Minehara, “Laser decontamination device”, Japanese Patent No.5610356, Oct. 2014.、E. J. Minehara, “Laser decontamination device”, US Patent No. US9174304B2, Nov. 3, 2015.

*Eisuke J. Minehara[1], Hisashi Imai[2] and Atsuo Yamada[2]
[1]LDD Corporation, [2]HAZAMA ANDO CORPORATION.

レーザー除染されたコンクリート表面状態の照射エネルギ依存性

Irradiation energy dependence for surface state of concrete decontamination by laser

*山岸 隆一郎
（公財）若狭湾エネルギー研究センター

レーザー剥離技術を用いて剥離されたコンクリート表面に起こる状態変化の照射エネルギ依存性を調べた結果を報告する。

キーワード：レーザー除染，レーザー剥離，　原子炉廃止措置

1. 緒言

レーザー剥離・除染法では研削材を使用しないので、2 次汚染物が発生しにくく、除染によって発生する放射性廃棄物を、サンドブラスト等の従来の方法の 1/1000 程度までに削減する事が可能である。

空隙を多くもつ複合物質であるコンクリートに対しても、高効率かつ低放射性廃棄物量の除染が可能であるという結果は得られているが、放射性物質により表面汚染されたコンクリートに対して、さらなる高効率除染の実現のためには、コンクリート固有のレーザー剥離・除染メカニズムを解明する必要がある。

2. 研究目的

本手法では金属を対象とした場合、検出限界以下までの除染を達成したが、コンクリートの場合では、詳細な剥離・除染のプロセス検証を完了していない。特にコンクリートでは、構成要素のひとつである砂に由来する Si 系酸化物（主に Quartz）が、表面溶融物として残留する可能性がある。

レーザー剥離技術では、溶融と残留が優勢な研削パラメータ設定の場合、溶融物がコンクリート空隙部分へと浸透し、見かけ上の深さ方向研削量は増えるものの、実際には効率的な剥離がなされていない現象が起こることが分かっている。そのため、レーザー剥離手法によるコンクリート表面除染のさらなる効率化を図るためには、レーザー照射表面近傍で実際に起こる現象の評価が必要となる。

3. 研究結果

模擬コンクリートとして ISO モルタルテストピースを用いて表面をレーザー研削し、樹脂抱埋による表面層の保護後に EPMA を用いて断面元素分布観察をした結果を図 1. に示す。観察の結果、レーザー除染では適切にパラメータを設定すると、Si 酸化物系表面溶融物の残留は最大でも数十 μm 深さ程度の表面に留まるとともに、内部層への大きな影響も与えない研削手法であることが示された。

このように、コンクリートにおいても、深さ方向観察を行うことで、レーザー剥離・除染の照射エネルギ依存性評価をより詳細に行えることを述べる。

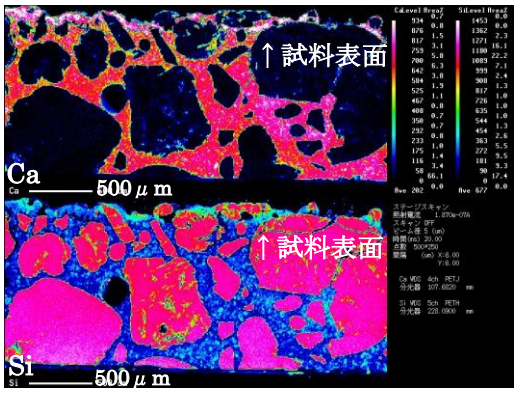


図 1. モルタルテストピースの断面元素分析結果（上段が Ca，下段が Si，それぞれの段の上側が試料表面）

*Ryuichiro Yamagishi
The Wakasa Wan Energy Research Center

原子炉施設におけるレーザ切断工法の実証

Application of the laser cutting technology in Reactor facility

*中村 保之[1]，門脇 春彦[1]，岩井 紘基[1]，副島 吾郎[1]，水井 宏之[1]，佐野 一哉[1]
[1]国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

「ふげん」原子炉解体は、国内外の廃止措置の実績調査や切断試験の結果等を踏まえ、工期短縮及び二次廃棄物低減等に優位と考えられるレーザ切断工法を選定した。しかしながら、これまで原子炉施設の解体作業にレーザ切断工法を適用した実績がないことから、段階的に切断実証を進め安全性及び適用性を確認してきており、このうち本件では「ふげん」の管理区域内で実機材を切断実証した結果について報告する。

キーワード：ふげん，廃止措置，レーザ，切断技術

1. 緒言

レーザ切断工法は、これまで原子炉施設への適用実績がないことから、今後予定している原子炉水中解体に先立ち、まずは気中切断システムを構築する計画としている。前回は、実機解体物（炉浄化系設備の配管）の細断のために実施する二次切断作業に多間接ロボットを用いたレーザ切断実証の結果について報告[1]したが、今回は、狭隘部対応の切断ヘッド駆動装置を用いて、多間接ロボットで対応出来ない狭隘部にある実機(隔離冷却系熱交換器の給水配管) の原位置での切断(一次切断)及び前回報告と同様に細断(二次切断)実証を行った結果について報告する。

2. 気中レーザ切断実証

2.1 二次切断作業（解体物の細断作業）

（1）切断対象物

- ステンレス鋼配管 3B Sch80（炉浄化系設備 配管）

（2）レーザ切断条件

- 出力：6kW
- アシストガス：Air、約 430L/min
- スタンドオフ※）：約 15mm - 25mm
- 切断速度：約 1,500mm/min



図 1 炉浄化系設備 配管切断後

2.2 一次切断作業（配管原位置での粗断作業）

（1）切断対象物

- 炭素鋼配管 3B Sch160（隔離冷却系熱交換器 給水配管）

（2）レーザ切断条件

- 出力：8kW
- アシストガス：Air、約 430L/min
- スタンドオフ※）：約 10mm - 25mm
- 切断速度：約 1,000mm/min

※）切断ヘッドのノズル先端から切断対象物表面までの距離



図 2 熱交換器 給水配管切断状況（一次切断状況）

3. 結果及びまとめ

二次切断を行ったステンレス鋼配管(3B Sch80)については、今回適用した狭隘部対応の切断ヘッド駆動装置の取付け状態の影響によるスタンドオフの変動範囲(15mm-25mm)でも問題なく切断できることを確認した(図 1 参照)。

一方、一次切断を行った炭素鋼配管(3B Sch160)については、約 60cm 隣に架台のフレームがあったが、考案した切断ヘッド駆動装置により狭隘部においてもレーザ切断工法を適用でき、高速且つ安全に切断可能なことを確認した(図 2 参照)。一部貫通できない箇所は、スタンドオフに伴い変動するレーザの焦点位置の影響によるものであり、切断条件を適正化することで切断できると考えられる。

切断時に発生する粉塵粒径分布は、図 3 のとおり、配管の材質や厚みによらず 0.22μm にピークがあり、廃止措置への適用実績のあるプラズマアーク切断工法と同様に、この粒径に対して 99.9%以上の捕集効率を有する HEPA フィルタを含めた局所排風機を用いることで、粉塵の回収、拡散防止等の作業管理が可能なことを確認した。

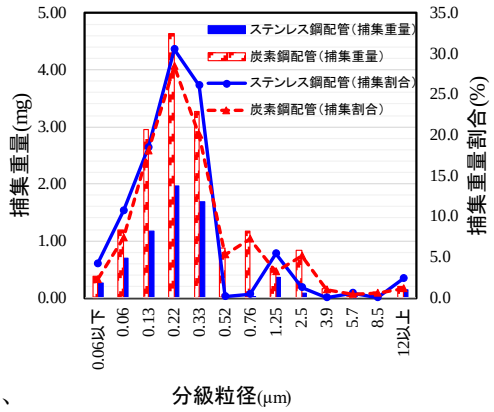


図 3 切断粉塵粒径分布の比較

参考文献

[1] 中村保之他、”「ふげん」原子炉解体に係る技術開発 その 2”、日本原子力学会 2016 年秋の大会 予稿集、2C12

*Yasuyuki Nakamura[1], Haruhiko Kadowaki[1], Hiroki Iwai[1], Goro Soejima[1], Hiroyuki Mizui[1] and Kazuya Sano[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

「ふげん」炉心隔離に係る高線量率エリアでの配管切断方法の検討と実証

Study on the method for cutting pipes in high radiation area for the isolation of reactor core from other systems in FUGEN

*瀧谷　啓晃[1]，松嶌　聡[1]，石山　正弘[1]，奥澤　和宏[1]

[1]日本原子力研究開発機構

「ふげん」では、炉心解体および炉内試料採取の準備として、配管の切断・閉止により炉心を他系統から隔離してきた。対象配管の一部は数 mSv/h のエリアに設置されているため、作業員の被ばくを最小限に抑える切断方法を検討・実証し、その作業データを取得した。

キーワード：廃止措置，切断工法，被ばく

1. 緒言

「ふげん」の原子炉解体に向けた周辺機器・設備の解体にあたっては、それらの除染と原子炉領域との隔離を完了しておく必要がある。また、現在進められている炉内試料採取計画において、レーザー切断により L1 相当の汚染ヒュームが発生するため、汚染拡大防止のため炉心を他系統から隔離することが望ましい。そこで、炉心に接続する配管を切断・閉止することで炉心を隔離してきたが、一部の配管については炉心近辺の高線量率エリア（図 1）での作業となる。そのため、作業員の被ばくを最小限に抑えるような切断方法を検討し、実際に切断・閉止を行って作業データを取得した。

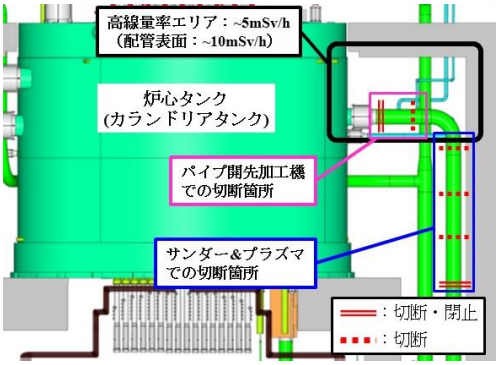


図 1　高線量率エリアの切断位置

2. 切断方法の検討

対象配管は、重水オーバーフロー管（ステンレス鋼, 406.4mmφ, 21.4mmt）であり、その内部には水蒸気状のトリチウム（20~30 Bq/cm^3）を含んだ空気が内包されている。炉心と他系統の切離しでは、炉内試料採取を考慮して炉内構造物の汚染状況を変えないように、原則としてヒュームが発生しない機械的切断の適用を前提とした。また、外部被ばく低減を図るため、短時間で切断できる工具又は容易に脱着できる遠隔切断装置を選定する必要がある。さらに、被ばくリスク低減と作業性確保の観点から、作業エリアのトリチウム濃度上昇を最小限に抑え、トリチウム防護の装備が軽装となるように、配管の開放時間が短いことが望ましい。これらの条件に加え、切断後のエリア除染の容易さを考慮して、切屑が比較的大きくて回収し易いポータブルパイプ開先加工機を適用することとし、当該配管の切断・閉止を行い、作業データを取得した。また、開先加工機による炉心の隔離完了後、比較的線量が低いエリアにおいてサンダーとプラズマ切断機を用いた切断を行い、開先加工機による作業との比較評価をした。

3. 結果

開先加工機による切断・閉止作業（装置取付け、その他準備作業も含む）における個人最大被ばく線量と総被ばく線量は、それぞれ 2.5mSv と 9.98mSv であった。一方で、サンダーとプラズマ切断機による切断時間（約 37～69 分）から両線量を試算すると、それぞれ 3.39～4.93mSv と 8.41～11.48mSv となる。後者について、火気養生や準備作業を考慮すると、開先加工機を用いた切断・閉止の方が被ばく線量を低減できると考えられる。また、開先加工機では、作業エリアのトリチウム濃度上昇も低く抑えることができた。

---

*Hiroaki Takiya[1], Akira Matsushima[1], Masahiro Ishiyama[1] and Kazuhiro Okuzawa[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

再処理特別研究棟廃液貯槽 LV-1 の原位置解体
（9）LV-1 冷却水ジャケット及び脚部の切断作業

In-situ dismantling of the liquid waste storage tank LV-1 in the JRTF

(9) Cutting of water jacket and legs of the LV-1 tank

*横塚 佑太[1]，三村 竜二[1]，藤倉 敏貴[1]，村口 佳典[1]，根本 浩一[1]，信田 重夫[1]

[1]国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

再処理特別研究棟（JRTF）では、高線量エリアにおける設備、機器等の解体・除染技術の開発に資することを目的として、核分裂生成物（FP）等で汚染された廃液貯槽 LV-1 についてコンクリートセル内で解体（原位置解体）を行っている。本報告は、LV-1 の冷却水ジャケット及び脚部の切断作業について述べる。

キーワード：再処理特別研究棟，廃止措置，高線量エリア，廃液貯槽，コンクリートセル，原位置解体

1. 緒言

JRTF では、FP 等で汚染された廃液貯槽 LV-1 の原位置解体を実施している。解体作業を通して、作業管理、作業者被ばく及び廃棄物等の作業データを取得し、原子力施設の状況に応じた安全で合理的な廃止措置計画の策定に役立てることとしている。LV-1 は冷却水ジャケットを備えた二重構造の貯槽であり、平成 27 年度までに LV-1 本体を撤去し、平成 28 年度では、冷却水ジャケット及び脚部を撤去した。

2. 廃液貯槽 LV-1

コンクリートセル内に設置されている LV-1 は、湿式再処理試験の共除染工程で発生した高放射性濃度の廃液（FP 含有廃液）を貯留していた貯槽である。平成 28 年度解体作業前の冷却水ジャケット等設置概略図を図 1 に示す。

3. 解体作業

LV-1 本体は、解体用 GH を設置し、内部の残渣回収及び除染を行うことで線量率を低減させ、汚染固定した後、切断作業を行った。その際、冷却水ジャケットは汚染拡大防止囲いとして利用していた。冷却水ジャケット等の撤去にあたっては、スミヤ法により冷却水ジャケットに遊離性汚染のないことを確認したため､解体用 GH-1 及び解体用 GH-2 を撤去し､切断作業用足場の設置により安定した作業場所を確保した。切断作業は全面マスクとタイベックスーツ装備で電動工具（チップソー等）を用いて行った。

4. 作業データ

本作業の作業人工数は 653 人・日、集団被ばく線量は 0.08 人・mSv、放射性廃棄物の発生量は解体廃棄物で約 2.4ton、付随廃棄物で約 1.8ton であった。また、LV-1 解体についての作業データの集計・分析を行った。LV-1 の切断部位ごとの切断効率（cm/h）についての比較を表 1 に示す。

冷却水ジャケットの切断効率は､厚さの近い LV-1 本体上鏡部に比べ効率的であった。この理由の 1 つとして、LV-1 本体上鏡部では、不安定な作業体勢となる曲面上部からの切断に対し、冷却水ジャケットでは、安定した作業体勢となる切断作業用足場からの切断を実施したことが挙げられる。

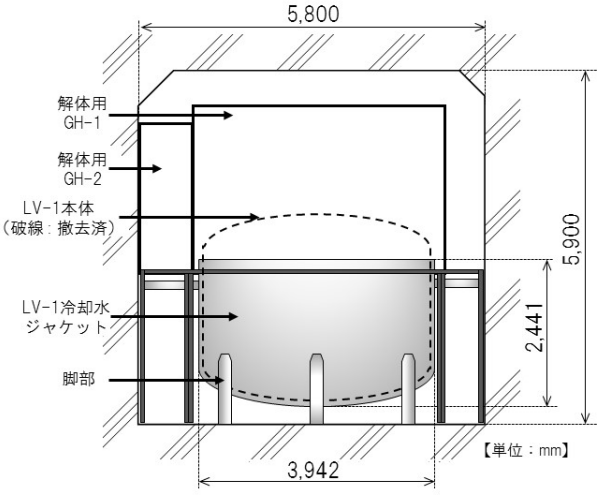


図 1　冷却水ジャケット等設置概略図

表 1　LV-1 切断効率の比較

切断部位		厚さ (mm)	切断効率 (cm/h)
冷却水ジャケット		6	960
LV-1本体	上鏡部[1]	8	750
	上胴部[1]	15	640
	下胴部[1]	15	310
	下鏡部[1]	15	250

5. 結言

冷却水ジャケット等の撤去が終了したことにより、LV-1 の撤去が完了した。また、大型貯槽類の解体作業人工数や、作業期間等の見積もり及び作業項目毎の必要人工数等を調査する上で重要な作業データを取得することができた。

今後、今までの解体で使用した解体用排気設備等の撤去を行う。また、LV-1 解体に係る作業データのさらなる分析、他の大型貯槽類の作業データとの比較・分析及び一括撤去工法と原位置解体工法の比較・分析を行っていく予定である。

参考文献　[1] 横塚他：日本原子力学会 2016 年秋の大会予稿集 1C08

* Yuta Yokozuka[1], Ryuji Mimura[1], Toshiki Fujikura[1], Yoshinori Muraguchi[1], Koichi Nemoto[1] and Shigeo Shida[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-3 Decommissioning Technology of Nuclear Facilities

Wed. Sep 13, 2017 4:50 PM - 6:10 PM JST | Wed. Sep 13, 2017 7:50 AM - 9:10 AM UTC | Room D B31 - B3 Block

[1D17-21] Other Decommissioning Technology

Chair:Eisuke John Minehara (LDD)

4:50 PM - 5:05 PM JST | 7:50 AM - 8:05 AM UTC

[1D17] Detoxification Treatment of Torus Water for Tsuruga Unit1

(1)Detoxification Treatment Method of Torus Water

*Miyuki Arai[1], Hiromi Aoi[1], Yumi Yaita[1], Yuki Inoue[1], Takahiro Matsuda[2], Hirofumi Noguchi[2] (1. Toshiba Corporation, 2. The Japan Atomic Power Company)

5:05 PM - 5:20 PM JST | 8:05 AM - 8:20 AM UTC

[1D18] Detoxification Treatment of Torus Water for Tsuruga Unit1

(2)Optimization of water treatment condition with considering fluctuation of chemical concentration

*Yuki Inoue[1], Yumi Yaita[1], Miyuki Arai[1], Hiromi Aoi[1], Takahiro Matsuda[2], Hirofumi Noguchi[2] (1. Toshiba Corporation , 2. The Japan Atomic Power Company)

5:20 PM - 5:35 PM JST | 8:20 AM - 8:35 AM UTC

[1D19] Operation of installation of air conditioner during decommissioning phase.

Manabu Ohkubo[1], *Ryo Shimizu[1], Masakazu Hatori[1], Takanori Kobayashi[1], Ryoichi Uekura[1] (1. JAEA Monju)

5:35 PM - 5:50 PM JST | 8:35 AM - 8:50 AM UTC

[1D20] Development of Technology for Nonproliferation of B_4C Powder in Used Control Rod

(1)Study of Cutting Technology by Combination of Press Working and Underwater Plasma Fusing

*Makoto Tatemura[1], Tomohiro Endo[2], Masatoshi Itagaki[2], Yoshiki Kurosawa[3], Hideki Yamai[2], Yutaka Kometani[2], Minoru Masuda[2] (1. Hitachi, 2. Hitach-GE, 3. Hitachi-Urban)

5:50 PM - 6:05 PM JST | 8:50 AM - 9:05 AM UTC

[1D21] Technology survey on in-situ simple γ-ray measurement

*Goro Soejima[1], Haruhiko Kadowaki[1], Hiroki Iwai[1], Yasuyuki Nakamura[1], Hiroyuki Mizui[1], Kazuya Sano[1] (1. JAEA)

6:05 PM - 6:10 PM JST | 9:05 AM - 9:10 AM UTC

Time reserved for Chair

敦賀１号機におけるトーラス水無害化処理技術
（1）トーラス水の処理方法

Detoxification Treatment of Torus Water for Tsuruga Unit1
(1) Detoxification Treatment Method of Torus Water

*新井見幸[1]，青井洋美[1]，井上由樹[1]，矢板由美[1]，松田貴光[2]，野口裕史[2]
[1]（株）東芝，[2]日本原子力発電（株）

敦賀１号機（以下、敦-1 という）の圧力抑制プール（以下、トーラスという）には有機物や六価クロムを含む防錆剤が添加されており、トーラス水中に溶解している。(1)報では、プラント停止期間の水質変化を踏まえ、これらの防錆剤を分解・無害化するにあたっての課題を示す。
キーワード：トーラス水，有機防錆剤，六価クロム，オゾン，過酸化水素，ギ酸

1. 緒言

敦-１廃止措置では、解体廃棄物の保管場所としてトーラスを利用する計画である。そのため、トーラス水の排水に先立ち、有機物は分解し、六価クロム（Cr(VI)）は三価クロム（Cr(Ⅲ)）に還元し無害化処理する必要がある。そのため、2008 年に参考文献に示す処理方法を決定した。今回、敦-1 の廃止措置計画を踏まえたトーラス水の水質変化を考慮し、処理方法と課題を再確認した。

2. トーラス水の処理方法

オゾンの酸化力を用いて全有機炭素（TOC）を分解指標とする有機物を 50℃で分解し、その後、無機防錆剤に含まれる Cr(VI)をギ酸酸性下で過酸化水素により Cr(Ⅲ)に還元する。本処理による分解生成物及び Cr をイオン交換樹脂により回収することでトーラス水を無害化することが可能になる。図 1 に処理プロセスを示す。

本処理は実トーラス水（有機防錆剤濃度 1500ppm、Cr(VI)110ppm）を用いたラボ試験にて、全有機炭素（TOC）は分解目標値 100ppm 以下に、Cr(VI)は水質汚濁防止法の排水基準値 0.5ppm 以下に処理可能であることを確認済みである。なお、後続処理工程を考慮し、オゾン処理工程では TOC 10ppm 以下までの分解を目標とした。

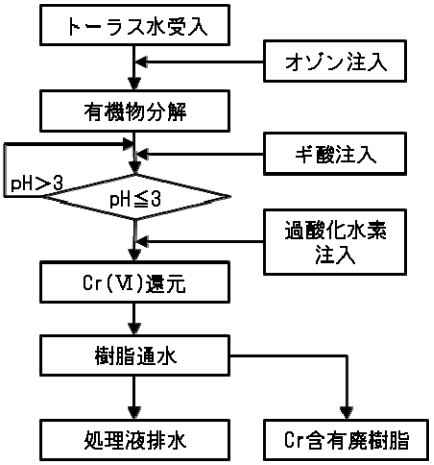


図 1 トーラス水処理プロセス

3.課題

2011 年から 2015 年までの敦-1 トーラス水の水位測定の結果、平均約 0.24m^3/d でトーラス水の自然蒸発が確認されている。一方、試験では、有機防錆剤の初期濃度が高い場合は、分解時間が長く且つ、分解終点濃度が高くなる傾向を確認している。結果を図 2 に示す。

このため、トーラス水の水分蒸発に伴い防錆剤が濃縮し、有機防錆剤がオゾンのみでは分解しない可能性や、2 項で確認したプロセス全体が成立しない可能性がある。

上記課題を受け、トーラス水処理時の防錆剤初期濃度が上昇した場合の本処理方法への影響をラボ試験にて確認した。確認結果を (2)報に示す。

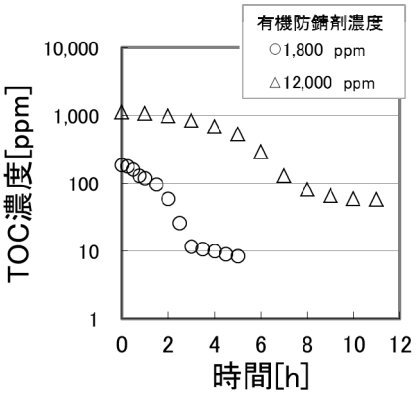


図 2 有機防錆剤分解の防錆剤濃度依存性

参考文献

[1] 中根他，原子力学会 2008 年秋の年会,O40　　[2] 遠田他，原子力学会 2008 年秋の年会,O41

*Miyuki Arai[1], Hiromi Aoi[1], Yuki Inoue[1], Yumi Yaita[1], Takahiro Matsuda[2] and Hirofumi Noguchi[2]
[1]Toshiba Corporation, [2]The Japan Atomic Power Company

敦賀 1 号機におけるトーラス水無害化処理技術
（2） トーラス水の蒸発による処理手順への影響評価

Detoxification Treatment of Torus Water for Tsuruga Unit1

(2) Optimization of water treatment condition with considering fluctuation of chemical concentration

*井上由樹[1]，矢板由美[1]，新井見幸[1]、青井洋美[1]、松田貴光[2]、野口裕史[2]

[1](株)東芝，[2]日本原子力発電(株)

敦賀 1 号機（以下、敦-1）トーラス水の蒸発に伴う成分濃度の上昇による処理性への影響を確認した。成分濃度が上昇した条件では、有機防錆剤の有機物は従来のオゾン注入に加え、処理温度を上昇し、過酸化水素を注入し、紫外線の照射を併用することで分解が可能となり、無機防錆剤の六価クロムは従来処理通りの処理条件で還元され、無害化できることを確認した。

キーワード：トーラス水，有機防錆剤，六価クロム，オゾン，無害化

1. 緒言

実機処理開始までのトーラス水の自然蒸発期間を考慮すると、防錆剤の成分濃度が上昇すると想定され、処理性への影響が懸念される。(2)報では、成分濃度の上昇による無害化処理手順や処理時間等への影響を確認した結果について報告する。

2. 実験

トーラス水模擬液は、有機防錆剤相当品の濃度 3500ppm、六価クロム濃度 220ppm となる様に調製した。試験装置は、図 1 の通り、処理槽（5L）、オゾン発生器、循環ポンプ、紫外線（UV）照射部、カチオン樹脂塔、混床樹脂塔、薬品注入ポンプ、ヒーター等から構成される。有機防錆剤の分解試験は、従来のオゾン注入（供給量 1g/h）に加え、6wt%過酸化水素を 77.5mL/h で連続供給、鉄 10ppm 添加の条件で、UV 照射の有無、温度をパラメータとして行った。その後、ギ酸を 5000ppm 相当添加し pH3 以下に調整、六価クロムの還元に必要な量論値の 2 倍量の過酸化水素を添加し、三価クロムに還元する処理試験を実施した。

3. 結果・考察

試験結果の一例として有機防錆剤の分解結果を図 2 に示す。温度 70℃、UV 照射有の条件で全有機炭素（TOC）濃度は 4h で 284ppm から 10ppm 以下に低下し、本条件で有機防錆剤分解が促進されることが分かった。また、クロム還元試験の結果、所定量の過酸化水素を添加することで六価クロムは還元され、0.5ppm 以下まで低下することが確認できた。

以上より、トーラス水中に含まれる防錆剤成分の濃度が上昇した場合でも、既存設備他を活用することで有機防錆剤を分解し、六価クロムを排水基準値である 0.5ppm 以下まで無害化できることが確認できた。

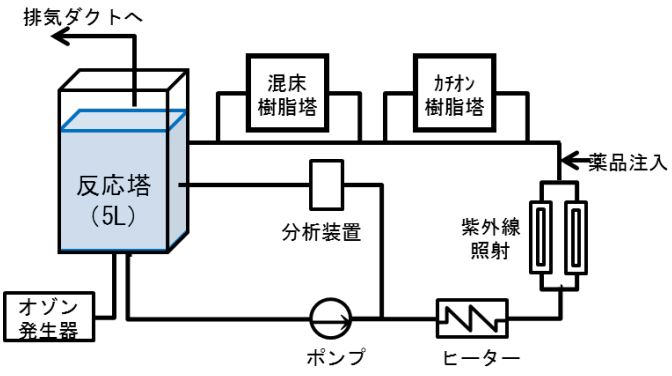


図 1　試験装置構成

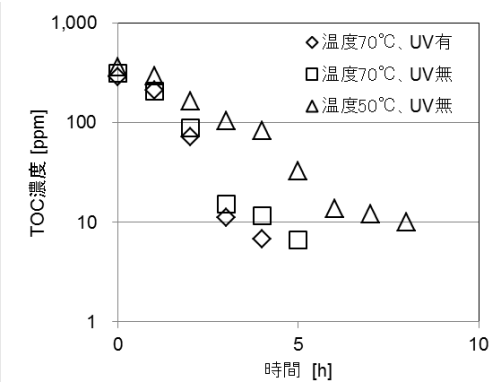


図 2　有機防錆剤の分解結果

*Yuki Inoue[1], Yumi Yaita[1], Miyuki Arai[1], Hiromi Aoi[1], Takahiro Matsuda [2] and Hirofumi Noguchi [2]

[1]Toshiba Corporation, [2]The Japan Atomic Power Company

廃止措置段階における換気空調設備の運用について

On the operation of ventilation air-conditioning equipment
for MONJU during decommissioning phase

*大久保　学[1]，清水　亮[1]，羽鳥　雅一[1]，小林　孝典[1]，上倉　亮一[1]
[1]日本原子力研究開発機構

「もんじゅ」の廃止措置段階において，設備の運用範囲の合理的設定を検討するため，換気空調設備の運用方針について，現状の「もんじゅ」プラント状態を考慮した検討を行った。

キーワード：もんじゅ，廃止措置段階，換気空調設備，合理化検討

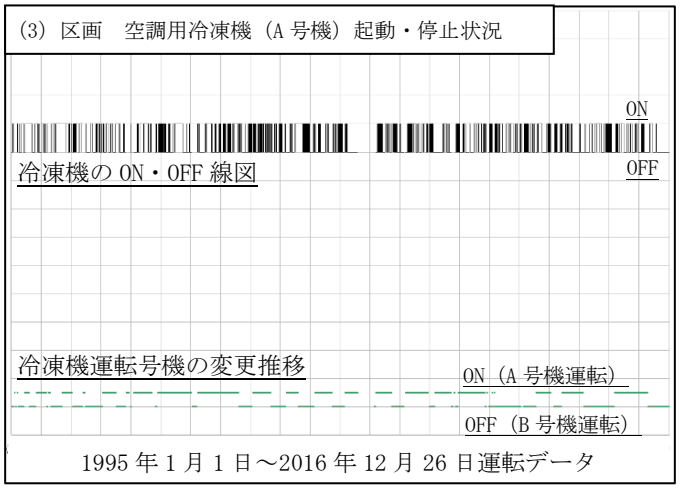
1. 緒言　崩壊熱が極めて低いレベルにある「もんじゅ」では廃止措置期間中の燃料は，炉心及び炉外燃料貯蔵槽に配置されているため，ナトリウムの凍結防止の観点から，ナトリウムに予熱を与える一方，区画内に放出される放散熱は換気空調設備により冷却する運用の継続が望ましい。

ただし，換気空調設備の運用は，原子炉の通常運転を対象として設計されたものであり，廃止措置段階においては，その状況に応じた適切な運用の見直しが必要である。

本報では，これまでの運転データ等をもとに，実負荷と換気空調設備容量の関係を整理し，廃止措置段階における合理的な換気空調設備の運用について，検討状況を報告する。

2. 検討方法　検討方法は，①「設備設置～現在における空調用冷凍機の起動・停止傾向確認」として，プラント状態が 40%出力性能試験時を含めた長期の低温停止時における空調用冷凍機の起動・停止傾向から，もんじゅ内建屋区画の空調負荷傾向を検討した。また，②「空調用冷凍機停止による空調対象区画の雰囲気温度変化確認」として，廃止措置段階で運用する設備の配置対象区画に対して，実際に空調設備を停止し測定した当該区画雰囲気温度変化を実測した結果から，廃止措置段階における空調設定における裕度をどの程度持っているかを検討した。

3.　試験結果・考察　①の結果について，空調用冷凍機は，(1) 原子炉格納容器内，(2) 事故等非常時稼働要求機器設置区画，(3) 常用時稼働要求機器設置区画の 3 つの空調対象区画を有している。(1) ～ (3) 区画空調の冷凍機は，夏季は常時運転状態であるが，冬季は (1) 区画がほぼ常時運転であり，(2) (3) はそれぞれ約 5～10 回/24h 程度，約 15～20 回/24h 程度の頻度で起動・停止を繰り返していた。(1) 区画は外気を取り入れない循環空調がされており，かつ，原子炉格納容器を含めたナトリウム内包機器設備（配管ライン含む）が多数設置されている区画である。ナトリウム内包機器設備はナトリウム固化防止のため，電気ヒータにより常時入熱（約 200℃制御）されているため，冬季においてもほぼ常時運転状態であると推定される一方，(2) (3) 区画は，外気を取り入れ空調する区画であり，さらに (3) 区画は一部ナトリウム内包機器設備を有した循環空調区画を有し電気ヒータによる常時入熱があるが，冬季は低温の外気を取入れる影響により，冷凍機は系統全体が低負荷となるため，頻繁に起動・停止していると推定した。



また②は，(3) 区画において冬季の一時的な期間（H28.12，H29.1 に各 2 日ずつ），空調用冷凍機を停止し雰囲気温度変化を確認した。結果，例えば 7 日間空調用冷凍機を停止した場合でも，区画の設計上限温度に達しない傾向であった。特に，ナトリウム内包機器設備（配管ライン含む）設置区画は，外気を取り入れない循環空調区画であることから，夏季・冬季に関わらず同様な温度傾向であることが考えられる。

以上のことから，「もんじゅ」廃止措置段階における空調用冷凍機の運用について，ナトリウム内包機器設備（配管ライン含む）が設置されている区画を含め，現状の運用よりも低負荷設定による空調運用が可能である見込みを得た。

*Manabu OHKUBO[1], Ryo SHIMIZU[1], Masakazu HATORI[1], Takanori KOBAYASHI[1], Ryoichi UEKURA[1]
[1] Japan Atomic Energy Agency

使用済み制御棒の減容処理に伴う内包物 B_4C 粉体の拡散防止技術の開発
（1）プレス加工と水中プラズマ溶断を組み合わせた切断技術の検討

Development of Technology for Nonproliferation of B_4C Powder in Used Control Rod
(1) Study of Cutting Technology by Combination of Press Working and Underwater Plasma Fusing

*舘村 誠[1]，遠藤 智尋[2]，板垣 昌利[2]，黒澤 良樹[3]，山井 英樹[2]，米谷 豊[2]，増田 稔[2]
[1]日立製作所，[2]日立ＧＥニュークリア・エナジー，[3]日立アーバンインベストメント，

使用済み制御棒の内包物である B_4C 粉体を水中へ拡散させずに減容収納することを目的に，プレス加工と水中プラズマ溶断の組み合わせで B_4C 粉体の拡散防止切断手法を検討し，その効果について報告する。

キーワード：減容，使用済み制御棒，B_4C 粉体，水中プラズマ

1. 緒言

使用済み制御棒は余裕深度処分の対象として埋設処分を計画している[1]。制御棒は全長約 4m に対し，余裕深度処分容器は縦 1.6m，横 1.6m，高さ 1.2m 又は 1.6m[2]であるため，使用済み制御棒の収容には切断処理が必要となる。一方，使用済み制御棒を短冊に切断するとその内包物である B_4C 粉体が水中へ拡散し，汚染の拡大とその 2 次処理負担の増加が生じる。そしてその対策に有効な切断技術が確立されていない。そこで内包物の拡散防止を目的とした切断技術の実験を行い，プレス加工と水中プラズマ溶断を組み合わせた切断技術を提案し，その拡散防止の効果を検討した。

2. 実験内容

2-1. 実験方法

まず制御棒模擬試験片をプレスし、次に実際の制御棒と同じ水中の姿勢で水中プラズマ溶断実験を実施した(図 1)。B_4C 粉体の拡散を防止する加工条件はプレス加工とプラズマ照射条件の均衡が重要なうえで，一般的に水中で鋼を切断するプラズマ照射条件に対し，単位時間あたり 10 分の 1 程度のエネルギー量を基本とした。そして B_4C 粉体の拡散状況として，水中プラズマ切断後の水槽水全量を回収し水中に拡散した B_4C 粉体量と，切断後の試験片を分析し，その試験片に進入した水分を評価した。

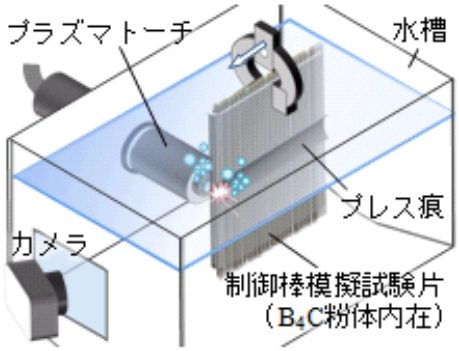


図1　水中プラズマ溶断実験の構成

2-2. 結果及び考察

提案した手法にて，切断面(溶断面)の内部を暴露せずに溶着できることを確認した(図 2)。そのときの水中へ拡散した B_4C 粉体は 300mg，その水中プラズマ溶断で切断した試験片に進入した水分量は 2.4mg と僅かであった。

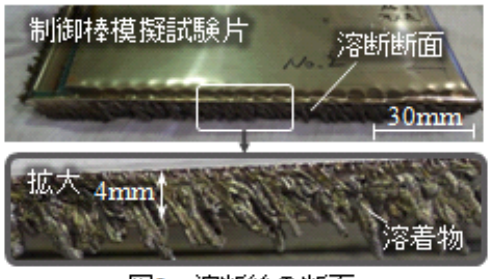


図2　溶断後の断面

3. 結論

提案した手法について実験的に検討を行い，内包物である B_4C 粉体の拡散防止に効果があることを得た。今後は実際の制御棒の長さ(約 4m)から減容処理を行い，実機適用性について検討する。

参考文献

[1] 原子力規制庁；廃炉等に伴う放射性廃棄物の規制に関する検討状況について (2015)
[2] 日本原子力学会標準；余裕深度処分対象廃棄体の政策要件及び検査方法 (2015)

*Makoto Tatemura[1], Tomohiro Endo[2], Masatoshi Itagaki[2], Yoshiki Kurosawa[3], Hideki Yamai[2], Yutaka Kometani[2] and Minoru Masuda[2] ; [1]Hitachi, [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, [3]Hitachi Urban Investment

非破壊環境下での簡易的γ線測定方法の調査

Technology survey on in-situ simple γ-ray measurement

*副島 吾郎[1]，門脇 春彦[1]，岩井 紘基[1]，中村 保之[1]，水井 宏之[1]，佐野 一哉[1]
[1]国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

施設の解体等の廃止措置作業を安全かつ合理的に進めるためには、施設の残存放射能量を的確に把握する必要がある。このため、「ふげん」では施設の汚染状況調査を行ってきている。本発表では、簡易的に施設の汚染状況を把握する手法として考案した非破壊環境下でのγ線測定による残存放射能量の評価方法の調査状況について報告する。

キーワード：廃止措置、ふげん、γ線測定、残存放射能量評価

1. 緒言

「ふげん」では、実機材から試料を採取し、核種分析により放射能濃度を評価することで施設の汚染状況調査を行ってきている。従来から実施しているこの調査手法は、精度の高い分析値を得られる利点がある一方、化学分析設備と分析作業員として蓄積された専門的な経験や知見の両方が不可欠であり、また、比較的長い分析期間と相当の費用を必要とすることが 1 つの課題となっている。

今後調査を継続する上で、試料採取による核種分析と、それを補完するための放射線測定器を用いた非破壊環境下での簡易的γ線測定方法(以下「簡易測定方法」という。)を組合せた放射能濃度評価手法の確立を目指し、調査に着手した。

2. 簡易測定方法の概念

これまでの汚染状況調査の結果、「ふげん」施設の汚染は、γ 線放出核種である Co-60 が支配的であること、また H-3 を除く β 線及び α 線放出核種がほぼ存在しないことが判明している。簡易測定方法とは、この特徴に着目して、対象物の外側から可搬型 NaI(Tl)スペクトロメータを用いて γ 線を測定し、取得したγ線エネルギースペクトルにおける Co-60 等の計数率から、測定時の幾何効率や遮へい効果、検出器効率等を考慮して放射能濃度を評価するものである。

この簡易測定方法で評価した Co-60 等の放射能濃度を汚染の指標とし、施設の汚染レベルや汚染偏在の有無等を網羅的に把握し、従来の核種分析による調査方法を補完する位置付けで活用していくことを目指している。

3. γ線測定作業とその結果

簡易測定方法に基づく放射能評価に係る精度検証及び課題抽出のため、平成 28 年度の調査では、過去の汚染状況調査により放射能濃度が既知の配管近傍を対象として γ 線測定を行い、取得したγ線エネルギースペクトルにおける Co-60 計数率から放射能濃度を評価した。簡易測定方法に基づく Co-60 の計数率及びこの計数率から評価した放射能濃度、採取試料の核種分析に基づく放射能濃度を表 1 に、またこれら 2 通りの方法で求めた放射能濃度評価値の比較結果を図 1 に示す。

この結果から、簡易測定方法による放射能濃度の評価精度は、グロス計数率に比べバックグラウンド計数率が十分に低い場合には良好であり、バックグラウンド計数率が正味計数率と同程度以上である場合に低下する傾向が確認された。本手法の実用化にあたっては、これらの特徴を踏まえた測定条件の設定等を行うことで、簡易測定方法が現場で適用可能な手法である見通しを得た。

今後も、簡易測定方法の現場での適用に向けて、バックグラウンドの影響を可能な限り除外でき、かつ可搬性をも考慮した適切な遮へい機能の採用や、測定条件並びに放射能濃度評価方法の最適化等の検討を進めていく。

表 1 簡易測定方法及び核種分析による放射能濃度評価値

	簡易測定方法		採取試料の核種分析(比較対象)
	グロス計数率※1 (バックグラウンド計数率※1) [cpm]	放射能濃度※2 [Bq/t]	放射能濃度※2 [Bq/t]
系統A	約30,000(約1,500)	2.8×10^{7}	4.2×10^{7}
系統B	約600(約200)	2.9×10^{5}	1.3×10^{6}
系統C	約20,000(約 7,500)	5.0×10^{6}	2.1×10^{8}
系統D	約3,000(約1,500)	1.6×10^{6}	1.3×10^{4}

※1 Co-60放出γ線ピーク(1173keV)
※2 平成28年7月15日時点に減衰補正した値

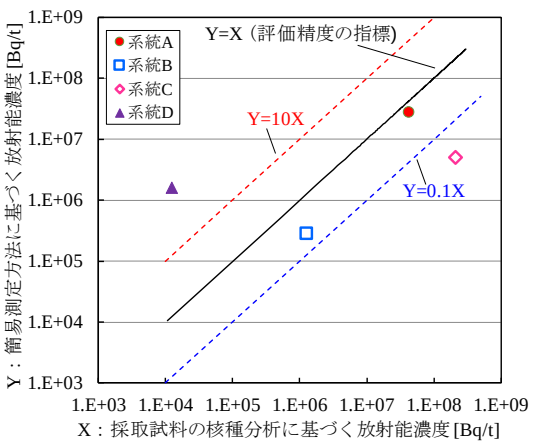


図 1 放射能濃度評価値の比較結果

*Goro Soejima[1], Haruhiko Kadowaki[1], Hiroki Iwai[1], Yasuyuki Nakamura[1], Hiroyuki Mizui[1] and Kazuya Sano[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：304-1 Thermal Hydraulics, Energy Conversion, Energy Transfer, Energy Storage

Wed. Sep 13, 2017 10:05 AM - 12:00 PM JST | Wed. Sep 13, 2017 1:05 AM - 3:00 AM UTC | Room E B32 - B3 Block

[1E01-07] Thermal-Hydraulics in Fuels

Chair:Takeshi Takeda (JAEA)

10:05 AM - 10:20 AM JST | 1:05 AM - 1:20 AM UTC

[1E01] Research and development for understanding two-phase flow behavior inside a fuel bundle

(1)Outline of research plan

*Kazuaki Kito[1], Kenichi Katono[1], Atsushi Ui[2], Masahiro Furuya[2] (1. Hitachi-GE, 2. CRIEPI)

10:20 AM - 10:35 AM JST | 1:20 AM - 1:35 AM UTC

[1E02] Research and development for understanding two-phase flow behavior inside a fuel bundle

(2)Test plan for measurement of cross-flow behavior in two-subchannel under rated condition of BWRs

*Hideaki Hosoi[1], Kenichi Katono[1], Kiyoshi Fujimoto[1], Naohisa Watahiki[1], Yuma Nagasawa[1], Kenichi Yasuda[1], Kazuaki Kito[1] (1. Hitachi-GE)

10:35 AM - 10:50 AM JST | 1:35 AM - 1:50 AM UTC

[1E03] Research and development for understanding two-phase flow behavior inside a fuel bundle

(3)Experiments of subcooled boiling flow through a vertical double wall channel under atmospheric condition

*Atsushi Ui[1], Masahiro Furuya[1], Hiroki Takiguchi[1], Kenetsu Shirakawa[1], Takahiro Arai[1] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[1E04] Thermal hydraulics in reactor core under rod bundle uncovery conditions

(15)Influence of Rod-Pitch on Void Fraction Distribution in an Unheated 5 x 5 Rod Bundle

*Kenichi Katono[1], Kiyoshi Fujimoto[1], Goro Aoyama[2], Yuma Nagasawa[2], Takuji Nagayoshi[1], Takahiro Arai[3] (1. Hitachi, 2. Hitachi-GE Nuclear Energy, 3. Central Research Institute of Electric Power Industry)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[1E05] Research on a flow inside the fuel assembly by a portable spray

*Koji Yamada[1], Koji Ishizaki[1], Hayata shimmura[1], Junichi Takeuchi[2], Chihiro Nishizaki[2], Yoshiyuki Kondoh[2], Yoshiteru Komuro[2], Atsushi Kodama[2] (1. KEPCO, 2. MHI)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[1E06] Measurement of Void Fraction Distribution in Two-Phase Flow in a 4×4 Bundle

(2)Measurement of steam-water two-phase flow under high temperature and pressure conditions

Taku Nagatake[1], Shinichiro Uesawa[1], Mitsuhiko Shibata[1], *Hiroyuki Yoshida[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[1E07] Study on the DNB heat flux improvement by mixing vanes

*Keito Kamei[1], Shinichi Morooka[1] (1. Waseda Univ.)

11:50 AM - 12:00 PM JST | 2:50 AM - 3:00 AM UTC

Time reserved for Chair

燃料集合体内冷却水の気液二相流の挙動解明に向けた研究開発
（1）全体研究計画

Research and development for understanding two-phase flow behavior inside a fuel bundle
(1) Outline of research plan

*木藤 和明[1]，上遠野 健一[1]，宇井 淳[2]，古谷 正裕[2]
[1]日立ＧＥニュークリア・エナジー，[2]電力中央研究所

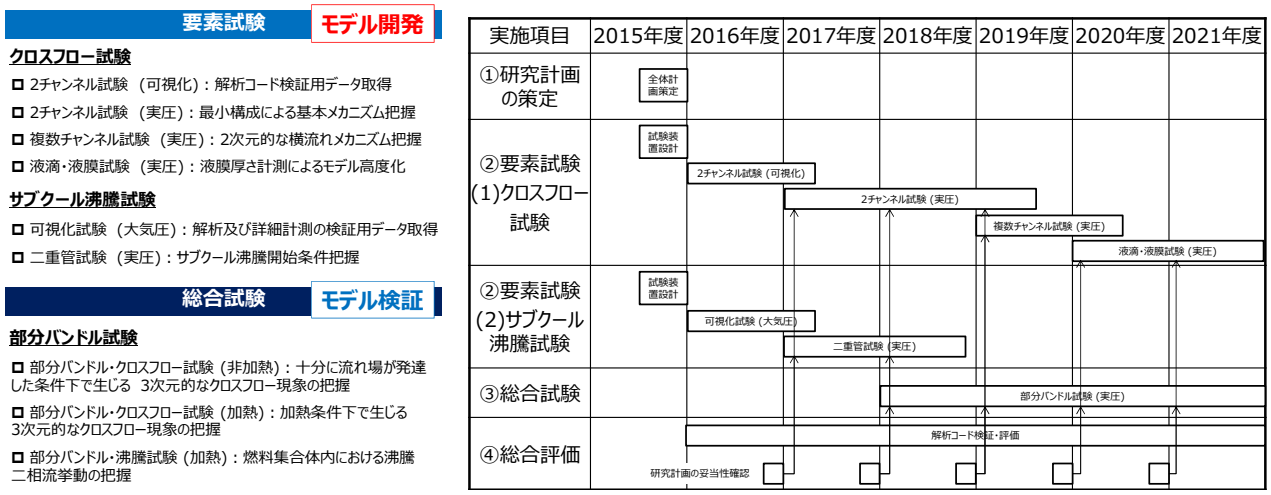
BWR 燃料集合体内の冷却水挙動を評価する熱水力解析シミュレーション手法を高精度化するために，BWR 定格運転条件でクロスフロー及びサブクール沸騰挙動を測定する試験計画を策定した。

キーワード：BWR 燃料集合体，クロスフロー，サブクール沸騰，PIRT

1. 緒言　既設軽水炉の事故リスク低減の観点で，炉心設計や原子炉の安全性評価のために，炉心の冷却水挙動の解析に必要となる熱水力解析シミュレーション手法を高精度化することが重要である。特に，沸騰水型原子炉（BWR）の燃料集合体内冷却水の 3 次元挙動把握，及び熱水力解析手法高度化のためには，「クロスフロー」（燃料集合体内における気液二相流の横流れ）及び「サブクール沸騰」（沸騰開始位置近傍における気泡の発達）挙動を適切に評価することが必要である。本プロジェクトでは，BWR 定格運転条件で「クロスフロー」と「サブクール沸騰」について空間分解能の高い試験データを取得し，熱水力解析シミュレーション手法の高精度化に活用可能なデータベースの構築を目指している。

2. 試験計画　BWR 燃料集合体内の冷却水の気液二相流挙動の把握と，それによる熱水力解析手法の高度化に向けた試験計画を，重要現象の抽出ツールである PIRT や，試験項目の妥当性を確認する評価マトリクスを活用し，取りまとめた。表 1 に全体試験工程を示す。試験はモデル開発のための要素試験と，モデル検証のための総合試験から構成されている。日立ＧＥ及び電中研の熱水力試験ループを活用し要素試験を分担することで，効率的に試験を進めていく計画である。

表 1　全体試験工程



謝辞　本研究は，資源エネルギー庁委託事業「平成 28 年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（燃料集合体内冷却水の気液二相流の挙動解明に向けた研究開発）」として実施した。

*Kazuaki Kito[1], Kenichi Katono[1], Atsushi Ui[2], and Masahiro Furuya[2]
[1]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., [2]Central Research Institute of Electric Power Industry

燃料集合体内冷却水の気液二相流の挙動解明に向けた研究開発
（2）BWR 実温実圧 2 サブチャンネル・クロスフロー試験計画

Research and development for understanding two-phase flow behavior inside a fuel bundle
(2) Test plan for measurement of cross-flow behavior in two-subchannel under rated condition of BWRs

*細井 秀章[1]，上遠野 健一[1]，藤本 清志[1]，綿引 直久[1]，長澤 雄真[1]，安田 賢一[1]，木藤 和明[1]
[1]日立ＧＥニュークリア・エナジー

BWR 燃料集合体内クロスフロー現象を解明するため，2 サブチャンネル領域を模擬した体系での BWR 実温実圧試験を計画するとともに，熱平衡クオリティ計測手法を低圧条件下の要素試験で確認した。

キーワード： BWR，燃料集合体，気液二相流，クロスフロー

1. 緒言

BWR 燃料集合体内のクロスフロー現象を解明するため，実温実圧条件下（圧力 7.2 MPa，温度 288 ℃）で，2 サブチャンネルを模擬した試験体を用いてクロスフロー挙動に影響を及ぼす物理現象と気液相のクロスフロー量（CF 量）を評価する試験を計画している。

2. BWR 実温実圧試験の概要

図 1 に BWR 実温実圧試験装置の概要を示す。試験体は BWR 燃料の 2 サブチャンネル領域を模擬しており，両サブチャンネル間を仕切っている仕切板の高さ方向の一部に連通部を設け，連通部でクロスフローを発生させる。図 1 中の熱平衡クオリティ計測系において，凝縮器での交換熱量から熱平衡クオリティを計測し[1]，各チャンネルの蒸気流量に換算した後，入口で計測した蒸気流量との差から蒸気の CF 量を求める。

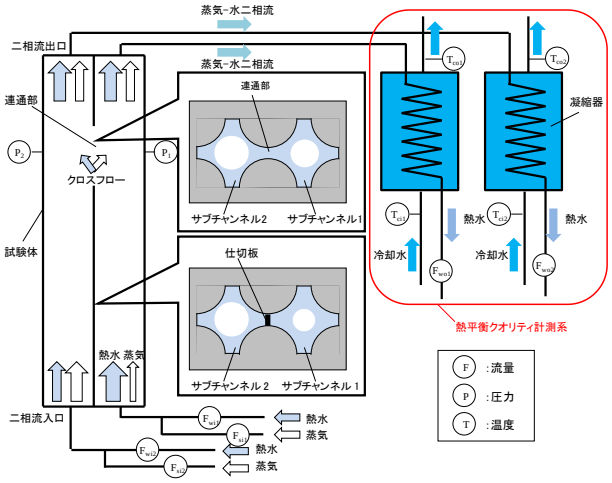


図 1　BWR 実温実圧試験装置の概要

3. 熱平衡クオリティ計測手法

BWR 実温実圧試験に向け，図 1 に示した熱平衡クオリティ計測系の評価誤差を確認するため，単管と単管出口に接続した凝縮器を用い，質量流束 1500 kg/m^2/s，圧力 2.0 MPa の条件下で水－蒸気試験を実施した。入口流量計測結果から評価した熱平衡クオリティ($x_{eq,in}$)と，凝縮器冷却水の出入口温度差から熱交換量を求めて評価した熱平衡クオリティ($x_{eq,con}$)を比較した結果を図 2 に示す。本条件下では，$x_{eq,con}$ は $x_{eq,in}$ と 0.02 以内の差で一致した。BWR 実温実圧試験でも本クオリティ計測手法で蒸気 CF 量を評価する計画である。

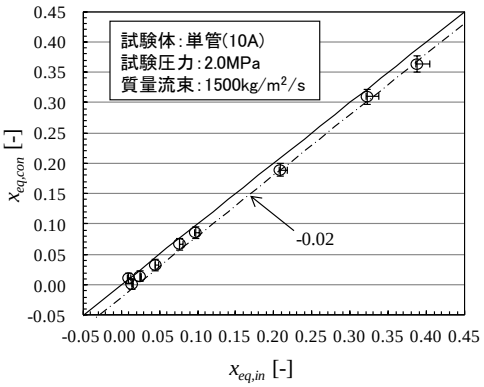


図 2　熱平衡クオリティ評価結果

謝辞　本研究は資源エネルギー庁委託事業「平成 28 年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（燃料集合体内冷却水の気液二相流の挙動解明に向けた研究開発）」として実施した。

参考文献　[1] R.T. Lahey et.al., *AEC Reserch and Development Report*, GEAP-13049, (1970)

*Hideaki Hosoi[1], Kenichi Katono[1], Kiyoshi Fujimoto[1], Naohisa Watahiki[1], Yuma Nagasawa[1], Kenichi Yasuda[1] and Kazuaki Kito[1]
[1]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

燃料集合体内冷却水の気液二相流の挙動解明に向けた研究開発
(3) 大気圧サブクール沸騰試験

Research and development for understanding two-phase flow behavior inside a fuel bundle
(3) Experiments of subcooled boiling flow through a vertical double wall channel under atmospheric condition

*宇井 淳[1]，古谷 正裕[1]，滝口 広樹[1]，白川 健悦[1]，新井 崇洋[1]
[1]電力中央研究所

大気圧及び BWR 条件のサブクール沸騰試験の計画を紹介するとともに，透明容器による二重管サブクール沸騰試験設備を用いて，気泡及び液相の流動を二方向から高速度カメラで撮影した結果等について述べる。

キーワード：サブクール沸騰，気泡可視化，三次元再構成，Particle tracking velocimetry (PTV)

1. 緒言　沸騰水型原子炉(BWR)の炉心・燃料設計及び安全評価に関わる核熱結合解析は，解析技術の発展とともに高度化・詳細化してきたが，核計算に比べ熱水力計算の空間分解能は粗いため，更なる高度化のためには燃料集合体内の各所のボイド分布等の予測精度を高める必要がある。特に，燃料集合体内のサブクール沸騰について，その開始条件，ボイド率の鉛直方向の空間分布，ボイド率の時間変化等を，実験を通じて把握することが重要である。過去に多くの沸騰二相流の研究が行われてきたが，本研究では，沸騰伝熱モデルの高度化に資する二相流データベースを拡充していくため，最新の計測技術を用いて大気圧条件におけるサブクール沸騰可視化試験を行った。

2. 試験方法　試験部は，鉛直方向に 2m，八角形の外周，内径 21.5mm のポリカーボネイトの流路に，直径 10mm の間接通電発熱ロッドを設置した二重管構造とした。入口温度を 80～98℃，入口流速を 1.5～3.0m/s，線出力密度を 4.5～20kW/m (143～637kW/m^2)として試験を行った。45º の角度で設置した高速度ビデオカメラにより，二方向からサブクール沸騰の気泡を撮影した（図 1)。液相の挙動については，ローダミン B を染色した 30～70μm のナイロン粒子をトレーサとして投入し，LED ライトで照射して撮影した。また，加熱ロッドの表面に光ファイバセンシングシステム(FBI-Gauge)を埋め込み，軸方向に連続線上のロッド表面温度を計測した。

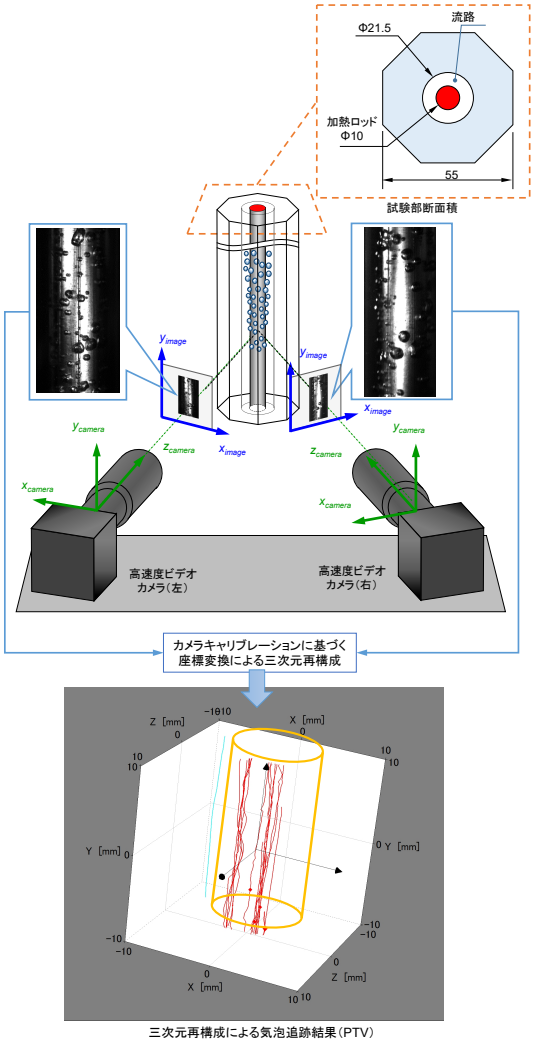


図 1　三次元再構成による気泡追跡結果

3. 結果　サブクール沸騰時の気泡径，気泡速度，ボイド率等のデータを取得するとともに，高ボイド域を除く条件で，二方向からの撮影による三次元の気泡追跡が実施可能であることを確認した。

4. 結言　今後実施予定の X 線 CT によるサブクール沸騰の可視化結果と本可視化結果を比較するとともに，BWR の高温高圧条件でのサブクール沸騰試験を実施していく予定である。

謝辞　本研究は，資源エネルギー庁委託事業「平成 28 年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（燃料集合体内冷却水の気液二相流の挙動解明に向けた研究開発)」として実施したものである。

*Atsushi Ui[1], Masahiro Furuya[1], Hiroki Takiguchi[1], Kenetsu Shirakawa[1] and Takahiro Arai[1]
[1]CRIEPI

燃料露出過程の炉内流動評価
（15）燃料集合体体系における模擬燃料棒間隔がボイド率へ及ぼす影響

Thermal hydraulics in reactor core under rod bundle uncovery conditions

(15) Influence of rod-pitch on void fraction distribution in an unheated 5×5 rod bundle

*上遠野 健一[1]，藤本 清志[1]，青山 吾朗[2]，長澤 雄真[2]，永吉 拓至[1]，新井 崇洋[3]

[1]日立，[2]日立ＧＥニュークリア・エナジー，[3]電力中央研究所

3 次元時間平均 X 線 CT システムを用いて，模擬燃料棒間隔が異なる 3 種類の 5×5 模擬燃料集合体内のボイド率分布を測定し，事故時の燃料露出過程を想定した低流量条件におけるボイド率特性を明らかにした。

キーワード：ボイド率，3 次元時間平均 X 線 CT システム，燃料集合体，多目的蒸気源試験装置 HUSTLE

1. 緒言　燃料露出過程の炉内二相水位評価精度向上を目的とし，広範囲の圧力条件における非加熱・5×5 模擬燃料集合体内ボイド率を，3 次元時間平均 X 線 CT システムを用いて測定している[1]。本研究では，水力等価直径がボイド率分布へ及ぼす影響を評価するために，大気圧近傍～BWR 通常運転圧力近傍までの圧力条件で，炉内水位が低下し燃料が露出する過程で想定される流動条件を包含する低流量条件において，模擬燃料棒間隔（ﾛｯﾄﾞﾋﾟｯﾁ）が異なる 3 種類の 5×5 模擬燃料集合体内のボイド率分布を測定・比較した。

2. 試験　多目的蒸気源試験装置 HUSTLE から模擬タイプレートを通して蒸気－水二相流を試験体へと供給した。本研究で用いた 3 種類の模擬燃料集合体の形状を表 1 に示す。ボイド率の計測には差圧計及び 3 次元時間平均 X 線 CT システムを用いた。試験は全質量流束 500 kg/m^2/s（BWR の自然循環流量相当）以下で実施した。

表 1　5×5 模擬燃料集合体形状

試験体	基準	ﾛｯﾄﾞﾋﾟｯﾁ小	ﾛｯﾄﾞﾋﾟｯﾁ大
模擬燃料棒径	10 mm （共通）		
ﾛｯﾄﾞﾋﾟｯﾁ	13 mm	12 mm	14 mm
ﾁｬﾝﾈﾙﾎﾞｯｸｽ内幅	68 mm	62 mm	73 mm
水力等価直径	11.5 mm	8.3 mm	15.0 mm

3. 結果・考察　図 1 に圧力 7.0 MPa における集合体内ボイド率の蒸気質量流束依存性を示す。燃料棒間隔が狭い場合は燃料棒が気泡に及ぼす影響が大きくなるため断面平均ボイド率が低下すること，また，燃料棒間隔が大きい場合は燃料内の横流れの影響により同じく断面平均ボイド率が低下することを確認した。なお，2.0 MPa の低圧条件では，7.0 MPa と比較すると気泡径が大きくなり得るため，今回の試験で比較に用いた試験体ではいずれも，燃料棒が気泡に及ぼす影響が同程度であり，燃料棒間隔がボイド率へ及ぼす傾向に有意な差は見られなかった。

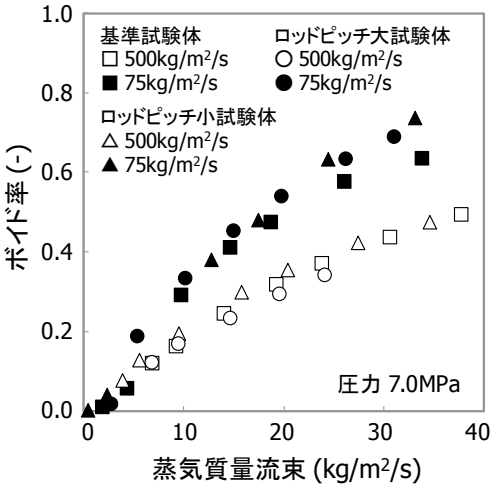


図 1 ボイド率の蒸気質量流束依存性

謝辞　本研究は，資源エネルギー庁委託事業「平成 28 年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（燃料露出過程における熱流動現象の解析手法の高度化）」として実施した。

参考文献　[1] 野崎他，日本原子力学会 2014 年秋の大会，J30 (2014)

*Kenichi Katono[1], Kiyoshi Fujimoto[1], Goro Aoyama[2], Yuma Nagasawa[2], Takuji Nagayoshi[1] and Takahiro Arai[3]

[1]Hitachi, Ltd., [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., [3]Central Research Institute of Electric Power Industry

可搬型スプレイ放水時の燃料集合体内部の流動に関する研究

Research on a flow inside the fuel assembly by a portable spray

*山田 晃司[1]，石崎 浩治[1]，新村 逸太[1]，
竹内 淳一[2]，西崎 千博[2]，近藤 喜之[2]，小室 吉輝[2]，児玉 敦司[2]
[1]関西電力，[2]三菱重工

原子力発電所には使用済燃料ピット（Spent Fuel Pit：SFP）の事故時対策の放水設備として、可搬型スプレイ設備が配備されている。可搬型スプレイ設備によるスプレイ水は SFP に保管された燃料集合体上部に散布され液滴となり、燃料集合体内部へ流入する。SFP の未臨界性評価条件の保守性を確認する観点から、燃料集合体内部の流動現象の把握を目的として、実験により燃料棒に囲まれた空間の液滴存在率（空間密度）及び燃料棒表面の液膜厚さ分布を計測した。

キーワード：使用済燃料ピット、可搬型スプレイ、燃料集合体

1. 緒言

原子力発電所には万一の SFP 水喪失に備えて可搬型スプレイ設備が配備されている。SFP の未臨界性評価条件の保守性を確認する観点から、各種センサを用いて燃料集合体内部の液滴の存在率等を計測した。

2. 評価方法

2-1. 実験体系と測定原理

SFP 保管燃料へのスプレイ放水を模擬するため、実機同等の液滴径分布を有するスプレイを用意し、実機燃料を模した供試体の上部より散水する体系とした（図 1）。二針式光学プローブ（BOP）（図 2）を用いて燃料棒に囲まれた空間の液滴存在率（空間密度）を取得し、多点電極式液膜センサ（図 3）を用いて燃料棒表面の周方向 8 箇所の液膜厚さ分布を取得した。

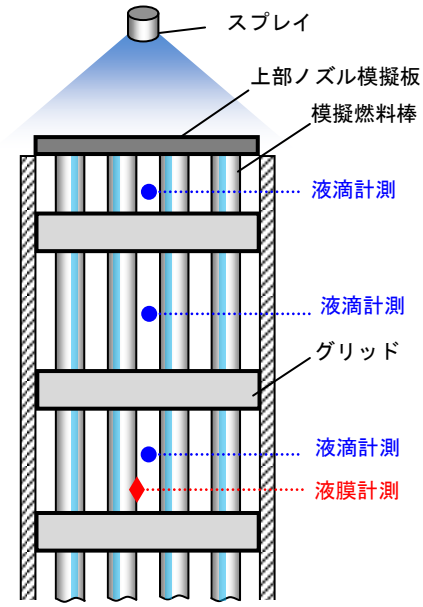


図 1　試験装置概略図

2-2. 液滴の存在率（空間密度）計測

実機条件を含むスプレイ水量及び水温をパラメータとして径方向断面で複数点の液滴存在率を取得し、計測位置近傍の代表面積の重み付けを考慮して平均を算出することで、燃料棒に囲まれた空間の存在率を求めた。軸方向にも複数点計測した結果、当該空間の平均的な液滴存在率（空間密度）は 1×10^{-3} g/cm^3 未満であることを確認した。

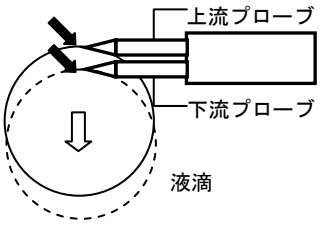


図 2　BOP 模式図

2-3. 液膜厚さ計測

液滴計測と同一条件で燃料棒表面の流況を観察した結果、筋状液膜が確認された。液膜センサ上でも偏り（筋状液膜）が確認された。同センサでは液膜断面積が計測されることから、これが燃料棒表面に均一に分布すると仮定した場合の平均液膜厚さを算出した結果、最大で 0.04mm を得た。

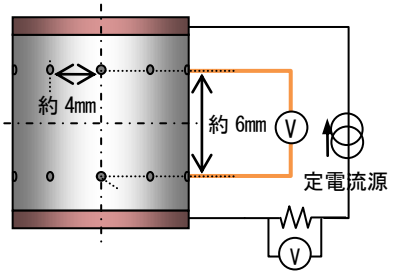


図 3　液膜センサ模式図

3. 結論

燃料集合体内部の流動現象の把握を目的に、実機同等のスプレイと実機燃料を模した供試体を用いた実験を行い、燃料棒に囲まれた空間の液滴存在率（空間密度）及び燃料棒表面の液膜厚さ分布を得た。

*Koji Yamada[1], Koji Ishizaki[1], Hayata Shimmura[1], Junichi Takeuchi[2], Chihiro Nishizaki[2], Yoshiyuki Kondoh[2], Yoshiteru Komuro[2], Atsushi Kodama[2]
[1]KEPCO, [2]MHI

4×4 バンドルにおける気液二相流ボイド率分布の計測
(2) 高温高圧条件蒸気－水実験によるボイド率分布計測

Measurement of Void Fraction Distribution in Two-Phase Flow in a 4×4 Bundle

(2) Measurement of steam-water two-phase flow under high temperature and pressure conditions

永武 拓[1]，上澤 伸一郎[1]，柴田 光彦[1]，*吉田 啓之[1]

[1] 日本原子力研究開発機構

低流速時における炉心内気液二相流挙動把握のために、高温高圧の蒸気－水を用いて実施したワイヤーメッシュセンサーによる模擬燃料集合体内ボイド率分布計測試験の結果を報告する。

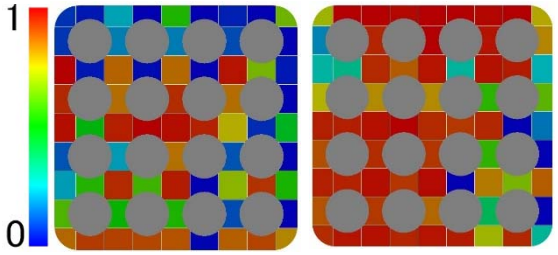
キーワード：ボイド率分布，二相流，ワイヤーメッシュセンサー，燃料集合体

1. 緒言

過酷事故を含む事故時の炉心冷却を評価する上では、ポンプなどが停止した低流速条件での気液二相流の挙動の把握が重要となる。本研究では、低流速時における炉心内の気液二相流挙動を実験的に把握するため、ワイヤーメッシュセンサー(WMS)[1]を用いて模擬燃料集合体内ボイド率分布の計測を行っている。本報では、4×4 の非発熱模擬燃料集合体試験装置を用いて、蒸気－水系二相流のボイド率分布を、0.1MPa から 2.6MPa までの範囲において計測した結果について報告する。

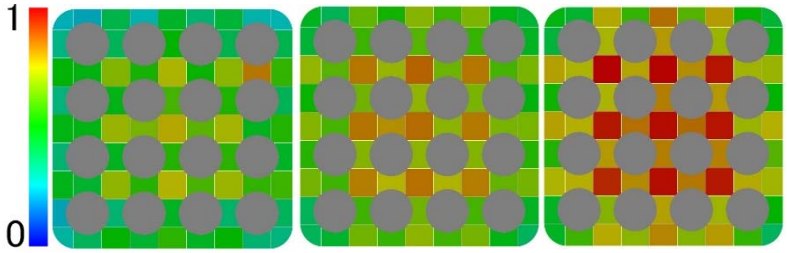
2. 実験装置及び結果

試験装置は既報[2]と同様である。試験装置内部には 4×4 模擬バンドルを有するとともに、WMS(9×9)を軸方向二箇所に設置している。図 1 に、計測した瞬時ボイド率分布の一例を示す。低蒸気流量ではサブチャンネル中心に比較的ボイド率が高い領域があり、蒸気流量の増加に従い、全体的にボイド率が上昇している。図 2 に、大気圧、1.5MPa、2.6MPa における時間平均ボイド率を示す。WMS により、模擬燃料集合体の中心部のサブチャンネルに蒸気が集まること、圧力の上昇とともに全体的に増加する傾向があることが確認できた。



(a) 蒸気流量 100*l*/min.　(b) 蒸気流量 200*l*/min.

図 1 計測した瞬時ボイド率分布の一例
(1.5MPa，水流量 1000kg/h)



(a) 0.1MPa　(b) 1.5MPa　(c) 2.6MPa

図 2 時間平均ボイド率分布 (蒸気・水流量, 200*l*/min.・3000kg/h)

3. まとめ

4×4 バンドル体系において WMS を用い、0.1MPa から 2.6MPa までの範囲において蒸気－水二相流ボイド率分布を計測した。今後は、データの取得と整理を進め、データベースを構築する。また、データベースを用いて二相流相関式の評価、二相流 CFD コードの検証などを行う予定である。

参考文献

[1] Prasser, H.-M., et al., Proc. of the 2nd Japanese–European Two-Phase Flow Group Meeting, pp 41-58, Tsukuba, Japan (2000).

[2] 劉，他，日本原子力学会 2016 年春の年会，3C04, (2016)

Taku Nagatake[1], Shinichiro Uesawa[1], Mitsuhiko Shibata[1], *Hiroyuki Yoshida[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

ミキシングベーンによる DNB 熱流束向上に関する研究

Study on the DNB heat flux improvement by mixing vanes

亀井　恵斗[1]，師岡 慎一[1]

[1]早稲田大学

DNB は PWR 燃料の安全指標の 1 つであり、正確に予測することは重要である。しかしながら、現在 DNB は膨大な費用と時間を要する実験により評価されている。本研究の目的は、垂直円管内にミキシングベーン付きスペーサを設置することによる DNB 熱流束向上を計算により予測することである。本報告では、ミキシングベーンを設置することで円管内冷却材温度分布の一様化を図れたことを示す。

キーワード：DNB, mixing vane, PWR, CFD, Spacer

1. 目的・背景

本研究の最終目的は、垂直円管内にミキシングベーン（MV=Mixing vane）付きスペーサを設置し、DNB（Departure from Nucleate Boiling）熱流束を向上させることである。DNB 熱流束は燃料設計において重要な安全指標であり、向上させることは、運転出力の増大など経済性の観点からも重要といえる。現在、MV 付きスペーサによる DNB 熱流束はモックアップ試験により評価されているため、数値解析により導くことができれば開発期間の短縮ひいては燃料性能の最適化につながる。

2. 先行研究

山田らは、垂直円管での蒸気ブランケットモデル[1]および均質核生成モデルに基づく DNB 熱流束の予測に関する研究を行い、精度±30%の予測手法を構築した[2]。MV 付きスペーサによる DNB 熱流束の増加は、試験データから導出された相関式から評価されており[3]、蒸気ブランケットモデルによる評価の報告は筆者の知る限り公開されていない。CFD により流路内の流速分布などの情報を得る試みがなされているが[4]、MV などへの適用はされていない。

3. 解析

3-1. 解析手法

図 1 のような MV 付きスペーサ[5]と、それを設置した図 2 のような管径 17[mm], 加熱長 1.32[m]の垂直加熱円管体系での加熱面近傍の冷却材温度分布を CFD 解析により求める。CFD ソフトは、OpenFOAM-v2.3 を用いた。算出した冷却材温度分布を山田らの DNB 予測手法に反映し、DNB 熱流束を予測する。

3-2. 解析結果

図 3 は CFD で算出した MV 付きスペーサ有り無しの垂直円管における壁面近傍冷却材温度分布である。MV が冷却材の流れを垂直方向から壁面に向かう流れに変化させたため、温度が低いバルク液が壁面近傍に流れ壁面近傍の冷却材温度が低下した。

4. 結論

MV 付きスペーサを円管内に設置することで冷却材温度分布の一様化を図れた。今後は冷却材温度分布を山田らの予測手法へ適応し DNB 熱流束とその発生点の予測を行う。

参考文献

[1] W. Liu, et al.Int. J. Heat Mass Transfer. 43, 2000, pp.3371-3390, [2] 山田充ら．機論,Vol. 80 (2014) No. 814 p. TEP0157, [3] Ahn Seung Hoon et al Journal of the Korean Nuclear Society vol. 33(3); p. 283-297, [4] Xiaochang et al. Nuclear Engineering and Design 267:10–22・February 2014, [5] 高木航ら．円管流路内の混合翼付グリッドスペーサが環状流の液滴再堆積量に及ぼす影響，日本混相流学会混相流シンポジウム 2016

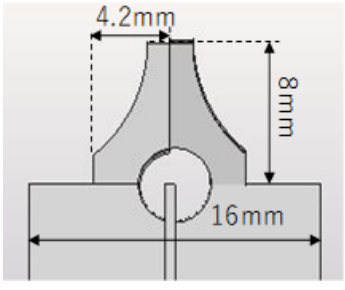


図 1. MV 付きスペーサ

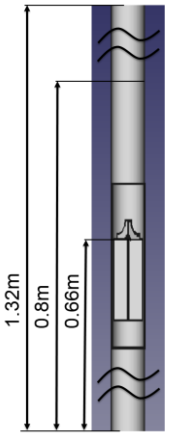


図 2.垂直加熱円管

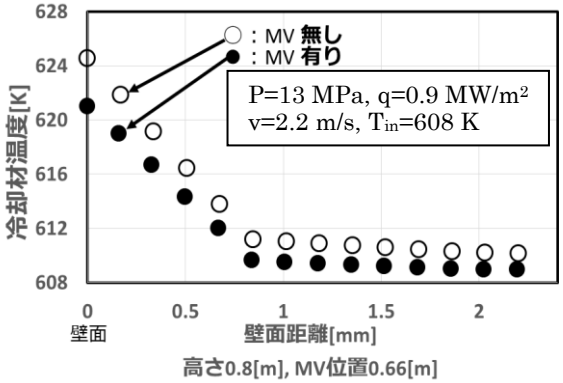


図 3.壁面近傍冷却材温度分布

* Keito Kamei[1], and Shinichi Morooka[1]

[1]Waseda Univ.

Planning Lecture | Over view Report：Over View Report 1- Investigation Committee on Development of Activity and Risk Evaluation Method for Faults by Engineering Approach

Wed. Sep 13, 2017 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 13, 2017 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room E B32 - B3 Block

[1E_PL] Risk evaluation method and countermeasures for fault displacements by engineering approach

Chair: Koji Okamoto (Univ. of Tokyo), Masanobu Kamiya (JAPC)

[1E_PL01] Risk evaluation method and countermeasures for fault displacements by engineering approach

*Tadashi Narabayashi[1] (1. Hokkaido Univ.)

[1E_PL02] Measures for risk reduction by accident management

*Katsuya Kuroiwa[1], Toshihiro Aida[2] (1. MHI NS ENG, 2. Hokuriku EPC)

[1E_PL03] R&D related to the fault displacement evaluation in NRRC/CRIEPI

*Toshiaki Sakai[1] (1. CRIEPI)

[1E_PL04] Contents of further advance

*Masanobu Kamiya[1] (1. JAPC)

2017年秋の大会

総合講演・報告１「断層の活動性と工学的なリスク評価」調査専門委員会活動報告

断層変位に対するリスク評価と工学的な対応策

Risk evaluation method and countermeasures for fault displacements by engineering approach

（1）断層変位に対するリスク評価と工学的な対応策

(1) Risk evaluation method and countermeasures for fault displacements by engineering approach

*奈良林 直[1]

[1]北海道大学、調査専門委員会主査

１．緒論

日本原子力学会「断層の活動性と工学的なリスク評価」調査専門委員会（主査：奈良林直、設置期間：2014 年 10 月～2017 年 3 月）（以下「委員会」という）は、原子力安全の観点から横断的・多角的な検討を行うために図 1 に示す多分野の専門家の参画を得て、断層変位が原子力施設に与える影響の評価手法やリスク低減策に関して調査・検討を行い、その成果を報告書として発刊した[1]。

なお、活動期間中に活断層に起因する 2014 年長野県北部地震（神城断層地震）や 2016 年熊本地震が発生したことから、これらの地震から得られる知見についても収集し、検討に活用した。

2017 年春の年会において、委員会における検討の背景・問題認識、断層変位という自然現象の理解、断層変位に対する原子力安全の基本的考え方等について紹介し、原子力学会誌にても報告しているが、今回は、報告書の発刊を踏まえ、各委員がこの報告書の全体評価手順やポイント、今後の取り組むべき課題について紹介する。

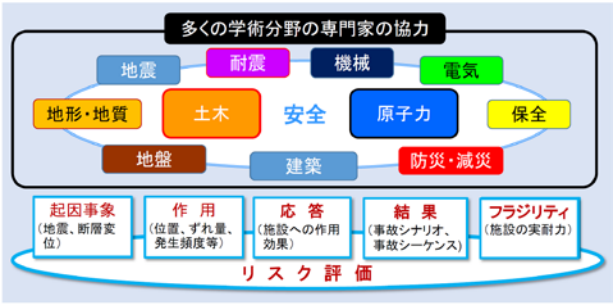


図１　本委員会の学術分野と横断的検討スキーム

２．地震随伴事象の津波と断層変位のリスクへの対応

我が国は地震国である。しかし、2011 年 3 月 11 日に発生した東日本大震災において、津波の想定において最新知見の反映ができていなかったことや、想定を超える事象に対する備え（過酷事故対策）が十分にできていなかったことなどが指摘されている[2],[3]。本報では、地震に随伴して断層が変位した場合、定格出力運転中のプラントへの影響とそのトランジェント解析から評価される対応策が開始されるまでのプラント挙動を評価した。

３．断層変位と新規制基準による対応策

原子力安全の目的は、人と環境を、原子力の施設と活動に起因する放射線の有害な影響から防護することであり、原子力施設の安全確保の目標は、人や環境に放射線の有害な影響を与えるような事故の可能性を確実に極めて低いものとすることである。例えば、福島第一原子力発電所、同第二発電所では、津波で沿岸の海水ポンプモータが被水することにより、冷却源の喪失が発生し、非常用ディーゼル発電機が停止し、非常用炉心冷却系の共倒れを引き起こした（図 2）。深層防護の第３層が全滅したのである。このとき、福島第一発電所５号機は６号機の空冷ディーゼル発電機からの給電を受けて冷却を回復し、同第二発電所では、１号機が同様に他号機から給電を受けると共に、海水ポンプのモータを空輸と陸送により確保して交換し、冷却源を回復することができ、最終的な冷温停止を達成している。

このハードと人的アクションによって最終ヒートシンク（UHS）を回復する行為こそが、深層防護の第４層に相当するレジリエンス活動である。図 3 は、新規制基準に基づく、可搬式熱交換ポンプ車による UHS の回復アクションを示す。このような資機材の準備と訓練により、事故収束も迅速かつ確実になる。図 4 は、新規制基準の導入により、対策後のリスクが相対的にどのくらい低下したかを示したものである。事故が発生する事象の繋がりである事故シーケンス、その発生可能性（発生頻度）及びその結果（影響の程度）の三つの要素を的確に考慮した評価が重要となるが、このような簡易評価でも、リスクの低減効果を把握できる。原子力安全の考え方からは、リスクの定量化の努力を行い、合理的に実行可能な評価・対応策を検討して、社会に提示していくことが必要である。

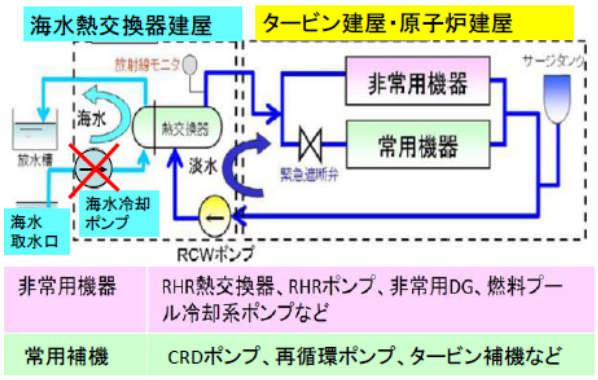


図２　補機冷却系機能喪失による ECCS 機能喪失

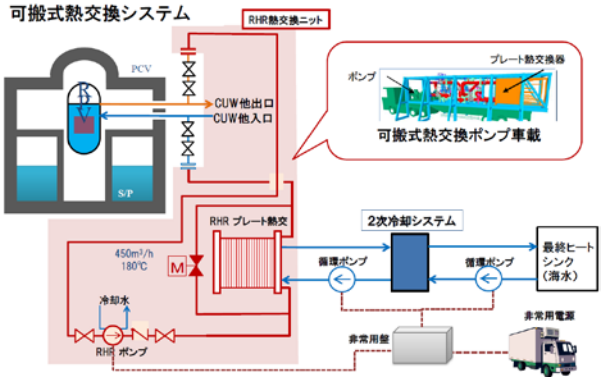


図３　移動冷却車によるヒートシンク回復

*Tadashi Narabayashi[1]

[1]Hokkaido Univ., Chairman of the Committee

３．断層変位に対する対策の考え方

原子力施設を設置する際には、事前の詳細な地形・地質調査によって重要施設の設置地盤（岩盤）に断層変位を想定する必要がないことを確認し、特に原子炉建屋に関しては設置地盤の検査（岩盤検査）を実施し、施設の支持性能に問題が生じるものではないことを確認してきた。これは、施設を設置する際には、断層変位を「避ける」という考え方によって、断層変位の想定の検討を不要としていたということである。

一方、もとより施設の設置地盤（岩盤）には破砕帯などの弱面が存在しているので、地震動の影響に対する設置盤の安定性評価等の検討は、これまでもなされている。

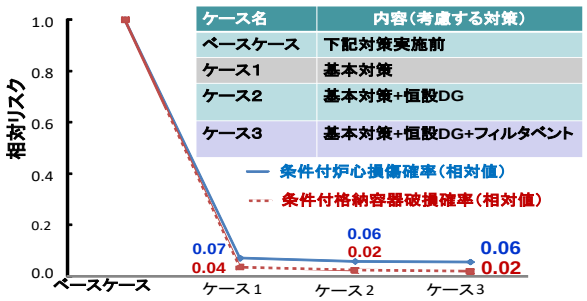


図４　新規制基準による対策後のリスクの相対的低下

既設の原子力施設において、常に最新知見を反映していく取組みにおいて、新たな情報等によって断層変位の考慮の必要性が生じる場合があり得る。その際には、あらためて地形・地質調査などから得られる情報に基づき、まずは考慮が必要な断層変位という事象の性状（発生位置、ずれ量、方向、頻度など）を想定し、次のステップとして施設に対する影響の検討を行うことが、基本的な評価手順となる。図５は中越沖地震の際の柏崎刈羽原子力発電所の損傷事例である。活断層は沖合の海底下にあり、原子力発電所の敷地内には無かったが、図５に示すように強い加速度によって敷地地盤の液状化と沈降が生じて、堅牢な原子炉建屋との相対変位が生じた。このため、屋外の消火用の埋設配管の損傷が多数発生した。液状化は東日本大震災や熊本地震でも見られた。これらは断層変位そのものでは無いが、その後、埋設配管や不等沈下を想定して対策が講じられてきている。これらの知見や対策も含めて断層変位に対する評価を行っている。変位量の程度によっては、施設の有する安全機能に支障を与えない場合がある。また、必要に応じて、福島第一事故後に拡張・強化された対策（アクシデントマネジメントも含む）の有効性についても検討を行った。さらに、想定を超えた断層変位に対してもリスク評価を行った。例えば図６に示すように、敷地外の活断層につられて原子炉建屋の下部にある破砕帯が万一動いた場合の、プラントのトランジェントと過酷事故を回避する各種対応策について検討を行った。断層変位対策も他の自然現象に対する対応策と同様に過酷事故緩和対策の準備をして、事故を回避または緩和するべきである。

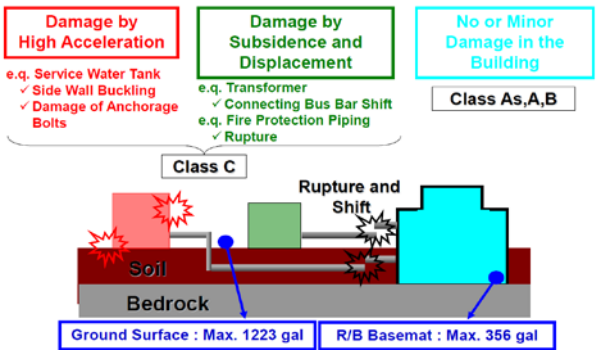




図５　中越沖地震時の地震動と地盤の相対変位による損傷液状化に伴う地盤沈下の差により生じた段差

４．BWR の過渡事象の検討

(1)発電機負荷遮断

東日本大震災並みの強い地震と敷地外の断層変位に伴い、送電系統が損傷して、発電機負荷遮断が発生したと想定する。本事象は、設計基準事象（DBA）の１つで、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が高くなり、主蒸気逃がし安全弁が作動する代表的な過渡事象である。この範ちゅうに属する事象として、発電機負荷遮断及びタービントリップが考えられる。両者はほとんど同一の事象であるので、ここでは若干厳しい発電機負荷遮断を取り上げる。

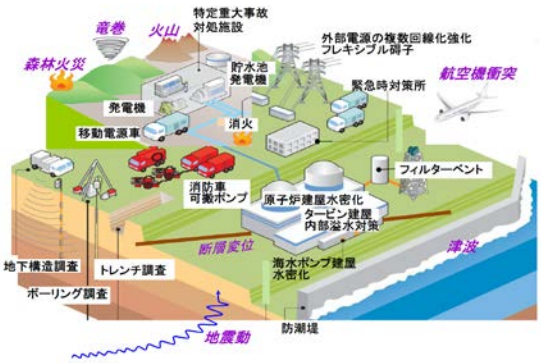


図６　新規制基準による断層調査と各種重大事故対策

この事象は、原子炉の出力運転中に送電系統の故障等により、発電機負荷遮断が生じ、蒸気加減弁が急速に閉止し、原子炉圧力が上昇するものである。タービン出力が 40%以上で発電機負荷遮断が生じると、蒸気加減弁は急速閉止し、原子炉をスクラム（タービン蒸気加減弁急速閉スクラム）し、10 台のインターナルポンプ(RIP)のうち４台をトリップさせる。定格出力の約 102%から全負荷遮断し、タービンバイパス弁が作動しない場合の解析結果を図７に示す。タービンバイパス弁作動の場合に比べ、過渡変化は厳しくなるが、中性子束は定格値の約 129%に抑えられ、表面熱流束は初期値を超えることはない。MCPR は 1.10 以上を維持する。原子炉圧力は、タービンバイパス弁が作動しないため上昇するが、逃がし安全弁の作動により、約 8.29MPa[gage]に抑えられる。原子炉圧力は逃がし安全弁により制御される。

解析結果に示すように事象は収束する。その後は、タービンバイパス弁が使用できないので、原子炉スクラム（主蒸気隔離弁閉）時の原子炉停止手順に従い、減圧・降温を行い、冷態停止状態に移行する。

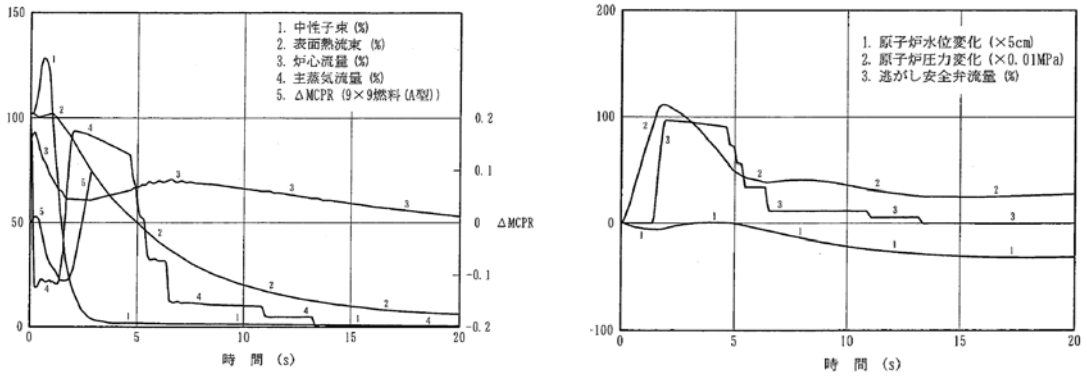


図 7　負荷の喪失（発電機負荷遮断，タービンバイパス弁不作動）の解析例

(2) 高圧・低圧注水機能喪失時の対応策

図 8 に示すように、非常用海水取水路直下の断層変位により、冷却源喪失（LUHS）が発生し、工学系安全施設の要である非常用ディーゼル発電機が作動不能となり、高圧・低圧注水機能喪失が発生した場合を想定する。なお、非常用海水取水路が断層変位により、一部損傷したとしても、海水取水がただちに不能になるわけではなく、ポンプにストレーナなどを設置すれば、ロバストになると考えられるが、本報告においては、厳しめにこれらの対策がなく、海水取水不能となったと仮定し、そのあとに起こり得る過渡事象の評価を行うこととした。

類似の事象をまとめると、以下のものがある。

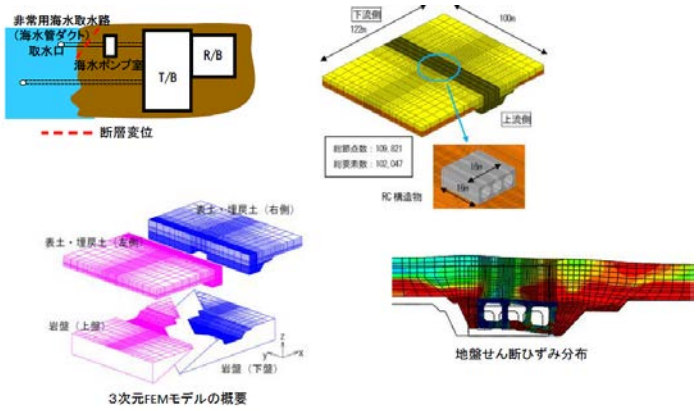


図 8　非常用海水取水路直下の断層変位による LUHS

(a-1) 高圧・低圧注水機能喪失

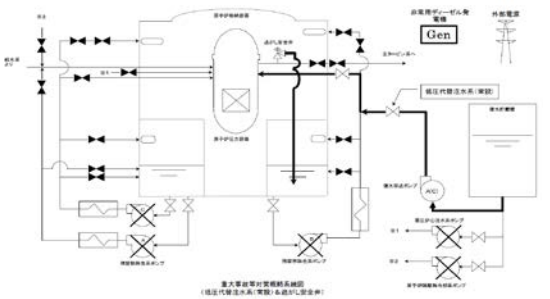
過渡事象発生時に高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失する事故

(a-2) 高圧注水・減圧機能喪失

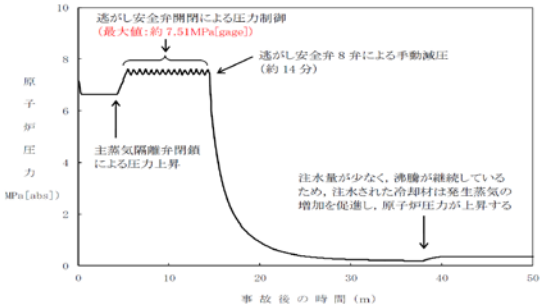
過渡事象発生時に高圧注水機能及び原子炉減圧機能が喪失する事故

(a-3) 全交流動力電源喪失

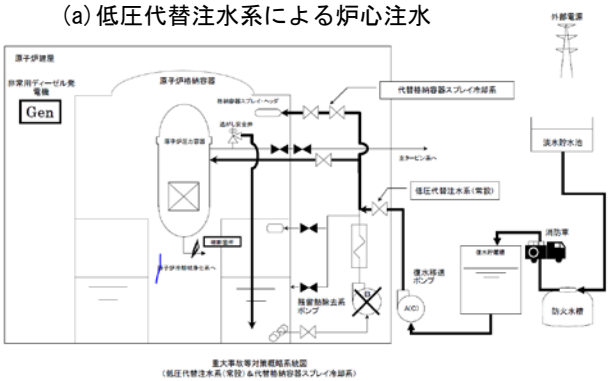
①外部電源喪失時に非常用ディーゼル発電機の機能が喪失する事故 、②外部電源喪失時に非常用ディーゼル発電機及び原子炉隔離時冷却系の機能が喪失する事故、③外部電源喪失時に非常用ディーゼル発電機の機能及び直流電源が喪失する事故、④外部電源喪失時に非常用ディーゼル発電機の機能が喪失、逃がし安全弁の再閉に失敗する事故



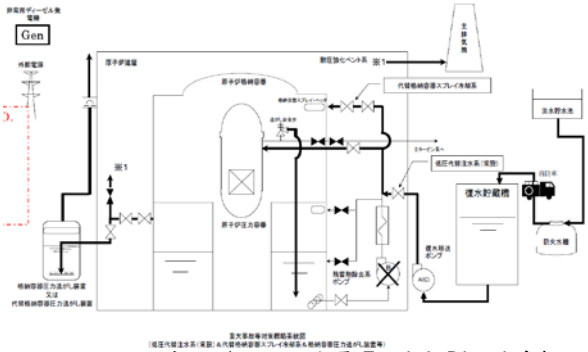
(a) 低圧代替注水系による炉心注水



(b) 主蒸気逃がし安全弁による圧力制御と減圧



(c)復水貯蔵タンクへの淡水貯水池からの補給水

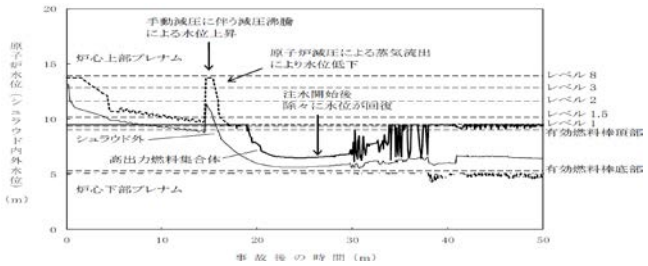


(d)フィルターベントによる Feed & Bleed 冷却

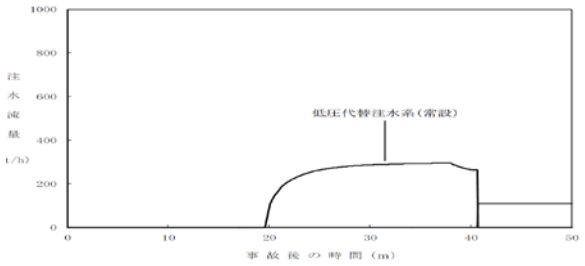
図 9　高圧・低圧注水機能喪失時の代替炉心注水冷却

(a-4) 崩壊熱除去機能喪失

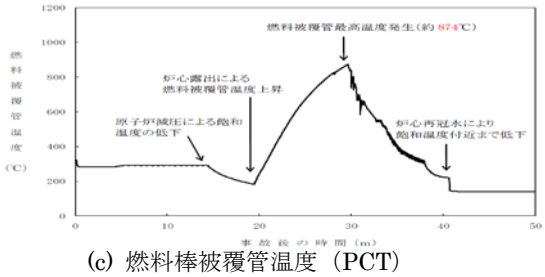
過渡事象発生時に取水機能の喪失により崩壊熱除去機能が喪失。非常用海水取水路直下の断層変位により、冷却源喪失（LUHS）が発生し、非常用ディーゼル発電機が作動不能となり、高圧・低圧注水機能喪失が発生した場合、図 9 に示すように、(a)主蒸気逃がし安全弁による手動減圧後、復水移送ポンプを用いた代替炉心注水、(c)復水貯蔵タンクへの消防車を用いた淡水貯水槽からの補給水、(d)フィルターベントを用いた格納容器の減圧と大気への熱放散（Feed & Bleed）による LUHS の回復を行う。



(a) シュラウド内外水位



(b) 低圧代替炉心注水流量



(c) 燃料棒被覆管温度（PCT）

図 10　高圧・低圧注水機能喪失時の解析結果



図 11　電源機能と除熱機能・注水強化策

図 10 に高圧・低圧注水機能喪失時の解析結果を示す。SR 弁の手動減圧後に、復水移送ポンプで炉心に注水することで、被覆管最高温度は、880℃以下となり、燃料は損傷しないことが分かる。このためには、常設のディーゼル発電機が必要で、復水移送ポンプも、断層変位後約 15 分以内に起動できるように、常に AM 対策に使えるように訓練しておくことが効果的である。更なる安全性向上のために、HPCI や RCIC による高圧炉心注水が不能の場合に備えて蒸気タービン駆動・水潤滑軸受け（TWL）ポンプを用いた HPAC（代替高圧炉心注水システム）を設置したり、図 11 のように大型の常設ガスタービン電源または電源車を用意して、海水冷却ポンプを作動させ、強力な冷却系である ECCS ポンプの復旧を可能にした発電所もある。崩壊熱除去機能喪失の場合は、EWS 注水設備と大型免振建屋に収納した非常用電源で対応する。

５．PWR の過渡事象の検討

(1) 発電機負荷遮断

BWR と同様に、東日本大震災並みの強い地震と敷地外の断層変位に伴い、送電系統が損傷して、発電機負荷遮断が発生したと想定する。本事象は、設計基準事象（DBA）の１つであり、非常用ディーゼル発電機や開閉器室などが系統区分されており、単一故障を考慮しても生き残る系統を断層との位置関係から確認できると考えられる。図 12 のように、非常用ディーゼル発電機と安全補機開閉器室の系統区分の例を示す。系統は、

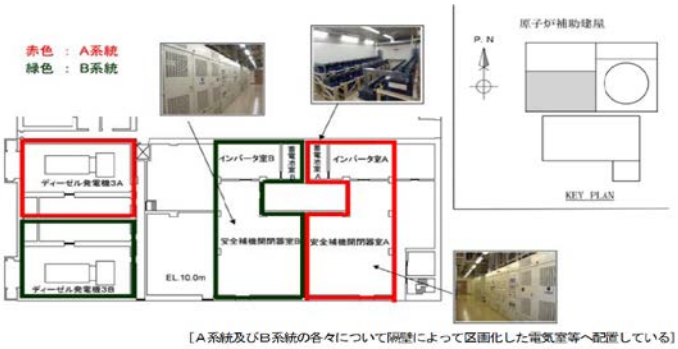


図 12　非常用電源と安全補機開閉器室の系統区分例

各々が隔壁によって区画化されており、仮に施設建物の地下に断層があっても、断層変位による影響が限定されるため、個々の発電所で検討すれば、一系統が生き残るといったことは、十分に考えられる。断層変位に対する評価・検討においては、以上のように、断層変位の性状を踏まえた考慮が重要となる。想定する断層変位の位置は、調査により施設直下の設置地盤の断層位置（弱面の位置）に設定することができる。これにより、断層変位により施設に発生するせん断力、曲げ力等の伝搬が施設内において空間的に限定される場合もあり、これを事故シナリオの中に考慮することができる。つまり、多様性と分散配置により、安全上重要なシステムの共通要因故障の回避が可能となる。PWR においても負荷遮断は、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の観点で、代表的な過渡事象である。

この過渡変化は、原子炉の出力運転中に外部電源あるいはタービンの故障等により、タービンへの蒸気流量が急減し、原子炉圧力が上昇する事象を想定するが、実際には、以下に示す防止対策により、原子炉は自動停止し、過渡変化は安全に収束できる。タービントリップを生じると、低出力時（パーミッシブ信号の設定値以下）を除き、直ちに原子炉も自動停止する。タービンバイパス

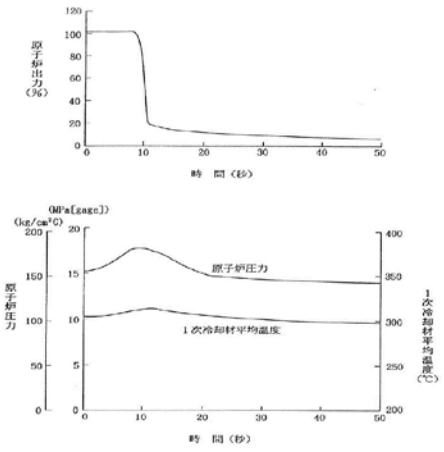


図 13 負荷喪失

系の作動により、1 次冷却系の冷却はなされる。復水器真空度の喪失などによりタービンバイパス系が作動しない場合は、2 次冷却系の圧力が上昇し、主蒸気逃がし弁又は主蒸気安全弁が作動する。図 13 に解析結果の例を示す。原子炉は、過渡現象発生の約 6 秒後に「過大温度 ΔT 高」信号のトリップ限界値に到達し、約 8 秒で制御棒クラスタが落下して自動停止。この間の原子炉圧力は、加圧器安全弁の作動により最大約 17.7MPa［gage］にとどまり、運転時の異常な過渡変化のなかで最大となる。この場合でも原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値は約 18.2MPa［gage］にとどまり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。また、いずれの場合にも原子炉出力は上昇しないので燃料中心温度は融点より十分低い。原子炉停止後は、高温停止状態に移行、2 次側冷却操作で冷態停止状態に移行する。

(2) 炉心損傷防止対応時の減圧・低圧注水効果

PWR においても、断層変位に伴い、外部電源喪失、非常用ディーゼル発電機不作動が発生した場合でも、図 14 に示すように、海水冷却系を動かし、蒸気発生器代替注水ポンプで、蒸気発生器の 2 次側に注水し、Feed & Bleed により、1 次系を冷却し、減圧する。これらのポンプを動かすために、図 15 に示す様々な電源確保対策が実施されている。

図 16(a)に全交流電源喪失時の重大事故防止対策を示す。①SG 2 次側への給水と逃し弁からの蒸気放出による冷却・減圧、②原子炉 1 次系への代替注水、③格納容器再循環冷却への冷却水供給がある。

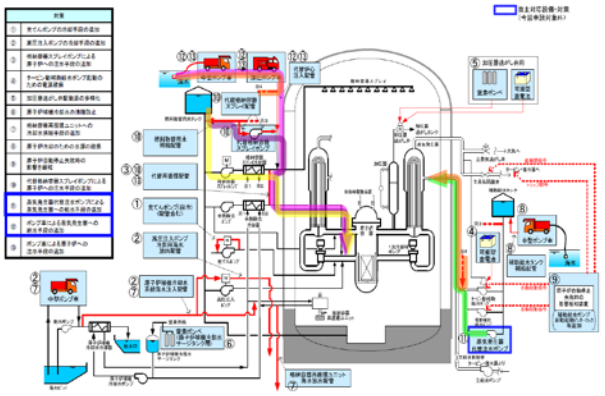
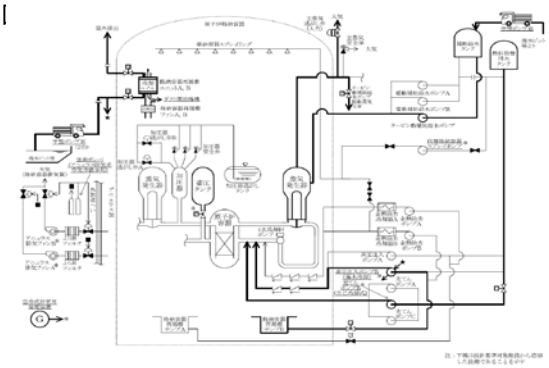


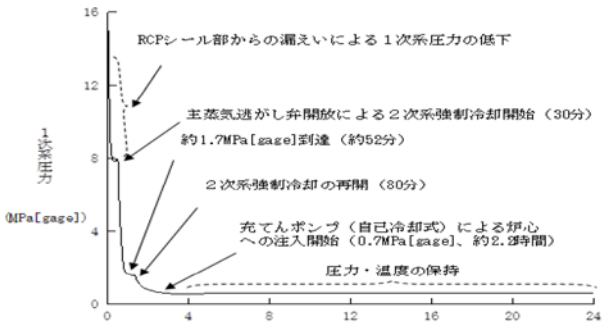
図 14　PWR の過酷事故回避対応



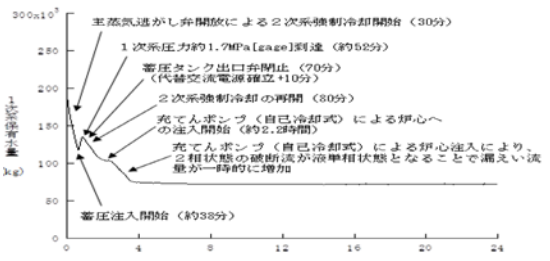
図 15　電源の確保対策



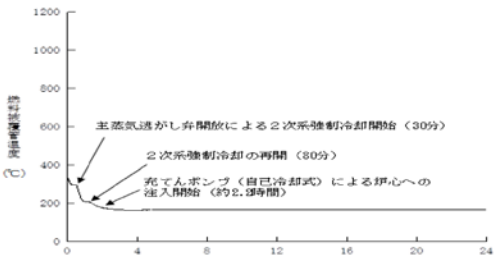
(a)全交流電源喪失時の重大事故防止対策



(b) 原子炉圧力・温度の推移



(c)一次系の保有水量の推移



(d)燃料被覆管最高温度（PCT）

図 16 全交流電源喪失時の過酷事故対応による原子炉および格納容器冷却

６．結言

断層変位に対する評価・検討においては、断層変位の性状を踏まえた考慮が重要となる。多様性と分散配置により、安全上重要なシステムの共通要因故障の回避が可能となる。BWR および PWR の断層変位後に、全交流電源喪失が発生した場合でも、過酷事故対策用の機材を適切に準備することにより、炉心注水や格納容器冷却が可能で、炉心損傷などの重大事故を回避して事象を収束させることが可能である。

参考文献

[1]原子力学会「断層の活動性と工学的なリスク評価」調査専門委員会報告書（2017.3）
[2]東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会，中間報告（本文編）(2011)
[3]原子力学会，福島第一原子力発電所事故 その全貌と明日に向けた提言～学会事故調 最終報告書～(2014.3)，丸善

2017年秋の大会

総合講演・報告１「断層の活動性と工学的なリスク評価」調査専門委員会活動報告

断層変位に対するリスク評価と工学的な対応策

Risk evaluation method and countermeasures for fault displacements by engineering approach

（2）アクシデントマネジメント等による断層変位に対するリスク低減効果

(2) Measures for risk reduction by accident management

*黒岩 克也[1]、*四十田 俊裕[2]

[1]MHI NS エンジ、調査専門委員会委員、[2]北陸電力、調査専門委員会委員

1. はじめに

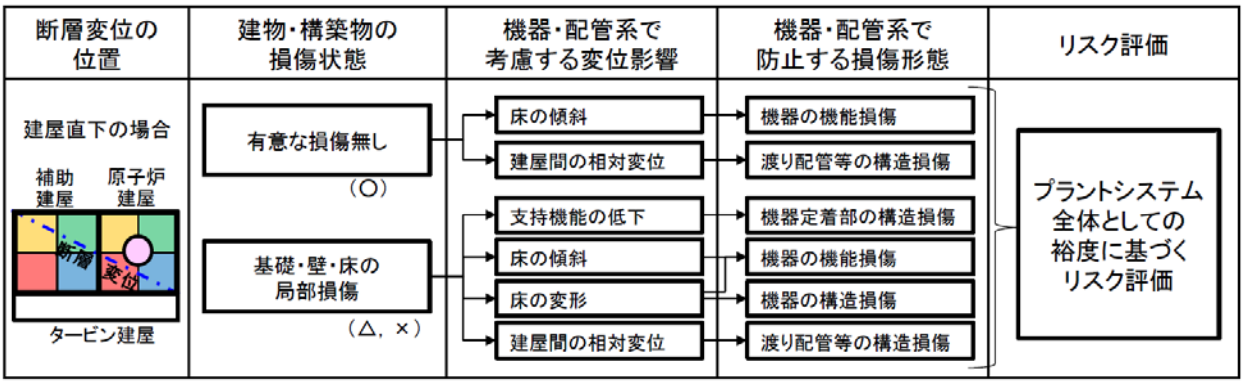
本稿では、日本原子力学会「断層の活動性と工学的なリスク評価」調査専門委員会における検討成果[1]のうち、断層変位が起因となって原子力発電所の安全性を損なう可能性のある事故シナリオに対するアクシデントマネジメント等の対処方策によるリスクの低減効果を定量的に評価するための、裕度評価手法を用いたリスク評価の適用例とその拡張イメージについて示す。

2. 断層変位に対する裕度評価手法の適用性

断層変位の施設に対する影響評価手法として、裕度評価手法を適用することにより、評価に用いる断層変位量が増大した場合においても、断層変位による影響が局所的なことを適切に評価して得られたリスク情報に基づき、恒久設備の設置やアクシデントマネジメントを講じることにより、例えば炉心損傷に至るパスを回避できることを示した。

裕度評価のフローを表1、イベントツリーを図1、評価結果を表2に示す。ここでは、加圧水型軽水炉（PWR）の原子炉建屋と補助建屋に影響するような断層変位（縦ずれ）を想定したケース、及び沸騰水型軽水炉（BWR）の海水取水路に影響するような断層変位を想定したケースに基づき検討している。

表１　断層変位に対する裕度評価のフロー[1]



*Katsuya Kuroiwa[1] and *Toshihiro Aida[2]

[1]MHI Nuclear Systems and Solution Engineering, Member of the Committee

[2]Hokuriku Electric Power, Member of the Committee

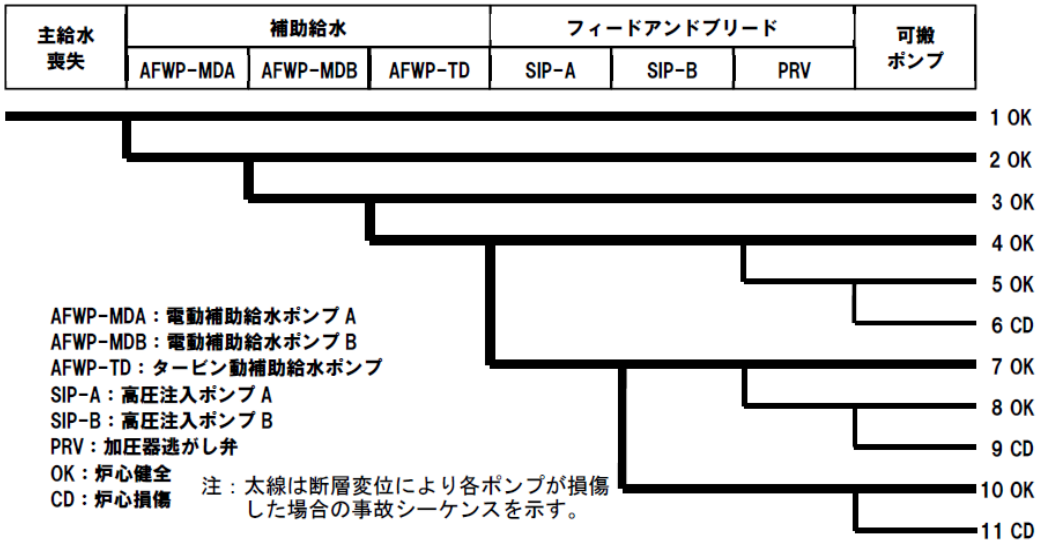


図 1　原子炉建屋等の直下に断層変位を仮定したイベントツリーの例[1]

表 2　原子炉建屋等の直下に断層変位を仮定した裕度評価結果例[1]

	断層変位量（縦ずれ）※1							
	10cm		20cm		30cm		50cm	
代替手段なし	躯体損傷有 機器損傷無	炉心損傷無	躯体損傷有 機器損傷無	炉心損傷無	躯体損傷有 機器損傷有	炉心損傷の可能性有	躯体損傷有 機器損傷有	炉心損傷の可能性有
代替手段あり※2	同上		同上		同上	炉心損傷無	同上	同上
追加の対応策（可搬型設備の更なる多様化等）	同上		同上		同上		同上	炉心損傷無

※1：断層変位量は、裕度評価のイメージを表現するために任意に設定したもの。
※2：代替の注水ポンプや、可搬ポンプ等のアクシデントマネジメント
（注）上表は整理のイメージを示すものである。

3. 断層変位のリスク評価によるリスク低減効果の推定の考え方

3-1. 原子炉建屋直下の断層変位への適用例

上述の裕度評価手法の拡張の例として、ランダムな要因等による条件付き炉心損傷確率の評価例及び確率論的なフラジリティ曲線を用いた条件付き炉心損傷確率について、定量的なリスクの低減効果を検討した PWR の評価例を示す。

(1) ランダムな要因等による条件付き炉心損傷確率の評価例

断層変位の影響だけでは炉心損傷に至らない場合に対して、断層変位の影響に対して機能を維持できている機器、配管等が、内的事象によるランダムな要因等によって機能喪失して炉心損傷に至る条件付き確率を評価することが有効と考えられる。ランダム要因等による非信頼度は内的事象 PRA の結果が利用可能である。

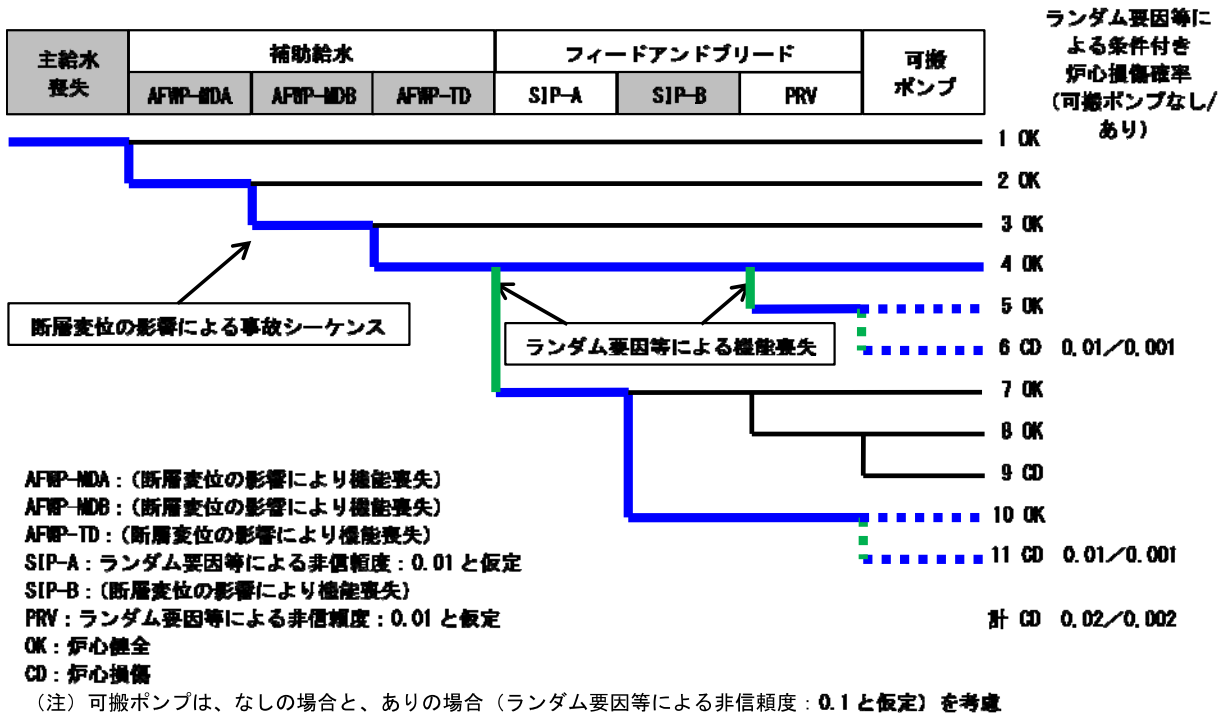


図 2　原子炉建屋等の直下に断層変位を仮定したリスク評価の拡張例(1)[1]

例えば、断層変位が 50cm の場合に、機能喪失するとしている機器（AFWP-MDA/B、 AFWP-TD、 SIP-B：図 2 の網掛けの機器）、機能を維持できる機器（SIP-A、 PRV）をイベントツリーに反映すると、図 2 のように表される。

ここで、機能を維持できている機器に対して、ランダム要因等による非信頼度を図中に示すように想定すると、50cm の断層変位が発生した場合の条件付き炉心損傷確率は、可搬ポンプがない場合でも 0.02 と評価でき、更に可搬ポンプがあれば、条件付き炉心損傷確率は 0.002 となる、といった評価が可能である。

(2) 確率論的なフラジリティ曲線を用いた条件付き炉心損傷確率の評価例

ここで適用した裕度評価の方法は、確率論的なフラジリティ曲線を用いた評価に拡張することもできる。

例えば、フラジリティ評価結果に基づき、起因事象である主給水喪失を除き、図 2 において損傷を想定した機器の損傷確率の平均値（平均フラジリティ曲線上の断層変位量 50cm における損傷確率として求める）を 0.05 と仮定し[注)]、損傷に対する機器間の相関性は考慮しないものとすると、図 2 のシーケンス 6、シーケンス 11 の断層変位量 50cm の発生を想定した条件付き炉心損傷確率は、図 3 のように評価される。

例えば、可搬ポンプありの場合のシーケンス 6 の条件付き炉心損傷確率（可搬ポンプありの場合）は以下のように概略評価される。

1.0 × 0.05 × 0.05 × 0.05 × 0.01 × 0.1 ＝約 1×10-7

また、これらの確率値は、確率分布の代表値（一般的には平均値）を用いた評価であるが、確率分布を直接用いて評価することにより、不確実さの影響をより直接的に取り扱う定量評価も可能となる。

注）ここでの「0.05」の仮定に絶対値としての物理的な意味はないが、フラジリティ評価結果を裕度評価に適用する場合には、例えば 0.01 以上は機能喪失と評価するといった適用が考えられる。

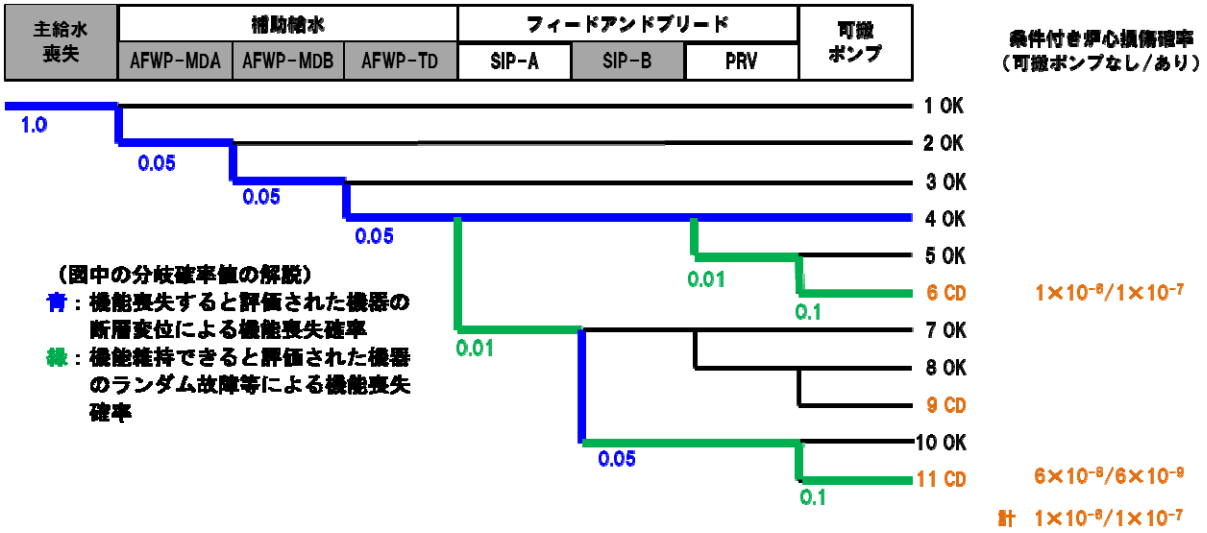


図 3　原子炉建屋等の直下に断層変位を仮定したリスク評価の拡張例(2) [1]

3-2. 非常用海水取水路直下の断層変位への適用例

図 4 に示すように、非常用の海水取水路の直下に断層変位を仮定し、海水ポンプによる取水機能や取水路の通水断面が確保できないような場合は、既に用意されている可搬型のポンプ、ヒートシンク車等のアクシデントマネジメントの有効性を確認することにより、建屋直下の場合と同様に、断層変位に対する施設影響を評価することができる。

海水取水路（海水ダクト）に対する断層変位の影響は、土木構造物に対する影響として評価する。土木構造物への影響評価は 3 次元 FEM 解析の結果を許容限界と比較することにより行い、その結果から、局所的な損傷状態、全体系の崩壊の有無、変位・変形・傾斜などを評価して、機器・配管系への影響評価への情報とする。

この結果、断層変位量が 50cm になると、底版、壁、頂版が損傷する可能性があり、取水機能の維持に影響を及ぼすと評価される。これにより、原子炉建屋内の非常用炉心冷却系、非常用ディーゼル発電機、燃料プール冷却浄化系及び熱交換器建屋内の原子炉補機冷却水系／原子炉補機冷却海水系の機器・配管系自体が損傷することはないものの、これらの設備への冷却水供給機能が低下し、機能喪失する可能性がある。

さらに、ランダムな要因等による条件付き炉心損傷確率を評価することにより、これらのアクシデントマネジメントによる定量的なリスク低減効果を検討することもできる。BWR に対するリスク評価の拡張例を図 5 に示す。

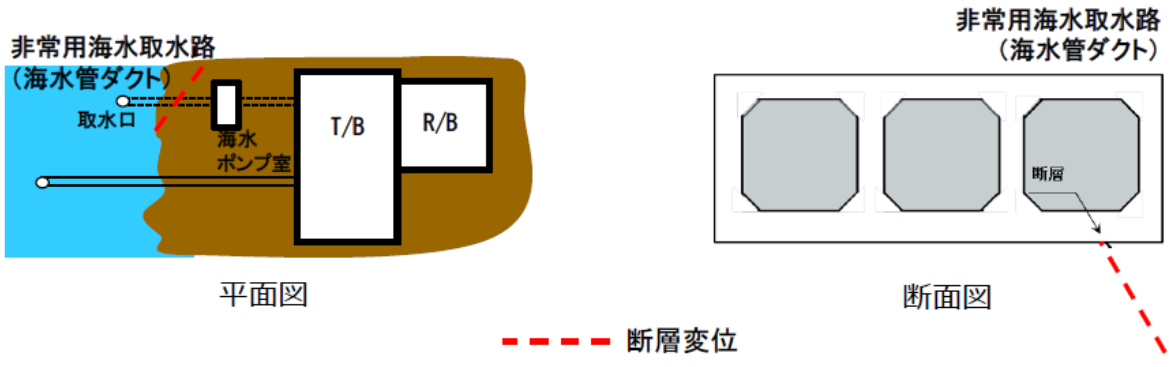


図 4　非常用海水取水系の直下に断層変位を仮定した例[1]

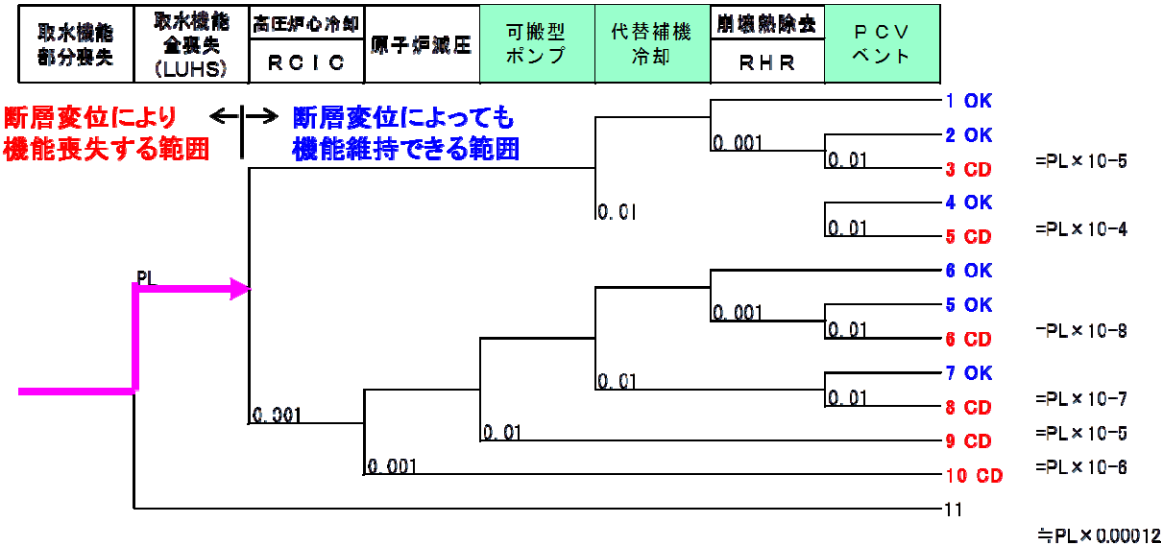


図 5　非常用の海水取水系の直下に断層変位を仮定したリスク評価の拡張例[1]

ここでは、ランダム要因による非信頼度をそれぞれ図 5 の分岐上に示すように工学的に概略推定している。この結果、人的過誤等の従属的影響が有意とならないよう適切に対応することにより、断層変位の影響によって発生した最終ヒートシンク喪失による炉心損傷頻度は、断層変位の直接的な影響が考え難いこれらの対策によって、約 4 桁の低減に期待できると概略評価される。

このように、広範な影響が想定される最終ヒートシンク喪失のような事象に対しても、影響が局所的な断層変位の特徴を踏まえた事故シナリオを基に、工学的なリスク評価を行うことにより、アクシデントマネジメント等の代替手段の検討・評価に有益なリスク情報を提供することができる。

4. まとめ

本稿においては、断層変位を起因とする事故シナリオを対象として、アクシデントマネジメント等の対処方策の効果を考慮できるリスク評価の方法として、裕度評価手法の適用例と、定量的なリスク低減効果を把握するための拡張例について示した。

このようなリスク評価の方法が、断層変位の影響範囲が限定的なことを考慮したアクシデントマネジメント等の対処方策のリスク低減効果を定量的に評価するツールとしても有効なことを確認した。

なお、本手法を実機の評価に適用する際には、対象とするプラントの設計・運転条件、想定する断層変位の特性、対象とする事故シーケンス等によって結果が異なることに留意する必要がある。

参考文献

[1] 日本原子力学会「断層の活動性と工学的なリスク評価」調査専門委員会：断層変位に対するリスク評価と工学的な対応策 調査専門委員会報告書：2017 年 3 月
（http://www.aesj.net/sp_committee/com_danso）

総合講演・報告１「断層の活動性と工学的なリスク評価」調査専門委員会活動報告

断層変位に対するリスク評価と工学的な対応策

Risk evaluation method and countermeasures for fault displacement by engineering approach

（3）電力中央研究所原子力リスク研究センターの断層変位に係る取組み

(3) R&D related to the fault displacement evaluation in NRRC/CRIEPI

*酒井俊朗[1]

[1]電力中央研究所　原子力リスク研究センター

1. はじめに

「断層の活動性と工学的なリスク評価」調査専門委員会では，原子力施設に影響を及ぼす可能性のある断層変位に対する工学的対処について精力的な活動を通じて報告書をとりまとめ成果を得た。一方，合理的な対応策を構成する各々の方法論には，自然外部事象特有の不確かさの存在を含め実務適用に際しては解決すべき課題も残されている。

本報告では，電力中央研究所原子力リスク研究センター（以下，NRRC と記載）が実施する断層変位評価に関する取組みについて記述するものである。

2. NRRC について

NRRC は 2011 年の東京電力福島第一原子力発電所事故を踏まえて電力事業者等の原子力産業界で，①自然外部事象の発生メカニズムに関する研究を体系的に実施すること，②確率論的リスク評価（PRA）の手法開発を担うこと，を目的に 2014 年 10 月，電力中央研究所内の組織として設立した。

NRRC では，その設立趣旨に基づき，電力事業者，メーカー，ゼネコン等との議論に基づき，各々の得意分野等に基づき戦略的，効率的に必要な研究開発を進めることとしている。したがって，本報告で記述する断層変位評価についても，従来から電力中央研究所が得意としていた分野，特にハザード評価に関する研究を積極的に遂行するとともに，メーカー，ゼネコンとの協働で断層変位に対する PRA 手法開発に繋がる，事故シナリオ，フラジリティ評価等に関する検討を進めている。以下では，全体の研究 RM を示し，その後，各々の現状及び課題について記述する。

3.　断層変位評価に関する NRRC 及び電力事業者の研究 RM の概要

NRRC 及び電力事業者の断層変位研究の取り組み関する研究 RM を図 1 に示す。

研究は大きく，断層の活動性認定に関する研究と断層変位評価に関する研究に分類され，断層変位評価に関する研究は，さらに，断層変位の発生規模，頻度に関するハザード評価の観点での研究と，断層変位が発生した場合における設備の耐力/フラジリティ評価及び PRA 手法構築に関する研究に分類される。

断層変位ハザード評価に関する研究は地質学的な観点からの研究と予測問題としての数値解析評価に関する研究に区分される。

以下ではこれらの現在までの成果の概要や今後の課題について記載する。

3-1. 断層変位評価に関する地質学的な研究の概要

断層変位に関しては，地震動と異なり既往のデータが限られていることが課題として挙げられる。そのため，NRRC では近年発生した地震を対象に差分干渉 SAR（DI n SAR）解析を実施することによって，量的なデータの拡充をはかるとともに，断層変位の発生様式などのメカニズム解明の観点での研究を継続実施してきている。

ここでは，一例として，2011 年福島県浜通りの地震（Mj7.0）を対象とした DI n SAR 解析結果を示す。

---

*Toshiaki Sakai [1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry



図 1　断層変位研究 RM

2011 年福島県浜通り地震では, 井戸沢断層沿いの 14km 区間と湯ノ岳断層沿いの 16km 区間に明瞭な地表地震断層が出現した（Mizoguchi et al.（2012））。解析に用いたデータセットは, ALOS PALSAR の 2011/3/3-4/18 のペアである。まず，これらの差分干渉画像の位相不連続をもとに 50 トレース余りの地表地震断層を抽出した。次に，各断層沿いに 200m 間隔で計測点を設け，断層に直交する 150m 区間で断層を挟む相対変位を計測し，同一断層内で最大となる変位量を各断層について求めた。同変位量を主断層からの距離に応じて示したのが図 2 である。図 2 から副断層の変位量は主断層からの距離に応じて明瞭な減衰傾向を示し，この検討例に基づくと副断層の出現範囲は主断層から最大 7km 程度であり，概ね 80%程度の出現は主断層から 2 ㎞以内の範囲であることが判明した（青柳・大沼，2017）。

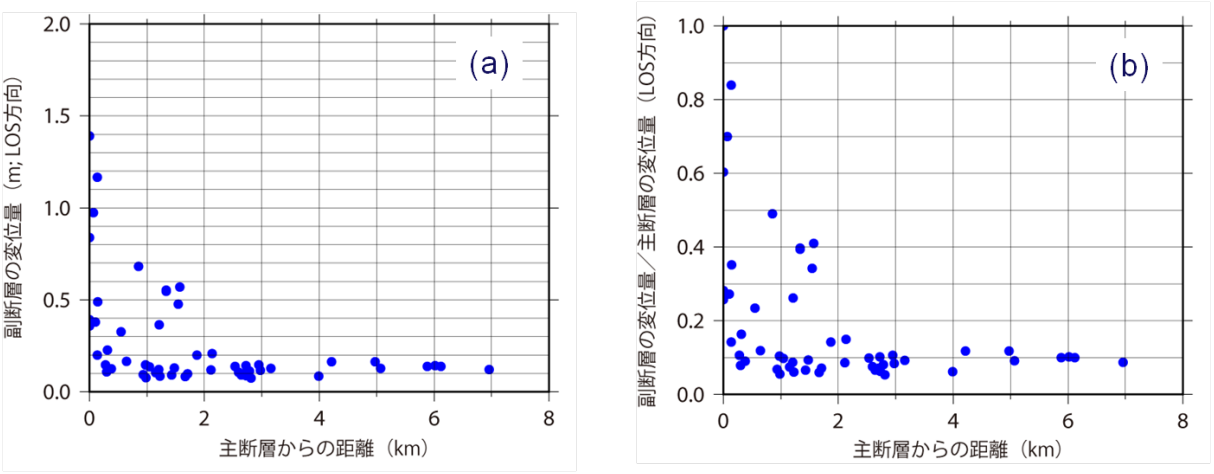


図 2　主断層からの距離に応じた副断層の変位量

3-2. 断層変位評価に関する数値解析手法構築の概要

3-1.で記載したとおり，地震に伴う主断層や副断層の変位発生状況については，地質調査のみならず衛星画像解析データを用いた解析によってデータの量的向上を図ってきているが，各々地震の固有の特性に基づく不確かさや根本的なデータの少なさから，これら現実データだけでの取扱いには一定の不確かさが存在する。NRRC では，地質的な取組と並行して数値解析による断層変位量把握のための研究を実施してきている。

ここでは，数値解析の適用例の一例として，3-1.で示した 2011 年福島県浜通り地震の際の地表変位に着目した検討例を示す（澤田・芝（2017））。解析は 3 次元ブロック体個別要素法を用いて実施し，震源モデルとしては，芝・野口による特性化震源パラメータを用いた（芝・野口（2012））。

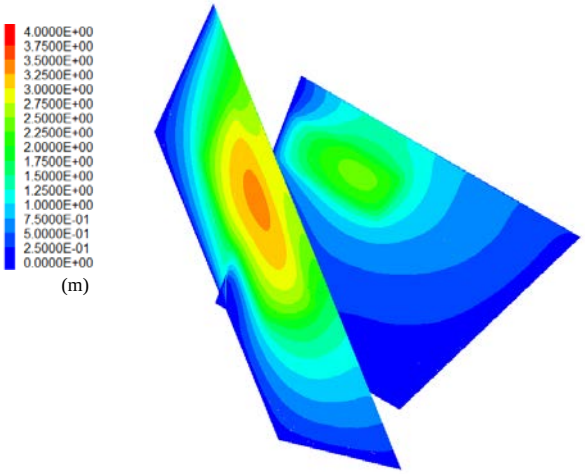


図 3　断層面上のすべり分布

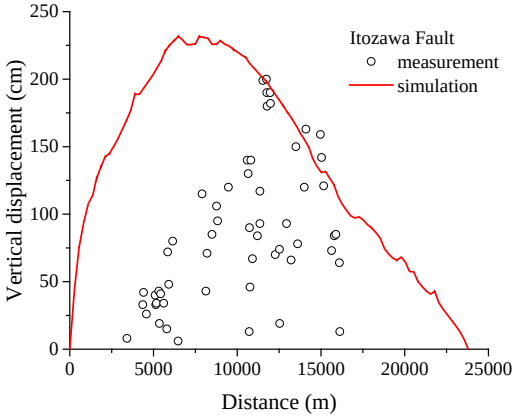


図 4　地表での鉛直変位（井戸沢断層）

図3は解析によって得られた井戸沢断層（左側）と湯ノ岳断層（右側）の断層面上のすべり分布を示している。また，図4は井戸沢断層の地表での鉛直すべり変位の分布（計測データ（Mizoguchi et al.（2012））および解析結果）を示す。横軸は，解析モデルで設定した断層の北端からの距離を表している。解析による鉛直すべり変位分布は計測結果を概ね包含しており，また，大きな変位が発生した位置も概ね一致している。

NRRCでは，数値解析による断層変位予測手法に関する研究として，上記の検討とは異なるアプローチとして，HPC(High Performance Computing)を用いて，地下深部から地表（構造物）までの断層のずれの伝播を解析する手法についても検討を進めている（例えば，澤田他（2016）等）。

3-3. 断層変位評価に関する PRA 手法構築に関する研究

断層変位評価に関する PRA 手法構築に関して，確率論的断層変位ハザード評価（PFDHA）に関しては国内外で検討がなされているが（例えば，国内の例では高尾他（2013），高尾他(2014)等），設備側の現実的耐力，フラジリティの検討事例は必ずしも多くはない。

NRRC では，断層変位に関する PRA 手法構築のために，建屋・構造物や機器・配管系の断層変位に対するフラジリティ評価手法構築に取り組んでいる。

以下では，その一例として原子炉建屋に鉛直成分を持つ断層変位が作用した場合の建屋の挙動に関する検討成果を紹介する（堤他(2015)）。解析モデルは，図 5 に示す地盤－建屋－機器連成の 3 次元有限要素モデルであり，検討では原子炉建屋直下で逆断層的変位が作用すると仮定し，地盤変位を強制的に与えることによって原子炉建屋の変位挙動と損傷の状況を把握した。同検討では、強制変位は最大 60cm とされてい

る。結果の一例として，基礎スラブのせん断応力と断層変位の関係を図 6 に示す。地盤変形に伴い，面外せん断応力が大きくなり，RC 規準式の短期許容せん断応力（fs）を比較の 1 つの目安と仮定した場合，同目安値を 60cm 変位程度で超える。これらの結果から容易に推測されるように PRA 手法構築に際しては，現実的耐力評価（不確かさ含む）が特に重要であり，不確かさを考慮したフラジリティ曲線の評価に現在取り組んでいる。

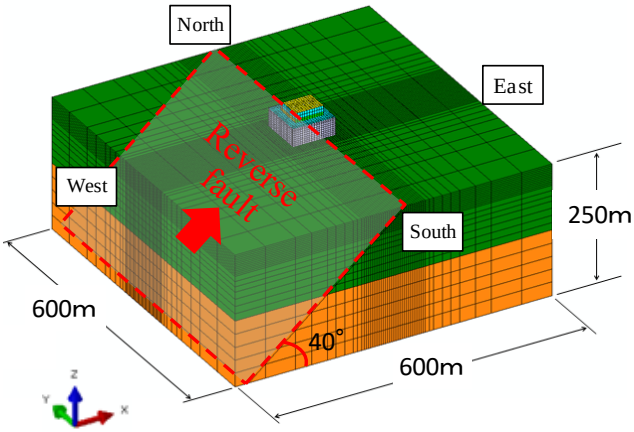


図 5　解析モデル

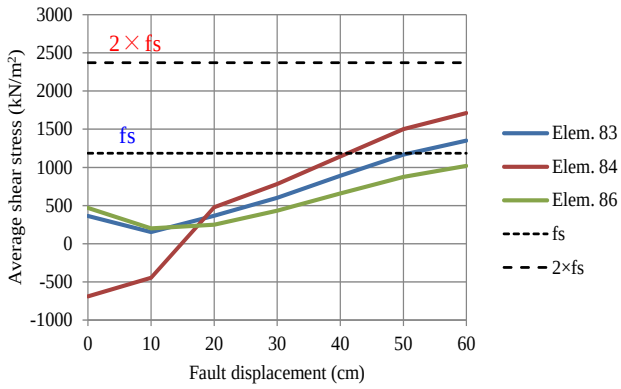


図 6　解析結果の例

4. まとめ

ここでは NRRC が断層変位に関する評価手法構築のために取り組んでいる一連の検討結果の一例を紹介した。特に，断層変位に関する評価手法構築に関しては，データや知識が十分ではないことから，V&V（不確かさ評価を含む）による手法の検証が非常に重要な位置づけとなり、現在、これらの検証作業にも取り組んでいるところである。

参考文献

Mizoguchi, K., Uehara, S. and Ueta, K. (2012): Surface fault ruptures and slip distributions of the Mw 6.6 11 April 2011 Hamadoori, Fukushima Prefecture, Northeast Japan, Earthquake, *Bull. Seismol. Soc. Am.*, Vol.102, No.5, pp.1949-1956.

青柳恭平，大沼巧 (2017): DInSAR と DEM 差分解析による地表地震断層の変位量評価，京都大学防災研究所平成 29 年度一般研究集会「リモートセンシング技術の進展と活断層・内陸地震研究」

澤田昌孝，芝良昭（2017）: 特性化震源モデルに基づく地表地震断層変位のシミュレーション，第 14 回岩の力学国内シンポジウム

芝良昭，野口科子(2012) : 広帯域地震動を規定する震源パラメータの統計的特性—震源インバージョン解析に基づく検討—，電力中央研究所 研究報告：N11054.

澤田昌孝，羽場一基，堀宗朗（2016）: 断層変位評価のための数値解析手法の提案と計算力学的検討， 土木学会論文集 A2(応用力学), Vol. 72, No. 2 (応用力学論文集 Vol. 19), I_675-I_685.

高尾誠，土山滋郎，安中正，栗田哲史（2013）: 確率論的断層変位ハザード解析手法の日本における適用，日本地震工学会論文集，第13巻1号，pp.17-36.

高尾誠，上田圭一，安中正，栗田哲史，中瀬仁，京谷孝史，加藤準治（2014）: 確率論的断層変位ハザード解析の信頼性向上，日本地震工学会論文集，第14巻，第2号，pp.16-36.

堤英明，美原義徳，高橋容之，蛯沢勝三（2015）： 断層変位の構造物フラジリティへの影響の検討，JCOSSAR 2015 論文集

2017年秋の大会

総合講演・報告１「断層の活動性と工学的なリスク評価」調査専門委員会活動報告

断層変位に対するリスク評価と工学的な対応策

Risk evaluation method and countermeasures for fault displacements by engineering approach

（4）今後の課題等について

(4) Contents of further advance

*神谷 昌伸[1]

[1]日本原電、調査専門委員会委員

1. はじめに

断層変位の影響評価に関しては、断層変位が発生する可能性の有無のみの判断にとどまることなく、断層変位が生じた場合の施設に対する影響を評価していくことが原子力安全の立場からとるべきアプローチであり、そのことによって、想定を超えた領域も含めてリスクを評価していくことができる。

関連学協会等による検討（土木学会原子力土木委員会断層変位評価小委員会、原子力安全推進協会等）の成果も踏まえた上で、日本原子力学会「断層の活動性と工学的なリスク評価」調査専門委員会（以下「調査専門委員会」という）は、2017 年 3 月、「断層変位に対するリスク評価と工学的な対応策」と題する報告書をとりまとめ、公表した（http://www.aesj.net/sp_committee/com_dansou）。この報告書により、断層変位に対するリスク評価、工学的対処の基本方針や考え方等が明確となり、これまでに得られている知見により、断層変位に対するリスクを評価していくことが可能であることが体系的な技術レポートとして示された。

本稿では、調査専門委員会において策定された断層変位に対するリスク評価の全体像の概要と、評価をより一層高度化していくための課題等について報告する。

2. 断層変位に対するリスク評価の全体像

調査専門委員会が策定した、原子力安全のための断層変位に対する全体評価手順を図 1 に示す。これが、断層変位に対する「リスク評価」の全体像を示すものである。

本手順は、既設の原子力施設への適用を念頭においているが、新設の原子力施設の場合でも適用できる。

全体評価手順においては、決定論的な評価と確率論的な評価の両者を並列する形で示している。この二つの評価は対立する概念ではなく、多面的なリスク評価のために相互補完の関係になっているということを理解する必要がある[1],[2]。いずれの評価によってもリスク情報を得ていくことができるが、対象としている施設の状況や、全体評価手順の各評価プロセスの技術情報の蓄積状況等に応じて、適切な評価を実施することが必要である。全体評価手順中の各評価プロセスの概要を以下に記す。

2-1. 断層変位のハザード評価

(1) 断層の活動性評価

詳細な地形・地質調査結果に基づき、施設直下での断層変位の考慮の必要性を検討する。上載地層法、鉱物脈法等の手法を用いて施設直下の断層や破砕部（それらの延長部を含む）に後期更新世以降に変位を生じたことを示す根拠、あるいは示唆する情報がある場合は、決定論的な評価に用いる施設直下での「検討用の断層変位」の設定を行う。

なお、原子力施設の設置位置では、施設の設置に先立って詳細な地形・地質・地盤調査を実施するので、変動地形が認められる典型的な活断層のように、1 回当たりに 1m 前後～メートルオーダーの変位量を考慮する必要がある断層は事前に把握され、そのような痕跡のある地盤を避けて重要施設は設置されていると考えられる。

---

*Masanobu Kamiya[1]

[1]The Japan Atomic Power Company, Member of the Committee

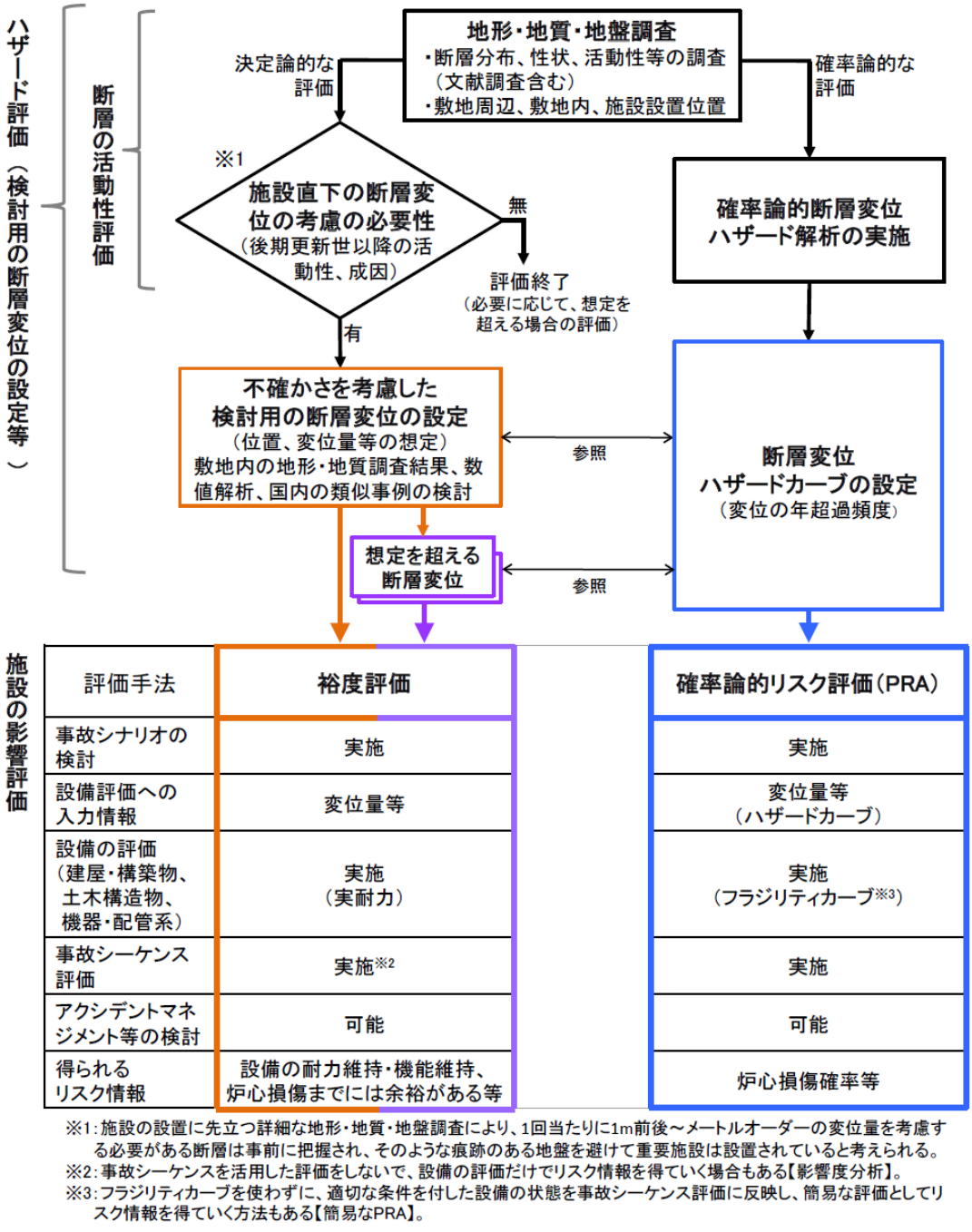
(2) 検討用の断層変位の設定

決定論的な評価に用いる検討用の断層変位は、詳細な地形・地質調査から得られる変位量等の情報を活用して、成因の推定に基づく数値解析による再現性の検討結果や、当該サイトと類似する他の国内地点で生じた断層変位の出現事例も参考に、不確実さを考慮して設定する。また、検討用の断層変位の設定に当たっては、後述する確率論的断層変位ハザード解析から得られた断層変位ハザードカーブを参照して、使用している情報の信頼度等を踏まえて、設定の妥当性について検討する。

(3) 確率論的な手法に基づく断層変位ハザードカーブの設定

確率論的な評価に用いるために、確率論的断層変位ハザード解析（PFDHA）の手法を用いて、断層変位ハザードカーブの設定を行う。この際、得られている地形・地質調査の結果を最大限活用することになる。

確率論的な評価は、決定論的な評価において施設直下の断層変位の考慮をする必要がないと判断される場合においても、変位が生じる年超過頻度の情報を得ていくものである。



※1：施設の設置に先立つ詳細な地形・地質・地盤調査により、1回当たりに1m前後～メートルオーダーの変位量を考慮する必要がある断層は事前に把握され、そのような痕跡のある地盤を避けて重要施設は設置されていると考えられる。
※2：事故シーケンスを活用した評価をしないで、設備の評価だけでリスク情報を得ていく場合もある【影響度分析】。
※3：フラジリティカーブを使わずに、適切な条件を付した設備の状態を事故シーケンス評価に反映し、簡易な評価としてリスク情報を得ていく方法もある【簡易なPRA】。

図 1　断層変位に対する全体評価手順

(4) 想定を超える断層変位

後段の施設の影響評価の決定論的な評価において、想定を超える断層変位に対してリスク情報を得ていくために、想定を超える断層変位を設定することができる。

想定を超えるものを決定論的に決めることは本来できないが、想定を超える領域に対してリスク評価を行うためのものとして、例えば、検討用の断層変位量を係数倍して設定する方法や、検討用の断層変位を設定する際に参照した年超過頻度を更に 1 桁下回るレベルで設定する方法等が挙げられる。想定を超える断層変位は、必要に応じて複数設定して、リスク情報を得ていくことができる。

2-2. 施設の影響評価

2-2-1. 影響評価手法の選定・位置づけ

日本原子力学会標準委員会「リスク評価の理解のために」[3]によれば、「リスク分析には、発生確率や影響の大きさを数値で評価する定量的評価手法の他にも、半定量的評価手法や定性的評価手法がある。定性的手法で分析を行っても、そのシナリオ構造等から事故進展の重要な分岐点を把握する等の有意な結果を得ることができる」とされている。

また、同標準委員会「外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準：2014」[4]（以下「外部ハザード選定標準」という）によれば、全ての外部ハザードに対して確率論的リスク評価（PRA）等の詳細なリスク評価が必要ではなく、リスク評価方法としては、定性的な評価、ハザード分析（発生頻度又は影響）、裕度評価、簡易な PRA 等、様々な方法が考えられるとし、具体的な定量的リスク評価方法として、ハザード発生頻度分析若しくは影響度分析によるリスク判断、裕度評価、簡易な PRA 及び PRA の四つの方法を挙げている。

調査専門委員会として、これらの実施基準等にある考え方等を参考に、断層変位に対する施設影響評価手法として、裕度評価と PRA を全体評価手順の中に位置づけることとした。

2-2-2. 評価手法の適用性

断層変位に対する施設影響評価手法を適用する際には、それぞれの手法の特徴、適用限界等を踏まえることが必要であり、また、活用できる技術情報が限定される場合は、条件を適切に付して評価結果（リスク分析結果）を得ていくことになる。なお、建物・構築物、土木構造物、機器・配管系、事故シナリオの選定等、それぞれの評価の詳細は報告書の各論を参照されたい。

(1) 裕度評価

・裕度評価は、一部の施設が機能を維持できていない状態も含めて評価することができ、安全上重要な施設（SSCs）の分散配置の効果を把握することもできる。
・評価のための技術情報が不足する場合は、条件を適切に付し、プラントシステムのトータルの状態を事故シーケンスとして評価することにより、例えば炉心損傷までの余裕等のリスク情報を得ることができる。
・事故シーケンスとして評価できるので、必要に応じて事故に備えて用意している可搬型設備等の活用によるアクシデントマネジメントの有効性も含めて評価することができる。
・評価に用いる変位量を漸増させることによりプラントの弱点を把握することができ、したがって、想定を超える断層変位に対する評価にも適している。
・図 1 の注釈※2 で示すように、ここでは裕度評価の中に外部ハザード選定標準における「影響度分析」も含めて整理している。「影響度分析」は、断層変位の変位量が小さい場合において、確立された構造強度の評価体系の中で、施設設置時における設計情報の範囲内でも評価ができる。この場合は、事故シナリオ・事故シーケンス評価を活用するまでもなく、設備の評価までで安全機能が維持できること等のリスク情報を得ていくことになる。

(2) 確率論的リスク評価（PRA）

・PRA は、確率論的なハザード評価を入力情報として炉心損傷頻度（CDF）等のリスク情報を評価できる手法である。
・断層変位に対する PRA は、断層変位に対する施設のフラジリティ評価等に係るデータ拡充の段階にあるが、簡易な PRA として、条件を適切に付して事故シーケンスを整理することにより、感度解析としての

リスク情報を得ていくこともできる（図 1 の注釈※3)。これにより、例えば他の内部事象や外部事象による CDF と比較することにより、リスクの程度を把握することができる。

・断層変位に関する PRA の適用の考え方と課題については、日本原子力学会標準「原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準:2015」[5]にとりまとめられている。

3. 今後の課題

断層変位に対する評価をより一層高度化し、技術情報を充実していくために、調査専門委員会では、表 1 に示すような今後の主な課題を整理した。

表 1　今後の主な課題

	課　題
ハザード評価	・断層の活動性の評価に当たり、上載地層法が採用できない場合の断層内物質を用いる方法等、その他の手法の適用性拡大及び精度の向上 ・実際の地表地震断層変位の再現解析や断層模型実験の再現解析による数値解析手法の高度化 ・PFDHA の更なる高度化に関して、今後とも新たに得られた情報を断層変位量の評価式へ反映等
施設に対する影響評価	・断層変位による施設被害事例に基づく解析コードの更なる高度化 ・施設の機能や目標性能に応じた断層変位に対する施設の影響評価に係る更なるデータの蓄積（解析評価、実験検証、必要な基準類の整備）【補足 1 参照】 ・施設のフラジリティ評価に関連して、断層変位が作用した場合の現実的応答及び現実的耐力を合理的に精度よく評価するための手法の構築、偶然的不確実さ及び認識論的不確実さに係る標準データの整理・定量化等 ・フラジリティ評価手法を活用した断層変位設計・評価の枠組みの確立【補足 2 参照】 ・リスク情報の利用可能性の拡張に向けて、定量評価の対象とする事故シナリオ、事故シーケンスの範囲の拡大に係る検討 ・評価対象となる断層変位が副断層の場合、副断層の変位による影響が主断層からの距離に依存することに着目した施設フラジリティ評価まで含めたリスク評価手法の検討【補足 3 参照】 ・確率論的なハザード評価、フラジリティ評価を反映した、本格的な PRA への拡張 ・断層変位と地震動の重畳を合理的に精度よく評価するための手法の構築 ・既往の対応策（アクシデントマネジメント等）に加えて、断層変位に対するより効果的な対応策に係る検討・技術開発

【補足 1】施設の機能や目標性能に応じた断層変位に対する施設の影響評価に係る更なるデータの蓄積

断層変位のハザード評価において考慮が必要となる変位量を決め難い状況であっても、施設側の耐力（フラジリティ評価）と事故シーケンス評価により、プラントシステムのトータルなリスク情報を得ていくことが技術的には可能であり、そのための施設側の技術情報の蓄積は、後述する断層変位設計・評価の枠組みの確立やフラジリティ評価の充実のためにも重要である。

【補足 2】フラジリティ評価手法を活用した断層変位設計・評価の枠組みの確立

決定論的な設計や評価に用いる応答値や許容値は、確率論的な評価の際に用いるフラジリティ評価とシームレスに理解すべきものである。設備のフラジリティは、設備の現実的応答が現実的耐力を上回ったときの条件付き確率として評価される。図 2 に示すように、現実的応答・現実的耐力は共に対数正規分布に従うものとする。一方、決定論的な設計・評価では、応答値と許容値との離隔を余裕とし、

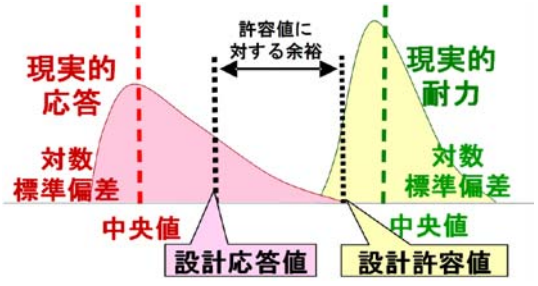


図 2　フラジリティ評価手法の
決定論的評価への活用の概念[2]

前者は実応答値より大きめに、後者は実許容値より小さめに設定され、全体として保守的な取扱いとなっている。

今後の規格化・標準化に際しては、断層変位に対する実応答値・実許容値を合理的に設定することで、設計・評価の枠組みを確立し得る。合理的な設定手法として、フラジリティ評価での現実的応答・現実的耐力の中央値を活用し、設計応答値・設計許容値を設定することが挙げられる。このように、フラジリティ評価手法を活用した設計・評価の枠組みの確立が重要となる。

【補足 3】副断層の変位による影響が主断層からの距離に依存することに着目したリスク評価手法の検討

図 3 は、当該副断層の起因となる主断層からの距離をパラメータとする、副断層の変位による重要施設の機能喪失の可能性について定性的に検討するための概念図である。図中には、重要施設の設置範囲を主断層からの距離に応じて 3 段階（範囲 A～範囲 C）で大別して示している。個々の重要施設の設置位置はこの範囲内で、地震 PRA 等の評価結果を活用することにより、重要な事故シナリオに関連する重要施設を特定しておくこともできる。なお、重要施設を主断層直上には設置していないと考えられることから、範囲 A より主断層側は範囲に含めていない。

それぞれの範囲と、副断層の変位による重要施設の機能喪失の可能性との関係について、定性的には、範囲 A：重要施設が機能喪失する可能性がある、範囲 B：重要施設が機能喪失する可能性は小さい、範囲 C：重要施設が機能喪失する可能性は極めて小さい、となる。

この定性的な考え方を定量的な評価に拡張させるためには、重要施設を対象とした断層変位に対するフラジリティ評価に係る技術情報を蓄積し、条件付き機能喪失確率に基づく基準類の整備が重要となる。特に、機能喪失の可能性が極めて小さくなる距離がどの程度かを定量的に把握できれば、副断層の変位と重要施設の機能喪失に係る判断のために大いに寄与すると考えられる。

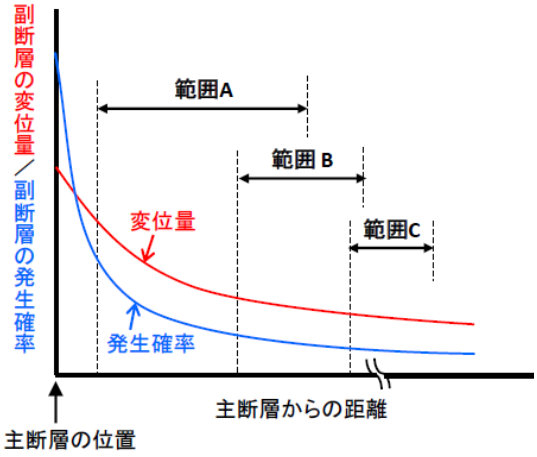


図 3　主断層からの距離をパラメータとした副断層の変位と発生確率の傾向

4. まとめ

本稿で論じた課題については、原子力安全の向上に向けた弛まぬ活動として、国（政府、研究機関等）、学協会、大学、産業界（事業者、メーカ、ゼネコン、研究機関等）等のそれぞれの役割に応じて、引き続き取り組んでいくことが期待される。

学協会レベルの次フェーズの取組みとしては、調査専門委員会の報告書にある体系的な技術情報を基にして、技術規程・標準（実施基準）として策定していく活動の準備が進められている。

参考文献

[1] 亀田弘行, 高田毅士, 蛯沢勝三, 中村晋：原子力災害の再発を防ぐ（その 3）地震工学分野から原子力安全への提言, 日本原子力学会誌, Vol.54, No.9, pp.593-601, 2012 年.

[2] 蛯沢勝三, 堤英明, 美原義徳：断層変位フラジリティ評価手法の活用 (1)概念, 日本原子力学会 2017 年春の年会, 講演番号 3M04, 2017 年 3 月.

[3] 日本原子力学会：リスク評価の理解のために 標準委員会 技術レポート, 2016 年 4 月.

[4] 日本原子力学会：日本原子力学会標準 外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準：2014, 2014 年 12 月.

[5] 日本原子力学会：日本原子力学会標準 原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2015, 2015 年 12 月.

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：304-1 Thermal Hydraulics, Energy Conversion, Energy Transfer, Energy Storage

Wed. Sep 13, 2017 2:45 PM - 4:05 PM JST | Wed. Sep 13, 2017 5:45 AM - 7:05 AM UTC | Room E B32 - B3 Block

[1E08-12] Severe Accident of Fukushima Daiichi 1

Chair:Tadashi Narabayashi (Hokkaido Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[1E08] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants
(90)Sensitivity analysis of Fukushima Daiichi unit 1 ex-vessel scenario by the SAMPSON code

*Davide Concu[1], Marco Pellegrini[1], Masao Chaki[1], Masanori Naitoh[1] (1. IAE)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[1E09] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants
(91)Evaluation of Debris Spreading Conditions by Plant Sensitivity Analyses

*Masataka Hidaka[1,2], Tadashi Fujii[1,2], Takeshi Sakai[1,2] (1. International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 2. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[1E10] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants
(92)Fukushima Daiichi Unit 2 plant analysis using SAMPSON/POOL3D

*Antonio Buccio[1], Marco Pellegrini[1], Masao Chaki[1], Masanori Naitoh[1] (1. The Institute of Applied Energy)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[1E11] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants
(93)Comprehensive evaluation for debris distribution in Unit-2 by SAMPSON Severe Accident Code

*Chiaki Kino[1], Itsuo Yoshioka[1], Masao Chaki[1], Masanori Naitoh[1] (1. IAE)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[1E12] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants
(94)Long term sensitivity analysis of Fukushima Daiichi Unit 3 by the SAMPSON code

*Marco Pellegrini[1], Francesca Longhi[1], Masao Chaki[1], Masanori Naitoh[1] (1. The Institute of Applied Energy)

4:00 PM - 4:05 PM JST | 7:00 AM - 7:05 AM UTC

Time reserved for Chair

東京電力福島第一原子力発電所炉内状況把握の解析・評価

Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

(90) SAMPSONによる福島第一1号機RPV外の事象の感度解析

(90) Sensitivity analysis of Fukushima Daiichi unit 1 ex-vessel scenario by the SAMPSON code

*D. Concu[1], M. Pellegrini[1], M. Chaki[1] and M. Naitoh[1]

([1]エネルギー総合工学研究所)

The phenomena taking place during a severe accident are complicated and difficult to predict using integral codes, especially during the ex-vessel phase of the accident, where the experimental database is still poor (particularly with respect to the scale), and the models have more modeling parameters, are less general and not well validated. Therefore a stand-alone analysis using as boundary and initial conditions the available data of the accident seems to be a more accurate approach than an integral calculation, even if for this procedure the quality of information is essential.

KEYWORDS: MCCI, Severe Accident, Sensitivity Analysis, 3D simulation

1. Introduction

In this paper, a sensitivity study on the ex-vessel accident progression in the 1F1 based on the best available information at this time were performed. The work has been carried-out coupling the Debris Spreading Analysis (DSA1) and the Containment Vessel Phenomena Analysis (CVPA) modules of SAMPSON code. Different sets of boundary conditions have been selected for each test case, in order to perform the sensitivity analyses within a broader spectrum of possible scenarios.

2. Results

The results obtained has provided a basis for making judgments concerning a preliminary evaluation of the debris distribution inside the PCV and concrete mass eroded following the Molten Core Concrete Interaction (MCCI). The DSA1 code predicts a dissimilar spreading area for cases with a different initial debris mass and same initial debris temperature (Figure 1). The code predicts a clear anisotropic concrete ablation for siliceous/basaltic concrete. At about 90 h the D2, D4 cases of this sensitivity analysis reach the steel liner deepest level (-2.83 m), while for D1 and D3 calculations the debris maximum depth predicted is -2.52 m (Figure 2). The concrete ablation tends to develop along the diagonal on which the floor pits are located, where erodes the wall pedestal and reaches the D/W sump.

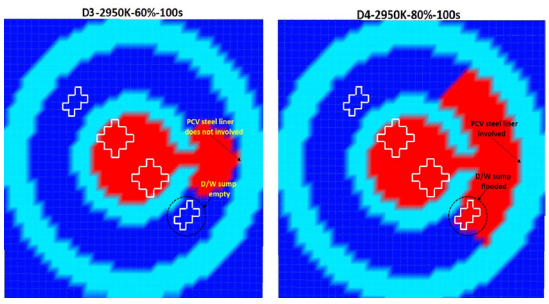


Figure 1: Debris spreading configuration, cases D3 and D4, 60% and 80% of fuel i.i. respectively

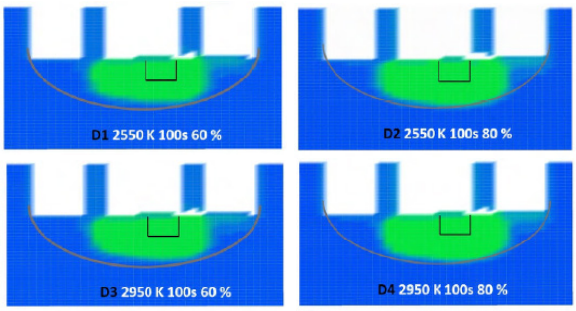


Figure 2: Concrete ablation, left to right, top to bottom. Cases D1, D2, D3 and D4

3. Conclusions

The debris mass poured in the pedestal zone is one of the parameters that most affects the debris spreading configuration: the cases with a higher amount of corium released from the RPV show a wider relocation area in the drywell outside the pedestal. This parameter also has a high impact on the amount of concrete ablated in the containment floor. A calculation involving 80% of fuel i.i. eroded about 18% more concrete than the same one involving the 60%.

－Acknowledgement－

This work has been financially supported by the Japanese government's Ministry of Economy, Trade, and Industry. Technical support from the project team is greatly appreciated.

東京電力福島第一原子力発電所炉内状況把握の解析・評価
（91）炉内状況推定のための実機感度解析によるデブリ拡がり状態の評価

Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants
(91) Evaluation of Debris Spreading Conditions by Plant Sensitivity Analyses
to Estimate Reactor Inside State

*日高 政隆[1,2]，藤井 正[1,2]，酒井 健[1,2]
[1]IRID，[2]日立 GE

福島第一原子力発電所のデブリ取出しに向けては，格納容器（PCV）床の炉心溶融物（デブリ）の拡がりとその後の長期侵食予測における解析の不確かさ低減が重要である。デブリ落下状態の影響を評価するため，SAMPSON コードのデブリ拡がり挙動解析（DSA）モジュールを用いて実機感度解析を実施し，格納容器床上のデブリの拡がり挙動に支配的なパラメータを明確化した。

キーワード：福島第一原子力発電所，シビアアクシデント，SAMPSON，デブリ拡がり，コンクリート侵食

1. 緒言：福島第一原子力発電所(1F)の廃炉におけるデブリ取出し工法の選定やコンクリート床内部の状況把握に，解析コードの活用が期待される。これまでに 3 次元のデブリ熱流動と侵食の連成モデルを有するデブリ拡がり解析(DSA)モジュール[1]に，デブリ内への侵食コンクリートの移流拡散モデルを組み込む高度化を行い，実機体系での試解析を実施した[2]。本報では，PCV 内部調査データと比較してデブリ落下挙動を同定する目的で，1F-1 号機の床面形状を模擬し，デブリ拡がりの感度解析を実施した。

2. 解析体系と解析結果

1F-1 号機の格納容器床面に配置された構造物やサンプピットを，コンクリートセルで模擬し（図１），デブリ質量比（炉心総質量に対する落下質量の比），デブリ落下流量，デブリ温度，水位等をパラメータに，実時間 3600 s の解析を 24 ケース実施した。図２に代表的な解析結果を示す。

(1) 高過熱度のデブリでは，拡がり面積の支配的パラメータはデブリ質量比（炉心総質量に対する格納容器床への落下デブリ割合）である（図３）。デブリ拡がり面積は，落下流量に対して比較的弱い依存性を示したが，高過熱度の範囲ではデブリ温度に関しては顕著な差異は見られなかった。
(2) 落下デブリの温度が低いケースでは，デブリはペデスタル内に留まった。
(3) 解析と PCV 内部調査結果が整合するデブリ質量比を推定し，長期解析を進めると合理的である。

謝辞　本件は，経済産業省 平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金」において IRID の組合員である日立 GE ニュークリア・エナジー㈱が実施した成果の一部をとりまとめたものである。

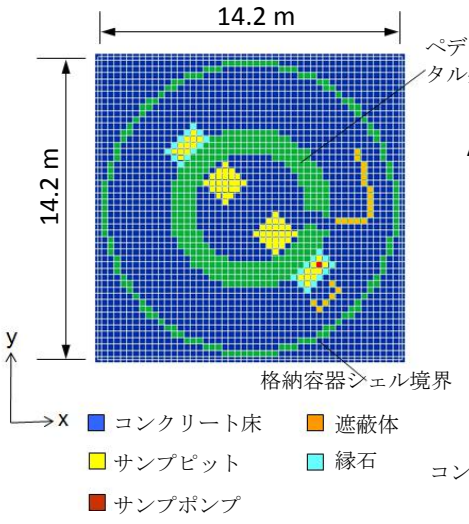


図１　解析体系

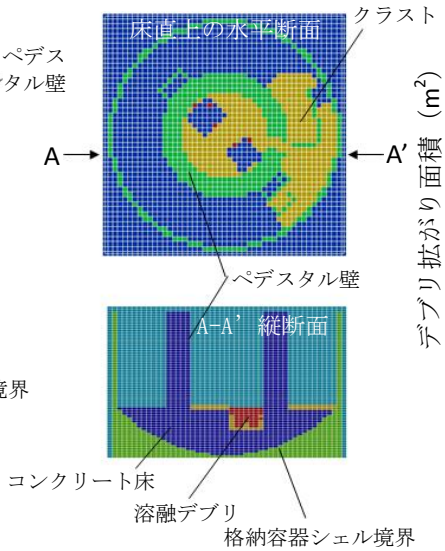


図２　床直上の水平断面と縦断面のデブリ分布

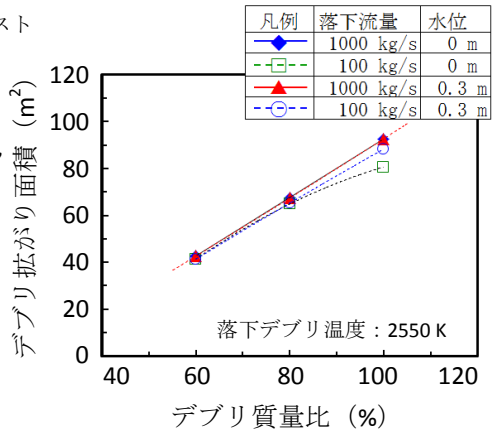


図３　現象支配パラメータの評価

参考文献[1] Hidaka, M, et al., JNST, Vol. 53, No. 9 (2016)，[2]日本原子力学会 2016 年春の年会予稿集，2C12 (2016)

*Masataka Hidaka[1,2], Tadashi Fujii[1,2] and Takeshi Sakai[1,2]
[1]International Research Institute for Nuclear Decommissioning., [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

東京電力福島第一原子力発電所炉内状況把握の解析・評価
(92) SAMPSON/POOL3D による福島第一 2 号機解析

Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants
(92) Fukushima Daiichi Unit 2 plant analysis using SAMPSON/POOL3D

*Antonio Buccio[1], Marco Pellegrini[1], Masao Chaki[1], and Masanori Naitoh[1]

([1] エネルギー総合工学研究所)

One of the main issue regards the Fukushima accident is the relatively fast pressure increase observed in the Primary Containment Vessel (PCV) of Unit-2 and Unit-3 that is difficult to be reproduced by the classic lumped parameter approach. Therefore a new three dimensional module, called POOL3D and coupled with the lumped parameter containment module, has been introduced into SAMPSON code in order to obtain a complete temperature distribution inside the S/P. The new module has been tested on Fukushima Unit-2 simulating the first 70 hours after SCRAM and a sensitivity analysis on the torus room flooding has been performed.

Keywords: Thermal-Hydraulics, Suppression Chamber, Thermal Stratification, Several Accident, SAMPSON

1. Introduction

In the Unit-2 a fast PCV pressure increasing has been observed. This behavior could be a consequence of the S/P thermal stratification caused by the prolonged RCIC operation. In the past the PCV behavior has been calculated with SAMPSON [1] using some empirical correlations, but at the same time those correlations introduced a lot of uncertainties. A lumped parameters model is not able to reproduce the thermal stratification and its effects in a deterministic way, therefore a new approach to describe the suppression pool. This new approach is realized introducing a three dimensional discretization of the S/C through POOL3D module that uses a multi-node finite volume approach in order to capture the thermal stratification generated by the steam injection and reproduce its effects on the PCV pressure.

2. Results and methodology

POOL3D is able to provide a full 3D temperature distribution of the S/P. In addition two models representing the steam released from the pool to gas phase have been implemented. The first is a superficial evaporation model [2]. The second model implemented is a partial condensation model based on the PSI experiment [3]. From the accident measurements there is limited information available regarding the flooding of the torus room, therefore different cases with different quantity of sea water injected in the torus room have been performed. In Fig.1 the PCV transient pressure is shown for the different cases and compared against the accidental measurement. Starting from the case without flooding (green line) to the case with highest flooding (black line) the results are quite different.

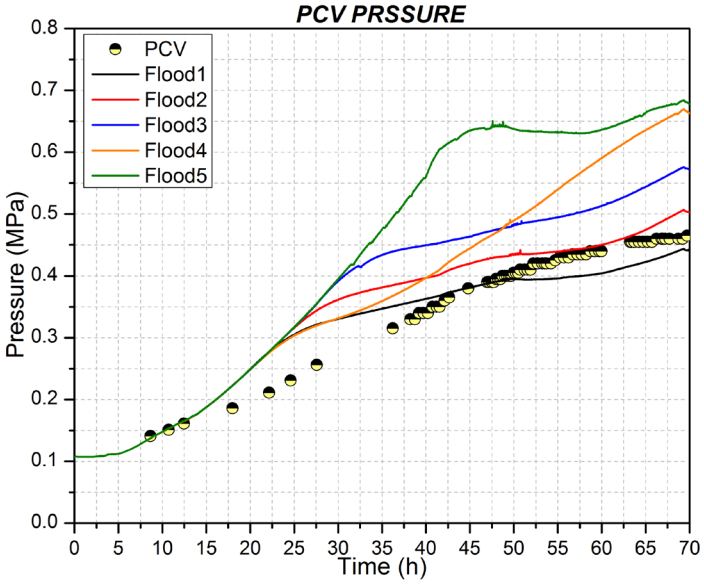


Fig.1: PCV pressure transient for different torus room flooding.

3. Conclusion

The new SAMPSON module POOL3D captures well the pressure increasing, the black and red lines in Fig.1 are the simulations that better reproduces the measurements. From this first analysis it is possible to understand how the boundary conditions affect the results since the water mass surrounding the suppression chamber mitigates the thermal stratification inside the pool and therefore the pressure in the PCV.

－Acknowledgement－

This work has been financially supported by the Japanese government's Ministry of Economy, Trade, and Industry. Technical support from the project team is greatly appreciated.

References

[1] A.Takahashi, M.Pellegrini et al. "Accident Analysis of Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Unit 2 by the SAMPONS Severe Accident Code", ICONE22, 2014.
[2] M.M Shah. Analytical formulas for calculating water evaporation from pools 2008.
[3] C. De Walsche, F. de Cachard, "Experimental investigation of condensation and mixing during venting of a steam/non-condensable gas mixture into a pressure suppression pool."

東京電力福島第一原子力発電所炉内状況把握の解析・評価
(93) SAMPSON コードによる 2 号機デブリ分布の総合的定量評価

Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

(93) Comprehensive evaluation for debris distribution in Unit-2 by SAMPSON Severe Accident Code

*木野千晶，吉岡逸夫，茶木雅夫，内藤正則

（一財）エネルギー総合工学研究所

シビアアクシデント解析コード SAMPSON を用いて、福島原子力発電所 2 号機の最も確からしいデブリ分布に関する知見を得る。また、その不確かさの幅の低減も重要であり、今後検討を進めていく。

キーワード：福島第一原子力発電所，シビアアクシデント，炉心溶融，デブリ分布, SAMPSON

1. 緒言

エネルギー総合工学研究所ではシビアアクシデント解析コード SAMPSON を用いて福島原子力発電所の事故進展シナリオおよび最終デブリ分布を評価している[1]。本研究では実測値や炉内調査結果を含む、これまで得られた様々な知見を用いた総合的評価を通じて、最も確からしいデブリ分布に関する知見を得ると共に、デブリ取り出しに寄与することを目的としている。

2. 事故シナリオの総合的評価

2-1. ２号機における圧力挙動およびデブリ移行挙動

福島第一原子力発電所 2 号機においては 14 日 18 時 02 分頃に主蒸気逃がし安全弁(SRV)が開かれた後、3 回圧力が上昇・下降を繰り返すことが測定結果から分かっている。この圧力挙動解析を通じて、この期間におけるデブリ移行量を評価している。

2-2. 解析結果および今後の課題

SAMPSON-B1.5 を用いた代表的な解析結果を図１に示す。本解析結果では第１ピーク、第２ピーク、第３ピークのそれぞれにおいて、デブリが下部プレナムへ移行したと想定した場合、圧力挙動の再現性が高いことを確認した。また本解析では、第２ピークおよび第３ピークにおいて下部プレナムへデブリが移行した際、水素発生による発熱量を考慮していない。この発熱量は蒸気発生において有意な影響をもたらす可能性があり、検討を進めていく予定である。本研究は経済産業省「平成 29 年度廃炉･汚染水対策事業費補助金（総合的な炉内状況把握の高度化）」の一部として実施した。

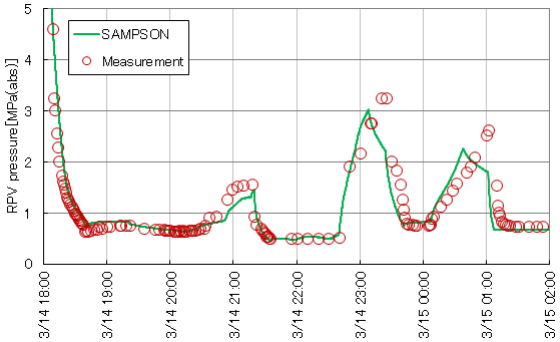


図１ ３圧力ピーク再現解析結果

参考文献

[1] Kino, C. et.al., “THREE PRESSURE PEAKS ANALYSIS FOR THE TEPCO FUKUSHIMA DAIICHI UNIT 2 BY THE SAMPSON CODE, Proc. of 25th International Conference on Nuclear Engineering, ICONE25, (2017), ICONE25-68020.

*Chiaki Kino, Itsuo Yoshioka, Masao Chaki and Masanori Naitoh

The Institute of Applied Energy

東京電力福島第一原子力発電所炉内状況把握の解析・評価
(94) SAMPSON コードによる福島第一原子力発電所 3 号機の長時間の感度解析

Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

(94) Long term sensitivity analysis of Fukushima Daiichi Unit 3 by the SAMPSON code

* Marco Pellegrini[1], Francesca Longhi[1], Masao Chaki[1], Masanori Naitoh[1]

([1] エネルギー総合工学研究所)

In current Japanese national project we have organized all the available information in order to clarify the known condition of the power plant. Based on such information a best estimate current condition of the plant has been proposed in which MCCI played a major role in the accident determining the large hydrogen generation for the explosion of Unit 3 and Unit 4. Uncertainties remain on the modality of lower head failure and debris discharge as well as on the possibility of water injection during the MCCI. The present paper shows results of sensitivity analysis on the above mentioned parameters.
Keyword：Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants, Severe Accident, MCCI, SAMPSON

1. Introduction

It is accepted within the Japanese estimation that debris was discharged ex-vessel and MCCI onset generating flammable gases leading to the explosion of the reactor building (68 h from scram). For this reason it is expected that the debris is discharged before this time when the PCV pressure starts increasing at 58 h. The pressure behavior before this time from around 53 h can be indicative to evaluate the modality of lower head failure therefore a sensitivity analysis is considered at this time. Subsequently it is important to consider whether during the MCCI progression water was effectively being injected and whether the water injection has an influence on the pressure increase.

2. Results

In this work two cases are considered. The first one (red line in Figure 1 a) assumes that the lower head fails by creep rupture at around 54 h and water is discharged while debris remain inside the lower head. Thereafter water injection is assumed null in the same calculation. The second case (blue line in Figure 1 a) assumes that head flange leakage increases at 54 h and water injection resumes at around 60 h. The first case presents a relatively slow pressure decrease compared to the measurements while assuming a head flange leakage presents a comparable good agreement. Both calculations show a fast pressure rise at the time of debris discharge and a relatively low pressure increase compared to the measurements even though the wet case tends to show a faster pressure rise. In both calculations around 60% of the total mass showing that MCCI starts eroding in the region close to the sump. Until around 90 h there is almost no effect on the erosion pattern computed by the two cases.

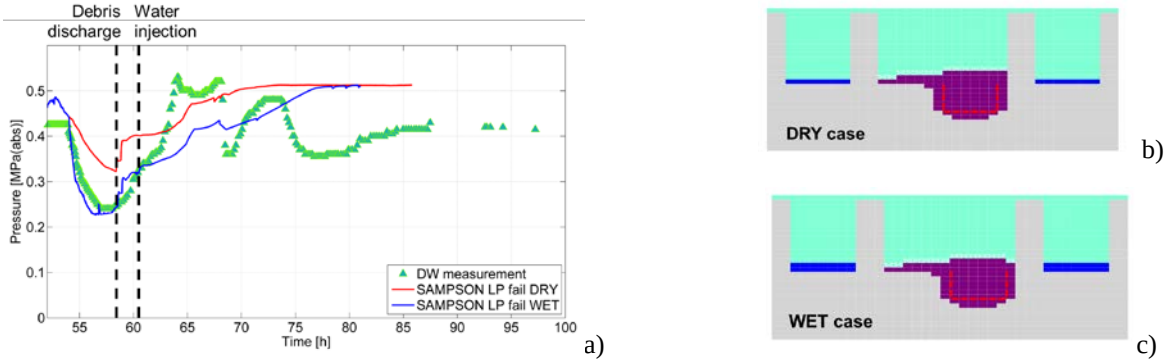


Figure 1 a) DW pressure sensitivity analysis results, b) dry case concrete ablation, c) wet case concrete ablation.

3. Conclusion

The SAMPSON code was applied to the accident of the Fukushima Daiichi Unit 3 and sensitivity analysis was applied for the modality of the lower head failure and water injection during the MCCI period. From the results we can infer that it is likely that head flange increased leakage started at around 54 h and that debris is discharge into the lower head at a relatively lower rate. It is likely that around 60% of debris mass is discharged into the pedestal and that water injection was not negligible in order to reproduce the relatively quick pressure rise. IAE is currently continuing the calculations to evaluate the conditions of the plant later in the accident.

－Acknowledgement－

This work has been financially supported by the Japanese government's Ministry of Economy, Trade, and Industry. Technical support from the project team is greatly appreciated.

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：304-1 Thermal Hydraulics, Energy Conversion, Energy Transfer, Energy Storage

Wed. Sep 13, 2017 4:05 PM - 5:25 PM JST | Wed. Sep 13, 2017 7:05 AM - 8:25 AM UTC | Room E B32 - B3 Block

[1E13-17] Severe Accident of Fukushima Daiichi 2

Chair:Tadashi Fujii (HGNE)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[1E13] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

(95)Evaluation of Inflow of Venting Gas of Unit 3 into Unit 4 using GOTHIC

*Kenichiro Nozaki[1], Takeshi Honda[1], Daisuke Yamauchi[1], Masato Mizokami[1], Shinya Mizokami[1] (1. Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[1E14] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

(96)CRD housing failure experiment at the KAERI VESTA facility

*Hiroyuki Suzuki[1], Marco Pellegrini[1], Masanori Naitoh[1] (1. IAE)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[1E15] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

(97)Assessment of "SAMPSON/DCA" Heat Transfer Models between relocated molten core and RPV lower head wall

*Alexandre Ezzidi[1], Masanori Naitoh[1], Hide Okada[1], Chiaki Kino[1] (1. IAE)

4:50 PM - 5:05 PM JST | 7:50 AM - 8:05 AM UTC

[1E16] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

(98)Discussion in the accident progression behavior in the early stage of the Unit 1 accident based on dose rate data

*Daisuke YAMAUCHI[1], Hiroshi SHIRAI[2], Tami MUKOUHARA[2], Masaki SAKAMOTO[2], Yuki KIMURA[2], Takeshi HONDA[1], Kenichiro NOZAKI[1], Masato MIZOKAMI[1], Shinya MIZOKAMI[1] (1. Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc., 2. TEPCO Systems Corporation)

5:05 PM - 5:20 PM JST | 8:05 AM - 8:20 AM UTC

[1E17] Fukushima Daiichi NPP Unit-2 Suppression Chamber Bottom Earthquake Break and Its Consequence

*Fumiya Tanabe[1] (1. Sociotechnical Systems Safety Research Institute)

5:20 PM - 5:25 PM JST | 8:20 AM - 8:25 AM UTC

Time reserved for Chair

東京電力福島第一原子力発電所炉内状況把握の解析・評価
(95) GOTHIC コードによる３号機ベントガスの４号機原子炉建屋への流入量の評価

Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants
(95) Evaluation of Inflow of Venting Gas of Unit 3 into Unit 4 using GOTHIC

*野﨑 謙一朗[1]，本多 剛[1]，山内 大典[1]，溝上 暢人[1]，溝上 伸也[1]
[1]東京電力ホールディングス株式会社

４号機が水素爆発に至ったメカニズムの理解に役立てるため、事故当時のプラントパラメータに基づいて３号機格納容器内の状態を推定し、ベントガス中に含まれる水素の４号機原子炉建屋への流入量を、熱流動解析コード GOTHIC を用いて評価した。

キーワード：福島第一原子力発電所事故、水素爆発、格納容器ベント

1. 緒言　福島第一原子力発電所４号機原子炉建屋で発生した水素爆発の原因として、３号機格納容器ベント時に、水素を含むベントガスの一部が４号機の非常用ガス処理系配管を逆流して４号機原子炉建屋に流入したと評価されている[1][2][3]。従来の評価では、４号機へ流入するベントガスの割合は評価されていたものの、水素量の定量的な評価は行われていなかった。このため、事故当時のプラントパラメータに基づいて３号機格納容器内の状態を推定し、ベント時の４号機への水素の流入量を解析によって評価する。

2. ４号機へのベントガス流入解析　３号機格納容器ベント前後に測定されたプラントパラメータ（図１：原子炉圧力、格納容器圧力、燃料域水位計の指示値）に基づいて、３号機格納容器のベント開始時の初期状態（温度、ガス組成）を推定した。原子炉減圧時に格納容器の圧力が急上昇していることから、圧力容器から圧力抑制室（S/C）に水素が勢いよく流入していたと考えられるが、このときの S/C 内の水素量は不明であるため、S/C 内の水素量が少ない場合（ケース①）と多い場合（ケース②）の２ケースを想定した。その上で、ベントガスの流れる配管の長さ、径、曲がり部の圧損等を適切に模擬し、上記の２ケースについてベント時のガスの流れを、熱水力解析コード GOTHIC を用いて解析した。解析結果より、４号機原子炉建屋に流入する水素量は約 300kg～500kg と評価した（図２）。

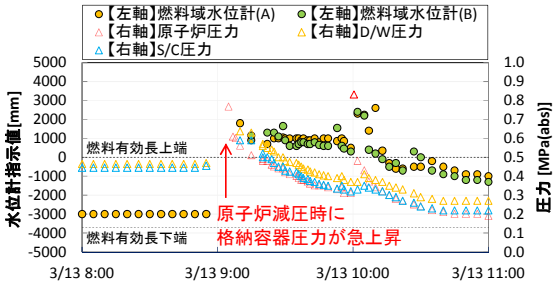


図１　格納容器ベント時のプラントパラメータ

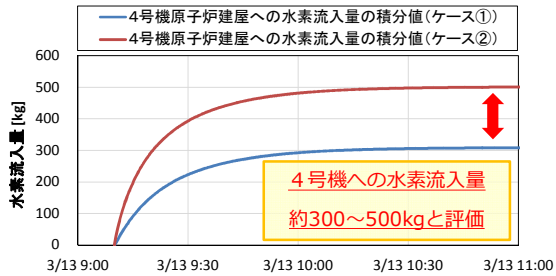


図２　４号機原子炉建屋に流入した水素量

3. 結論　４号機原子炉建屋に流入した水素量を定量的に評価した。この評価結果は、４号機が水素爆発に至ったメカニズムを検討するための境界条件として活用できると考えられる。

参考文献

[1] Masao Ogino, "Study on the Issues about Hydrogen Explosion at Fukushima Dai-ichi NPS"（2012）
[2] 東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会, "最終報告"（2012）
[3] 東京電力株式会社, "福島原子力事故調査報告書"（2012）

*Kenichiro Nozaki[1], Takeshi Honda[1], Daisuke Yamauchi[1], Masato Mizokami[1], Shinya Misokami[1]
[1]Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.

東京電力福島第一原子力発電所炉内状況把握の解析・評価
（96）KAERI/VESTA 装置を用いた CRD ハウジング破損試験

Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

(96) CRD housing failure experiment at the KAERI VESTA facility

*鈴木 博之[1]，ペレグリニ マルコ[1]，内藤 正則[1]

[1]エネルギー総合工学研究所

BWR の圧力容器下部には多数の CRD ハウジングが貫通している。過酷事故時に溶融コリウムと接触した場合の CRD ハウジングの溶融および内部への溶融コリウムの侵入挙動を調べるため、KAERI/VESTA 施設にて模擬試験を実施した。

キーワード：原子力発電プラント，シビアアクシデント，CRD ハウジング，溶融コリウム

1. 緒言

東京電力福島第一原子力発電所の事故では、CRD ハウジング内部に溶融燃料が侵入した可能性がある。溶融コリウムが CRD ハウジング上部から落下した際の挙動を調べるために、実機の CRD ハウジング一体を模擬した試験を KAERI/VESTA 施設にて実施した。

2. CRD ハウジングと溶融コリウムの接触模擬試験

2-1. 試験条件

KAERI/VESTA 施設には上下 2 つの圧力容器があり、それぞれの中にるつぼが設置されている。上るつぼで酸化ウランや酸化ジルコニウム等を用いた溶融コリウムを生成し、CRD ハウジングの模擬試験体が組み込まれた下るつぼに溶融コリウムを投下した。熱電対を模擬試験体外管の内面に、垂直方向に 7 箇所、それぞれの高さで軸対称の位置に 2 箇所ずつ、計 14 個設置し(KP01～14)、試験体の温度変化を測定した。

2-2. 試験結果

図 1 に高さ方向 7 箇所の温度変化を示す。溶融コリウムと接触後、圧力容器より上部の試験体の温度は急激に上昇していき、KP01～04 の温度が融点に達した。しかし、スタブチューブに囲われた領域（KP05,06）は溶融に至らなかった。圧力容器より下部の領域（KP07～14）の温度も徐々に上昇したが、溶融に至る前に試験を終了した。試験後の観察でも、スタブチューブのより上部の領域は、完全に溶融していた。

試験後に試験体の切断検査を実施し、コリウムの CRD ハウジング内部への侵入状態を確認した。

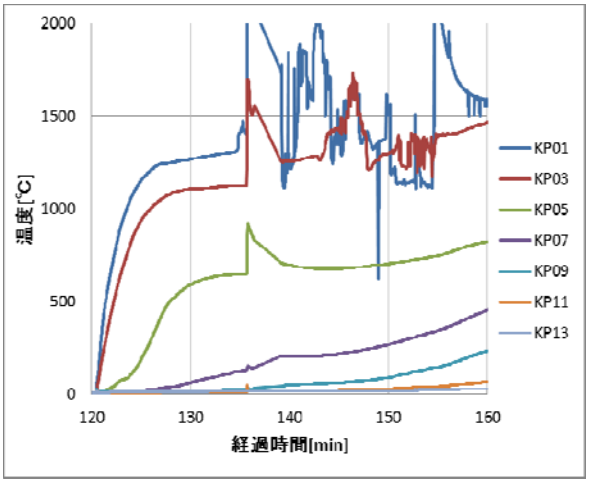


図 1　試験体の温度履歴

3. 結論

CRD ハウジングと溶融コリウムの接触模擬試験では、CRD ハウジングの溶融状態および内部へのコリウムの侵入状態が確認された。今後、切断検査結果も踏まえてデブリ分布推定に活用していく予定である。

なお、本研究は経済産業省「平成 28 年度廃炉・汚染水対策事業費補助金（総合的な炉内状況把握の高度化）」の一部として実施した。

---

*Hiroyuki Suzuki[1], Marco Pellegrini[1] and Masanori Naitoh[1]

[1]The Institute of Applied Energy

Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

(97) Assessment of SAMPSON/DCA Heat Transfer Models between relocated molten core and RPV lower head wall

*Alexandre Ezzidi[1], Chiaki Kino[1], Masao Chaki[1] and Masanori Naitoh[1]
[1]Institute of Applied Energy (IAE)

In the frame of SAMPSON code model assessment and validation work, stand-alone analysis is performed with Debris Cooling Analysis module (DCA) in order to verify and evaluate corium to lower head heat transfer models. In this analysis, an in-vessel cooling experiment is simulated in DCA module and the calculation results are compared with the experimental data. According to this comparison result, model improvements should be performed in future work.

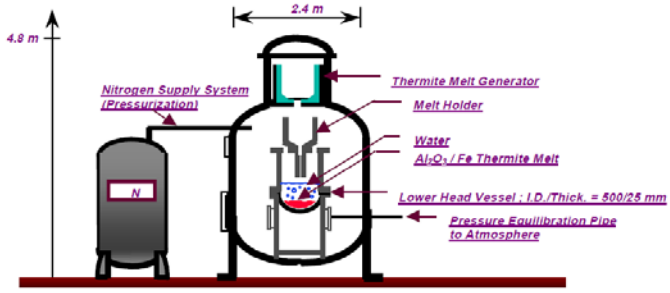
Keywords: Severe Accident, In-Vessel Retention, Gap Cooling, Lower Head Failure, Molten Core Relocation, SAMPSON

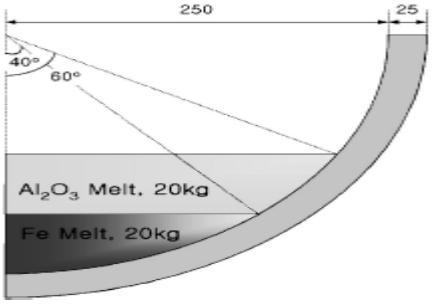
1. Introduction

Since TMI-2 severe accident, the In-Vessel Retention (IVR) of molten core is considered as the best procedure of Severe Accident Management Guidelines (SAMG) in maintaining the integrity of the reactor pressure Vessel (RPV) during a severe accident. The success of this procedure can be evaluated in Level-2 Probabilistic Safety Analysis (PSA). To understand the cooling mechanisms involved in the IVR phenomena, many experimental and analytical studies have been performed and provided useful insights through which several physical models have been developed in severe accident codes [1]. The objective of the present study is to investigate and assess the IVR related physical models and their effectiveness in DCA Module of SAMPSON code.

2. Analytical Method

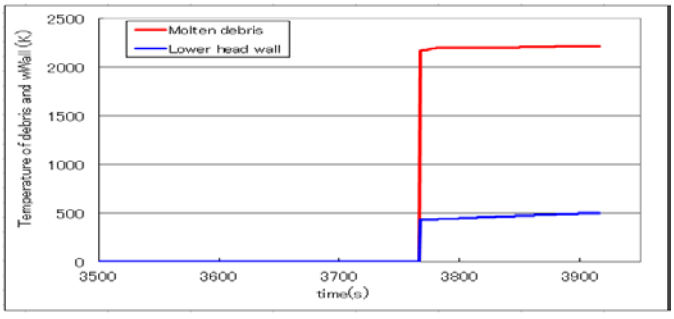
LAVA-1 Test of SONATA-IV experimental program [2] was selected for the present DCA assessment study. Simulation of LAVA-1 Test is then performed in DCA Module for a stand-alone analysis. Prior to the analysis, in addition to the construction of DCA input deck, boundary condition input data are made for SAMPSON Modules THA, MCRA, CVPA and FPRA. In the latter, the value 0 is used for fission products as simulating material was used in the experiment. In the simulation analysis, 1-region model was used for the molten material as in the test. The following Figure shows the experimental Facility with a configuration of the melt inside lower head.

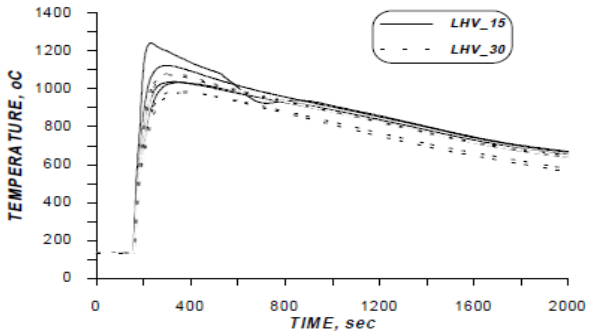




3. Results and Future Works

Using the current heat transfer models in DCA the obtained temperature increase of the lower head wall is underestimated as shown in Figure below in comparison with Test result. Consequently, detailed investigation is needed in which heat transfer models between molten material and lower head wall, probably should be improved in DCA module of SAMPSON code.





References

[1] Kohriyama, T., Murase, M., Okano, Y., & Ezzidi, A "Development of Gap Cooling Heat Transfer Models for SCDAP/RELAP5/MOD3.2 Code", Presented at the American Nuclear Society International Meeting, Wisconsin (USA) 2001.
[2] Kyoung-Ho KANG et al. "Experimental Investigations on In-Vessel Corium Retention through Inherent Gap Cooling Mechanisms", Journal of Nuclear Science and Technology, Vol. 43, No. 12, p. 1490-1500 (2006)

—Acknowledgement—
This work has been financially supported by the Japanese government's Ministry of Economy, Trade and Industry.

東京電力福島第一原子力発電所炉内状況把握の解析・評価
（98）線量率データに基づく１号機事故初期の事故進展挙動についての考察

Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

(98) Discussion in the accident progression behavior in the early stage of the Unit 1 accident based on dose rate data

*山内 大典[1]，白井 浩嗣[2]，向原 民[2]，坂本 正樹[2]，木村 有輝[2]，
本多 剛[1]，野﨑 謙一朗[1]，溝上 暢人[1]，溝上 伸也[1]
[1]東京電力ホールディングス株式会社，[2]株式会社テプコシステムズ

福島第一原子力発電所の事故時，敷地内外で線量率データが計測されている。建屋内に移行した放射性物質による直接線・スカイシャイン線と，建屋から放出された放射性雲によるクラウドシャイン線に着目し，測定された線量率データをもとに１号機事故初期の事故進展挙動について考察を行った。

キーワード：福島第一原子力発電所事故，線量率データ，事故進展

1. 緒言　福島第一原子力発電所事故時に計測された線量率の変動と放射性物質の移行・放出挙動については，必ずしも特定できているわけではない。しかし，線量率の変動から事故進展に関する情報を得ることが期待できる。本検討では，直接線・スカイシャイン線とクラウドシャイン線による線量率変動の特徴に着目し，１号機事故初期の事故進展挙動について考察を行った。

2. 検討のアプローチ　３月１２日４時～８時頃の１号機起因と考えられる有意な線量率の上昇について，図１に示す①～③の期間に分けると，②の期間は放射性雲からのクラウドシャイン線による線量率上昇と考えられる。一方で，①・③の期間は，放射性雲の影響を受けたように見えないことから，原子炉建屋内に移行した放射性物質による直接線・スカイシャイン線による線量率上昇と考えられる。従って，原子炉建屋内・外へ放射性物質の移行・放出量を想定し，MCNP コードによる線量率計算と放射性雲の放出方向の違いによる計測点の線量率の変動傾向を考慮して，この線量率の傾向を再現できるか検討した。

3.結果と考察　原子炉建屋内・外へ少量の放射性物質が移行・放出したと仮定すると，線量率の傾向を概ね再現する結果が得られた。従って，４時頃より格納容器から原子炉建屋内への放射性物質の有意な移行が始まり，６時頃を境に原子炉建屋内への放射性物質の移行量が増加したと考えられる。６時頃には格納容器圧力も上昇していることから，格納容器圧力を上昇させ放射性物質の移行量を増加させる事象が生じたものと考えられる。過去に実施した水位計挙動に基づく事故進展の推定[1]では，６時頃に原子炉圧力容器から溶融物が格納容器下部に落下したと推定しており，線量率の増加傾向はこの推定とも整合する。

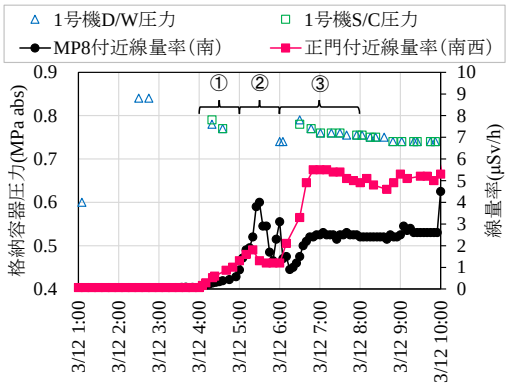


図１　格納容器圧力と敷地内線量率の変動

4.結言　１号機事故初期の事故進展挙動について，直接線・スカイシャイン線とクラウドシャイン線に着目して分析した結果，線量率の変動は，これまで推定した事故進展シナリオと整合することを確認した。

参考文献

[1] 東京電力，”福島第一原子力発電所 1～3 号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討　第４回進捗報告”(2015)

*Daisuke Yamauchi[1], Hiroshi Shirai[2], Tami Mukouhara[2], Masaki Sakamoto[2], Yuki Kimura[2], Takeshi Honda[1], Kenichiro Nozaki[1], Masato Mizokami[1], Shinya Mizokami[1] / [1]Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc., [2]TEPCO Systems Corporation

福島第一原子力発電所２号機圧力抑制室底部地震破損とその帰結

Fukushima Daiichi NPP Unit 2 Suppression Chamber Bottom Earthquake Break and Its Consequence

*田辺　文也[1]

[1]社会技術システム安全研究所

The earthquake on March 11th should have broken some pipe connected to the lowest part of 1F2 S/C. The S/C water level decreasing by the leak should have resulted in loss of function of the RCIC on 14th due to the pump suction line uncovering and subsequently in turbine trip due to the discharge line uncovering to lead to the pressure decreasing.

Keywords : 1FNPP Accident, Unit-2, S/C, earthquake damage, S/C water level, RCIC loss of function, pressure

1. 解析　漏えい流量はトリチエリの式で流出抵抗係数 0.62 を用いて計算する[1)]。計算は全電源喪失直前に RCIC を再起動した 15:39 を始点とし、その時点での水位は S/C 下端から実測値 4.18m を用いる。漏えい位置は 0.805m の高さ（RHR 等のポンプサクション貫通部）を仮定し、漏えい面積は調整パラメータとして RCIC 機能喪失などの事象発生時刻などと整合する値を探索する。S/C に流入する RCIC 排気蒸気流量は炉心蒸気発生率に等しいとし、RCIC ポンプ汲み出し流量は原子炉圧力挙動を再現する 30m^3/h を仮定する[2)]。

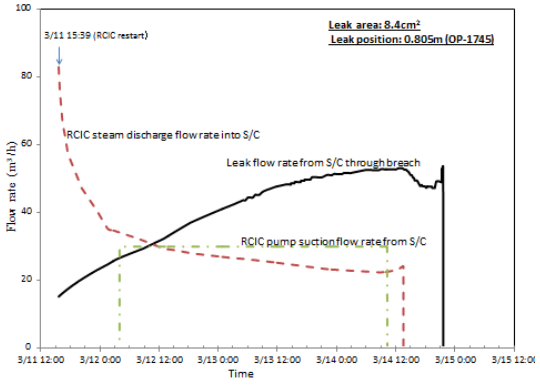


Figure 1 Flow rates from /into the S/C of 1FNPP Unit-2

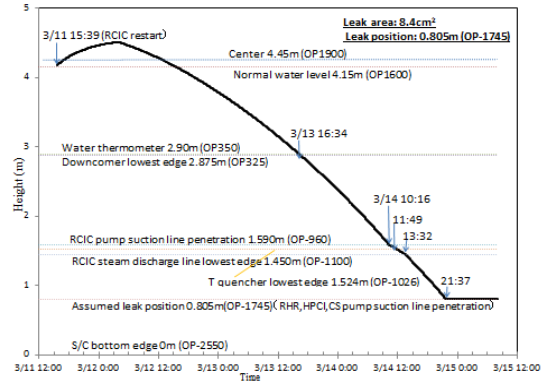


Figure 2 Calculated S/C water level of 1F NPP Unit-2

2. 結果と考察　解析の結果、漏えい面積を 8.4cm^2 とした場合に事象発生時刻が観測と整合することが分かった。この値は 2011 年 7 月～2014 年 6 月の間の S/C の水位変動に伴う温度変化状況と実測温度データとの整合がよくとれるとされる漏えい面積約 9 cm^2 とよくあっている[1)]。Fig.1 に漏えい流量の計算値を、RCIC 排気蒸気流量と水源切り替え後の RCIC ポンプ汲み出し流量とともに示す。Fig.2 に S/C 水位の計算結果を示す。先ず RCIC 系挙動への影響を考察する。水位は 3/14 10:16 に 1.59m まで低下し RCIC ポンプサクション貫通部が露出して汲み出し不能となり RCIC は機能を喪失する。実際にはステップ的な変化ではなくて、先ずサクションヘッド不足による汲み出し流量低下、蒸気―水 2 相流汲み出しによる流量低下を経て完全喪失になると考えられ、それが 9 時頃から始まり12時頃完全喪失に至ると考えられる。13:32 に RCIC 排気管下端が露出する。これにより排気流路抵抗が激減するため排気蒸気流量が急増してタービンが過速度トリップすると考えられる。そのために流路抵抗が激増し、排気蒸気流量は微少となる。このことは S/C への継続的なエネルギー流入がなくなることによって観測されたような格納容器圧力低下をもたらすと考えられる。なお、3/13 16:34 に D/W からベント管を経由した流路であるダウンカマー下端が露出し、3/14 11:49 には SRV からの蒸気の流路である T クエンチャー下端が露出し、これ以降は蒸気凝縮機能や FP スクラビング機能は喪失する。漏えい口が露出するのは 21:37 で、気体のトーラス室への新たな流路が形成される。

参考文献　**[1]**東京電力、未解明問題に関する検討第 4 回進捗報告、添付資料 2-13、2015 年 12 月、**[2]**同上、添付資料 2-1

*Fumiya Tanabe[1]　/　[1]Sociotechnical Systems Safety Research Institute

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：304-1 Thermal Hydraulics, Energy Conversion, Energy Transfer, Energy Storage

Wed. Sep 13, 2017 5:25 PM - 6:15 PM JST | Wed. Sep 13, 2017 8:25 AM - 9:15 AM UTC | Room E B32 - B3 Block

[1E18-20] CCFL

Chair:Kenichiro Nozaki (TEPCO HD)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[1E18] Countercurrent Flow Limitation at Lower End of Vertical Pipes
(1)Correlation of Interfacial Friction for one-region computation

*KOJI NISHIDA[1], TAKAYOSHI KUSUNOKI[1], MICHIO MURASE[1] (1. Institute of Nuclear Safety System, Incorporated)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[1E19] Counter-current flow limitation at lower ends in vertical pipes
(2)Measurement of interfacial friction factor

*Raito Goda[1], Katsuya Mori[1], Kosuke Hayashi[1], Shigeo Hosokawa[1], Akio Tomiyama[1] (1. Kobe University)

5:55 PM - 6:10 PM JST | 8:55 AM - 9:10 AM UTC

[1E20] Counter current flow limiting in inclined pipe simulating PWR hot-leg

*Akira Satou[1], Yasuteru Shibamoto[1], Taisuke Yonomoto[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

6:10 PM - 6:15 PM JST | 9:10 AM - 9:15 AM UTC

Time reserved for Chair

鉛直管下端での気液対向制限
（1）一領域計算に用いる界面摩擦相関式

Countercurrent Flow Limitation at Lower End of Vertical Pipes

(1) Correlation of Interfacial Friction for One-region Computation

*西田　浩二[1]，楠木 貴世志[1]，村瀬 道雄[1]

[1]原子力安全システム研究所

鉛直管下端での気液対向流制限(CCFL)の予測を目的として、環状流モデルに基づく一領域計算を行い、計算結果が CCFL データとよく一致するように、無次元直径と気液粘性比もしくは気液密度比の関数として界面摩擦相関式の補正項を導出した。

キーワード：蒸気発生器，伝熱管，気液対向流制限，一領域計算，界面摩擦相関式

1. 緒言

鉛直管内の CCFL 特性を予測する環状流モデル[1]では、壁面摩擦係数、界面摩擦係数を定式化する必要がある。環状流モデルの界面摩擦係数には、気相と液相の運動量交換の効果も含まれていることから、CCFL 特性データを用いて界面摩擦係数に及ぼす管直径、圧力の影響を検討した。更に、鉛直管下端 CCFL に適した Bharathan らの式[2]を用い、界面摩擦係数の補正項を導出した。

2. 評価手法と結果

CCFL 特性データ及び Bharathan らの式[2]を用いた環状流モデルで、界面摩擦相関式に及ぼす管直径、圧力の影響を検討した。ここでは界面摩擦相関式への影響が大きい、気液粘性比と気液密度比の中で、気液密度比について報告する。Bharathan らの界面摩擦相関式をベースとした補正係数への気液密度比の依存性を図１に示す。グリセリン水溶液を除くと、空気/水系、低圧から高圧の蒸気/水系データから得た補正係数 Nfi は気液密度比と対数関数的な相関がある。無次元直径の影響も加味して界面摩擦相関式の補正式を導出し、無次元気相流速の実測値（直径 14-51mm，圧力 0.1-7MPa）[1, 3-7]と計算値を比較した結果を図２に示す。一部データを除くと、0.05 以内の差で無次元気相流速の実測値を予測できることを確認した。

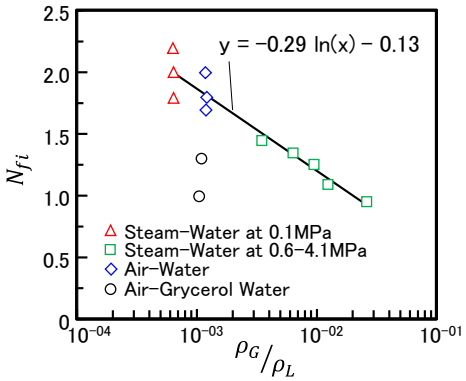


図１　補正係数の気液密度比の依存性

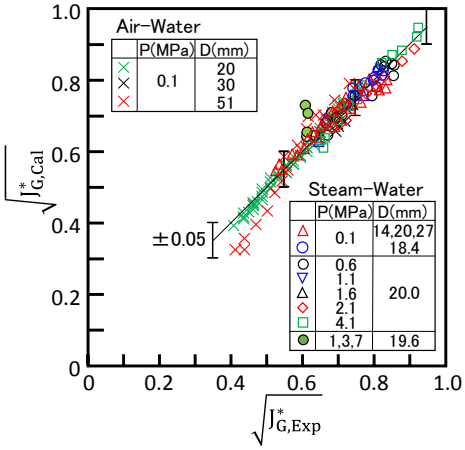


図２　実測値と計算値の比較

参考文献　[1] 楠木他，混相流，28[1] (2014).　[2] Bharathan, D., et al., NRC-0293-6 (1978). [3] Zapke, A. & Kröger, D.G., Int. J. Multiphase Flow, 22 (1996). [4] Bharathan, D., et al., Report EPRI NP-786 (1978). [5] Kusunoki, T, et al., JNST, 52(6) (2015).　[6] Kusunoki, T., et al., JNST, 53(4) (2016). [7] Ilyukhin, Yu. N., et al., Teplofiz. Vys. Temp. (in Russian), 26(5) (1988). [8] Yonomoto, T., et al., Int. Topical Mtg. on Safety of Thermal Reactor (1991).

*Koji Nishida[1], Takayoshi Kusunoki[1], Michio Murase[1]

[1]Institute of Nuclear Safety System, Inc.

鉛直管下端での気液対向流制限
(2) 界面摩擦係数の測定

Counter-Current Flow Limitation at Lower Ends in Vertical Pipes
(2) Measurement of interfacial friction factor

*合田 頼人, 森 勝也, 林 公祐, 細川 茂雄, 冨山 明男
神戸大学

鉛直管下端で気液対向流制限 (Counter-Current Flow Limitation: CCFL) が発生する条件における管内環状流の界面摩擦係数を実験的に取得し，既存の相関式の適用性を検討した．

キーワード：蒸気発生器，伝熱管，気液対向流制限，一領域計算，界面摩擦係数相関式

1．緒言

加圧水型原子炉の仮想事故時における炉心冷却手段であるリフラックス冷却では，蒸気発生器 (SG) 伝熱管内下端部で CCFL の発生が想定される．環状流モデルに基づく気液対向流の一領域計算には界面摩擦係数 f_i の相関式が必要であるが，対向流条件での f_i に関する知見が不足しており，既存の f_i 相関式の CCFL 発生条件への適用性は十分調べられていない．そこで本研究では，鉛直管下端 CCFL 時の f_i の実験的評価を目的として，空気－水系の気液二相対向流実験において管内差圧および 体積平均ボイド率を測定し f_i を算出するとともに，既存の相関式の適用性を調べた．

2．実験

図1に実験装置を示す．実験装置は上部タンク，鉛直管 （試験部），下部タンク，貯水槽および気液供給系で構成される．上部タンクより水，下部タンクより空気が鉛直管に供給される．鉛直管内径Dは実機SG伝熱管とほぼ同じ20 mmとし，管長は650 mmとした．鉛直管下端はSG伝熱管と同様にシャープエッジとし，上端にはD/2のRを設けた．実験条件は，鉛直管下端でCCFLが発生する気相体積流束J_G = 1.99 – 7.52 m/sとした．管内差圧は，鉛直管下端より195 mm上方の位置から260 mmを測定区間とし，フルスケール誤差± 0.25 %の差圧計を用いてサンプリング周期1 ms，サンプル数50000点で測定した． 体積平均ボイド率 α_Gは急閉締切弁法[1]で締切区間を400 mmとして測定した．管内差圧およびα_Gの不確かさはそれぞれ± 8.28 %，± 1.15 %以内である．なお，管内流動は鉛直管下端で発生した液だまりが擾乱波となり上昇する流動状態(領域a)と擾乱波がほとんど見られない流動状態(領域b)に分類できることを実験で取得した流動画像から確認している．

3．結果・考察

本実験で測定した差圧および α_Gを，定常非圧縮性気液環状流に対する二流体モデルに基づく一次元運動方程式に代入し，界面せん断応力 τ_iおよび壁面せん断応力 τ_wを算出した．図2に τ_i, τ_wを示す．領域a(i)では，J_Gの増加に伴い擾乱波の発生周期が上がるため τ_iは大きくなる．領域a(ii)では，擾乱波の発生周期はJ_Gに依存せず一定であるが，擾乱波の波高がJ_Gの増加に伴い低くなるため形状抗力が低下し， τ_iは小さくなる．領域bでは，J_Gの増加に伴い気液界面が平坦化するため τ_iは小さくなる． τ_wは τ_i に比べてJ_G 依存性が弱い．Bharathanら[2]は τ_wを無視して τ_iを求めることでf_iの相関式を導出している．しかし，本実験で得られた τ_wは τ_iに比べて小さいものの同程度のオーダーであり無視できない．図3に τ_iより算出したf_i (= 2 τ_i α_G^2 / ρ_G J_G^2) と既存の相関式の比較を示す．既存の相関式は，f_iを形状抗力とみなし，α_Gのべき乗で整理したものが多い．しかし本実験結果は，領域bでは，1-α_Gの増加，すなわちJ_Gの減少に伴いf_iは増加し，Bharathanらの相関式[3]に近い値をとるが，領域a では既存の相関式に比べて傾きが大きく，また領域a(i)と領域a(ii)で傾きが異なる．以上よりCCFL発生時のf_iは既存の相関式では良好に評価できず，精度良い実験相関式の導出には管内流動状態，すなわち擾乱波の頻度や気液界面の平坦度に関連するパラメータを考慮することが望まれる．

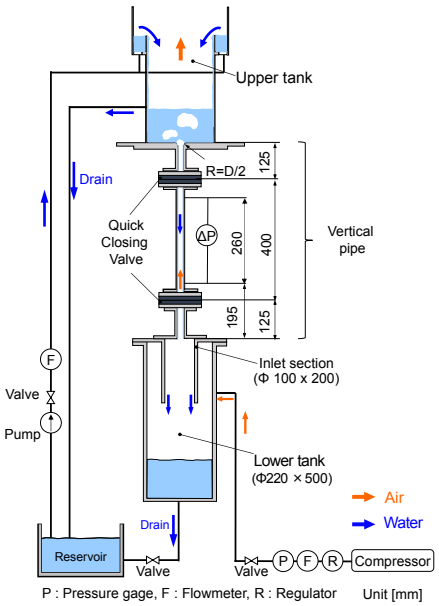


図1 実験装置

参考文献

[1]日本原子力学会, “混相流計測法”, pp.97-103 (2003).
[2] D. Bharathan,et al., EPRI NP-786 (1978).
[3] D.Bharathan,et al., US, NRC-0293-6 July (1978).
[4] G. B. Wallis, *One - Dimensional Two - Phase Flow*, Chap. 11. pp. 336-345. McGraw-Hill, 1969.

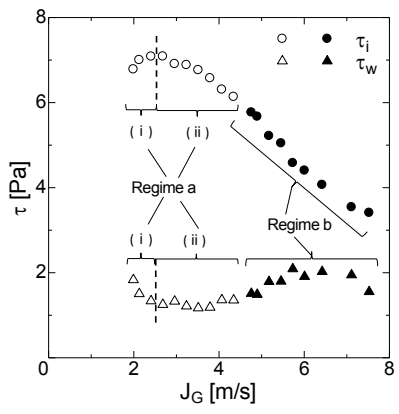


図2 τ_i, τ_w

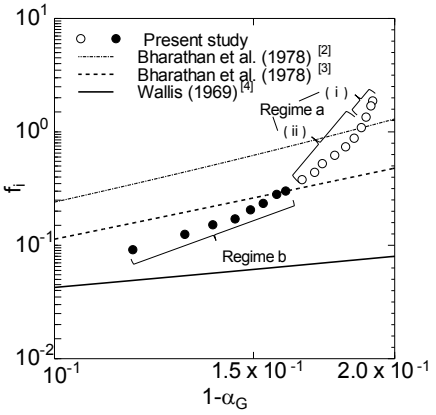


図3 f_i

*Raito Goda[1] , Katsuya Mori[1] , Kosuke Hayashi[1] , Shigeo Hosokawa[1] and Akio Tomiyama[1]
[1]Kobe Univ.

PWR ホットレグを模擬した斜め管内における気液対向流制限

Counter current flow limiting in inclined pipe simulating PWR hot-leg

*佐藤 聡[1]，柴本 泰照[1]，与能本 泰介[1]

[1] 日本原子力研究開発機構

事故時の PWR ホットレグにおいて発生する気液対向流制限（CCFL）のパラメータ依存性等の現象把握と発生条件のモデル化を目指した実験を実施した。管径の異なる試験部を用いてスケール効果の調査を行うとともに、2 種類の CCFL 現象に着目し発生条件の把握を行った。

キーワード：気液対向流制限，ホットレグ

1. 緒言　PWR における事故時には、炉心で発生し蒸気発生器に向かう蒸気と、蒸気発生器で凝縮し重力により炉心に向かう水がホットレグ内で気液対向流を形成する。条件によっては、蒸気の流れが水の流量を制限する気液対向流制限（CCFL）の状態となり、炉心に流入する水の流量を減少させるとともに、蒸気発生器入口斜め配管や入口プレナムの水頭を増加し、炉心水位を押し下げる効果が発生する。これらから、ホットレグ斜め配管での CCFL 挙動は、安全上重要な現象と考えられている。本研究では、比較的大口径の円管を用いた実験を実施し、空気、水流量をパラメータとした現象の詳細把握を行うとともに、スケール効果の把握を行った。

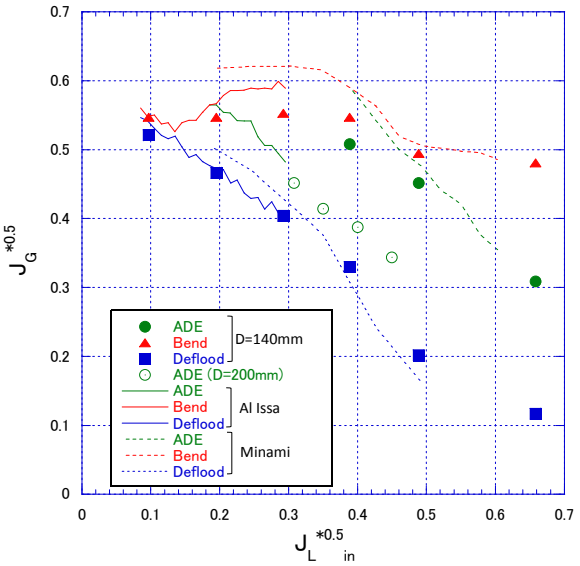


図 1　CCFL 特性

2. 実験　内径 140mm および 200mm のパイプを用いてホットレグ模擬配管を構成し、配管下部から空気を、上部から水を流入させた。水流量を一定とし、空気流量を増加させる過程で 2 種類の CCFL の発生境界を調べ、減少させる過程で CCFL の終了（デフラッディング）境界を調べた。

3. 結果・結論　CCFL 特性を修正フルード数で整理し、Al Issa ら（D=190mm）[1]および Minami ら（D=50mm）[2]のデータと比較した（図 1）。デフラッディング条件については 3 研究が良く一致した。ベンド CCFL の発生条件については、本研究の結果が中間 $J_L^{*0.5}$ 領域でやや低いが、全体的な傾向としては 3 研究で一致した。これらより、デフラッディング条件およびベンド CCFL 発生条件については、修正フルード数による整理によりスケーリングの影響が排除できたといえる。一方 ADE-CCFL の発生条件については、管径の増加と共に低 $J_G^{*0.5}$ 側にシフトし、ADE-CCFL の消失点も低 $J_L^{*0.5}$ 側にシフトしており、スケーリングの影響が残っていると考えられ、ADE-CCFL については、修正フルード数とは異なる別のパラメータを用いた整理が必要であると考えられる。なお本研究は、原子力規制庁より受託した「平成 28 年度原子力施設等防災対策等委託費（軽水炉の事故時熱流動調査）事業」の一部として実施した。

参考文献

[1] Al Issa, S. et al., 2014. Nuclear Engineering and Design 280, 550–563.

[2] Minami, N. et al., 2010. Journal of Nuclear Science and Technology 47, 142–148.

---

*Akira Satou[1], Yasuteru Shibamoto[1] and Taisuke Yonomoto[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

Planning Lecture | Technical division and Network：Water Chemistry Division

Wed. Sep 13, 2017 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 13, 2017 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room F C214 - C Block

[1F_PL] Water chemistry control regarding the fuel debris retrieval at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

Chair: Junichi Takagi (Toshiba)

[1F_PL01] An approach toward the fuel debris retrieval

*Junichi Nakano[1] (1. NDF)

[1F_PL02] Progress in the investigation of the inside of the PCV

*Masakuni Kumeda[1] (1. TEPCO HD)

[1F_PL03] Development Status of the fuel debris retrieval technologies

*Kenro Takamori[1] (1. IRID)

[1F_PL04] Characterization of the fuel debris and its interaction with water radiolysis

*Ryuji Nagaishi[1] (1. JAEA)

[1F_PL05] Discussion ”R&D tasks regarding the water chemistry control”

2017年秋の大会

水化学部会セッション

福島第一原子力発電所デブリ取り出しに関わる水化学管理

Water chemistry control regarding the fuel debris retrieval
at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(1)燃料デブリ取り出しに向けての取組み

(1) Approaches for the Fuel Debris Retrieval

*中野 純一、福田 俊彦
原子力損害賠償・廃炉等支援機構(NDF)

1. はじめに

原子力損害賠償・廃炉等支援機構(NDF)では、福島第一原子力発電所の廃炉について技術戦略プラン(以下、戦略プラン)の策定と技術的支援を行っている。戦略プランの基本方針は、「事故により発生した放射性物質に起因するリスクを継続的、かつ、速やかに下げること。」であり、基本方針に基づいて燃料デブリ取り出し方針の検討を実施している。また、技術的支援の一つとして、廃炉研究開発連携会議の開催、研究連携タスクフォースの設置を行っている。本発表では、戦略プラン 2017 の中で行った燃料デブリ取り出し方針の決定に向けた戦略的提言および研究連携タスクフォースにおいて抽出した「重要研究開発課題」について紹介する。

2. 燃料デブリ取り出しに向けた取り組み

2-1. 燃料デブリ取り出し方針の決定に向けた提言

各号機のデブリ分布状況の推定を行うとともに、デブリ取り出し工法として、冠水-上アクセス工法、気中-上アクセス工法および気中-横アクセス工法を単独適用する場合と 2 つの工法を組み合わせる場合があることも想定して検討を行い、燃料デブリ取り出し方針の決定に向けた戦略的提言を行った。戦略的提言の主なものとして、徐々に得られる情報に基づいて柔軟に方向性を調整するステップ・バイ・ステップのアプローチで進めること、気中工法に軸足を置いて予備エンジニアリング等を進めること、燃料デブリへのアクセスルートとしては原子炉格納容器の横方向からのアクセスから検討を進めていくこと等である。

2-2. 重要研究開発課題

事象の解明等を含む目的達成のためのニーズ志向に基づく基礎研究は重要であり、今後 30～40 年程度の長期にわたる福島第一原子力発電所の廃炉事業を安全着実かつ効率的に推進するに当たっては、原理の理解や理論に基づいた理工学的検討を含め、中長期をにらんだ研究開発戦略を立案することが必要である。このため、NDF では研究連携タスクフォースを設置し、戦略的かつ優先的に取り組むべき更なる研究開発課題・ニーズとして、燃料デブリの経年変化プロセス等の解明、特殊環境下の腐食現象の解明、画期的なアプローチによる放射線計測技術等の 6 つの「重要研究開発課題」を抽出した。これを受けて廃炉基盤研究プラットフォームに 6 つの課題別分科会が設置され、研究開発戦略の策定作業が進められている。国・関連研究機関の役割としては、中長期にわたる廃炉の着実な実施をバックアップするべく、こうした重要研究開発課題の実施等を通じた基礎研究拠点・研究基盤の構築が更に期待される。

*Junichi Nakano, Toshihiko Fukuda
Nuclear Damage Compensation and Decommissioning Facilitation Corporation

2017年秋の大会

水化学部会セッション

福島第一原子力発電所デブリ取り出しに関わる水化学管理

Water chemistry control regarding the fuel debris retrieval
at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

（2）PCV 内部調査の進捗状況

(2) Progress in the investigation of the inside of the PCV

*久米田 正邦[1]，飯塚 直人[1]
[1]東京電力ホールディングス（株）

1. PCV 内部調査の状況

福島第一原子力発電所 1～3 号機の燃料デブリの取り出しに向けた検討のため，原子炉格納容器（以下，「PCV」という）内部の状況把握を目的とした PCV 内部調査を進めている。PCV 内部調査にあたっては，調査対象範囲や作業エリアの線量，PCV 水位等の各号機の状況に応じて選定した PCV 貫通部（ペネトレーション）から調査装置を PCV 内にアクセスさせて調査を行い，調査によって得られた情報や調査技術を次の調査計画立案にフィードバックしながら調査を進めている。2017 年 7 月末時点までに実施した PCV 内部調査の概要は表 1 の通り。

表 1　福島第一原子力発電 PCV 内部調査における主な情報取得状況（2017 年 7 月末現在）

号機	実施時期	PCV 貫通部	主な調査箇所	主な取得情報
1 号機	2012 年度	X-100B	X100B ペネトレーション近傍	画像，線量，温度，滞留水
	2015 年度	X-100B	ペデスタル外側のグレーチング上部（ほぼ全周）	画像，線量，温度
	2016 年度	X-100B	ペデスタル外側のグレーチング下部（部分的）	画像，線量
2 号機	2011 年度	X-53	X-53 ペネトレーション近傍	画像，線量，温度，滞留水
	2013 年度	X-53	CRD 交換レール上	画像，線量，温度
	2016 年度	X-6	CRD 交換レール上，ペデスタル内上部	画像，線量
3 号機	2015 年度	X-53	X-53 ペネトレーション近傍	画像，線量，温度，滞留水
	2017 年度	X-53	ペデスタル内部	画像

2. 各号機の至近の調査状況

各号機の至近の調査状況は以下の通り。

① 1 号機：　2017 年 3 月，X-100B ペネより自走式調査装置を投入し，PCV 内 1 階グレーチング上からカメラ・線量計を吊り下ろし，ペデスタル外側 PCV 底部の映像・線量を取得した。PCV 外側ドレンサンプ周辺の視認される構造物に大きな損傷や倒壊がないことを確認した。調査地点において PCV 底部に確認された堆積物表面の主線源は Cs-137 であると推定し，堆積物厚さが薄い地点では燃料デブリが存在していないか，又は存在しても少量であると推定，ペデスタル開口部近傍では堆積物表面高さが高く，堆積物中に燃料デブリが存在するかどうかは推定できなかった。

② 2 号機：　2017 年 1 月～2 月，X-6 ペネより各種調査装置（ガイドパイプ先端カメラ・自走式調査装置等）を投入し，ペデスタル開口部からペデスタル内部の映像等を取得した。一連の調査で，ペデスタル内グレーチングの脱落や変形等を確認した。

③ 3 号機：　2017 年 7 月，X-53 ペネより水中 ROV を投入し，ペデスタル内部の映像を取得した。CRD ハウジング支持金具の複数箇所で損傷が確認され，CRD ハウジング支持金具に溶融物が固化したと思われるものが付着していることを確認した。また，ペデスタル下部においても溶融物が固化したと思われるものやグレーチング等の複数の落下物，堆積物を確認した。

*Masakuni Kumeda[1] and Naoto Iizuka[1]
[1]Tokyo Electric Power Company Holdings

2017年秋の大会

水化学部会セッション

福島第一原子力発電所デブリ取り出しに関わる水化学管理

Water chemistry control regarding the fuel debris retrieval
at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(3) デブリ取出し工法の検討状況

(3) Development Status of the fuel debris retrieval technologies

*高守　謙郎
技術研究組合　国際廃炉研究開発機構 (IRID)

溶融固化したと推定されている燃料の取出しに関する工法の技術開発について概況を報告するとともに、燃料の取出しにおける水化学について議論する。

キーワード：福島第一原子力発電所事故、廃炉、燃料デブリ、水化学

1. 緒言

国際廃炉研究開発機構(IRID)は福島第一原子力発電所の廃炉に必要となる研究開発に中心的にかかわる18法人が集まった組織体である。IRIDが進める主な研究開発には「燃料デブリ取出し準備に係る研究開発」、「放射性廃棄物の処理・処分に係る研究開発」、「使用済み燃料プールからの燃料取出しに係る研究開発」の3つがある。燃料デブリの取出し工法の開発にあたっては、単にデブリの切削、回収、移送及び保管の技術のみでなく、安全確保や深層防護の適用など原子力安全を確実なものとし、モニタリングが可能な安全システムの検討が必要である。安全システムを構成する設備やその運用において、水化学にいくつかの役割が求められるであろう。検討中の設備構成について水化学との関連を検討する。

2. 設備構成と水化学管理

燃料デブリは原子炉圧力容器内のみならず、格納容器内部（とりわけ底部）に分布している可能性が事故解析から評価されてきた。いくつかの格納容器内部調査により、格納容器内ペデスタル部の機器の破損や溶融凝固物状の堆積物の存在が示されてきており、燃料デブリ取出し作業は格納容器内底部に広範に展開される可能性がある。

原子炉格納容器(PCV)：

PCV底部まわりの圧力抑制室又はベント管を止水し、冷却水の循環系等を構築の上、PCV及び新たに設置する作業セル等を一次バウンダリとした設備構成が検討されている。内部は気相またはある程度の水位に維持されるとともに、冷却水は継続的に供給・循環される。気相は負圧勾配による動的バウンダリを形成する。

循環冷却システム：

冷却は循環系統で維持され、また、水質は浄化系により維持される。浄化系は主にデブリ切削作業に伴い発生する固体粒子の除去と溶解性核種の除去を主な機能とするが、防錆剤添加等の腐食抑制機能の展開も検討されている。一方、循環冷却水は軽水を使用するため中性子の減速能がある。燃料デブリの扱いにおいて、形状管理や質量管理のみで未臨界維持の検証が担保できない場合に限っては5ホウ酸ナトリウムを冷却水に使用することも考えられ、ホウ素濃度調整システムの検討も進められている。

負圧管理システム：

燃料デブリをとりわけ気中で切削する場合は、ダストの発生があると考えられるため、バウンダリ外への放出を防止するために負圧の維持及び排気の浄化が行われる。気相は現状は窒素置換を行っているものの、デブリ取出し／搬出やバウンダリの負圧維持のため大気環境となることもあり、湿潤大気環境となる。給気の制御による湿度管理や海塩粒子混入の防止の必要性等が今後検討される。

水素発生対策：

高放射線環境下での水の放射線分解により水素が発生することが知られている。現状は格納容器内の窒素置換と排気によりリスクは低減されている。負圧勾配によるバウンダリ形成時には掃気によって対処される。一方、取出された燃料デブリは収納管等の容器に一旦格納されて一時保管設備へ移送されるが、移送プロセスや保管設備での水素発生については移送時間や保管設備でのベント等による対策が検討されている。

Kenro TAKAMORI
International Research Institute for Nuclear Decommissioning.

3. 今後の検討の方向性

設備の経年化によりトラブルリスクが上昇しないよう、水質管理／環境管理による腐食抑制が望まれる。作業線量低減の観点からは、メンテナンス作業の低減が望まれ、同様に適切な材料選定と水質／環境管理が望まれる。配管や機器へのビルドアップ抑制もこれに含まれる。さらに、ラジオリシスによる水素発生の抑制又は適正な管理方策の検討の他、必要な場合、中性子の減速能（未臨界維持）の管理としてホウ素濃度の管理方策も検討してゆく。

2017年秋の大会

水化学部会セッション

福島第一原子力発電所デブリ取り出しに関わる水化学管理

Water chemistry control regarding the fuel debris retrieval at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

（4）デブリ性状把握と放射線分解挙動評価

(4) Characterization of the fuel debris and its interaction with water radiolysis

*永石 隆二[1]

[1] 日本原子力研究開発機構

1. はじめに

福島第 1 原発（1F）では事故後，炉心への海水の投入に端を発して，放射性汚染水の処理によって水から放射性物質や塩分の除去が進められ，原子炉建屋～処理装置間に循環冷却システムが構築された。この中にあって水化学の分野[1]では，比較的「キレイ」な水を扱ってきた事故以前とは異なって，海水塩分が溶存したり，破砕した不溶な構造材等が混入した，複雑かつ複合的な条件（図１）下における炉心等の構造材の腐食挙動や汚染水処理等での水素発生[2]に関する研究開発が事故以降，廃止措置に向けた中長期ロードマップに従って進められてきた。現在では，数年後に迫った取り出しやその後の保管を想定して，上記システムの冷却水の汚染源にもなっている（燃料）デブリに注目が集まっている。

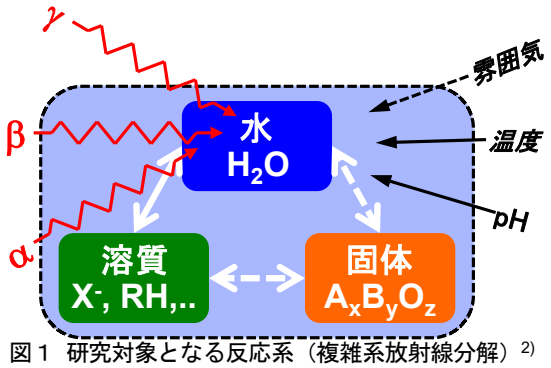


図１ 研究対象となる反応系（複雑系放射線分解）[2]

デブリに関しては，これまで現状把握としての炉心の高温溶融からの事故進展（インベントリ・被爆計算）[3]，並びに燃料と構造材の混合物としての性状把握（固体論）の観点から研究が盛んに進められてきたが，現在では，長期的には形状･組成変化，溶出等が起こる可能性があるとして，その経年変化に関する研究も進められつつある。

本講演では，水素発生やメカニズムの詳細も含めて，海水塩分の溶解，並びにゼオライト等固体材料の共存した条件下での水の放射線分解挙動に関するこれまでの研究成果（進展）を紹介するとともに，放射線源であるデブリ存在下での水の分解やそれに伴い起こるデブリの溶出等，デブリを取り巻く放射線効果について考察する。

2. 放射線効果に関する考察

2-1. 水の放射線分解について

これまでの汚染水処理に関する研究[2]として，核分裂生成物（FP）の Cs-137 や Sr-90 から放出される飛程の長い低 LET（線エネルギー付与）[4]のβ線やγ線に限って，研究の対象（廃吸着塔，廃棄物等）に特徴的な核種からの放射線による水の分解について論じてきた。ここで，廃棄物等の長期保管方策（水素安全高度化）の観点から，水の分解生成物である水素分子（H_2）の発生に注目して，水に溶存する海水塩分の影響，及び吸着処理で水と共存するゼオライト等の固体吸着材の影響等についてそれぞれ研究を進めて，それらの影響の詳細を明らかにしてきた。典型的な結果として，図２に水の分解による H_2 発生への海水塩分の溶存 (a)とゼオライトの共存 (b)の影響を示す。

海水には濃度の異なる 2 種類のハロゲン化物イオン（X^-: 0.5 mol/L Cl^-, 1 mmol/L Br^-）が溶存しており，これらが異なる時間領域（ステージ）において同じ分解生成物の水酸化ラジカル（•OH）を段階的に捕捉することで，H_2 が水溶液中の酸化（•OH+H_2→H_2O+•H）を逃れるため，結果として X^-を溶存しない純水に比べて発生量（収量（G 値）は図中の直線の傾き）が大きくなる（間接作用）。また，この捕捉に伴って，•OH 同士が対で生成する過酸化水素（H_2O_2）は減少する。従って，H_2 発生 (a)の傾きが（純水）＜（NaCl）＜（KBr）＜（NaCl+KBr）～（海水）の順に増加するのに対して，H_2O_2 生成[2,5]はその順（NaCl と KBr は逆）で減少している（空気飽和系）。

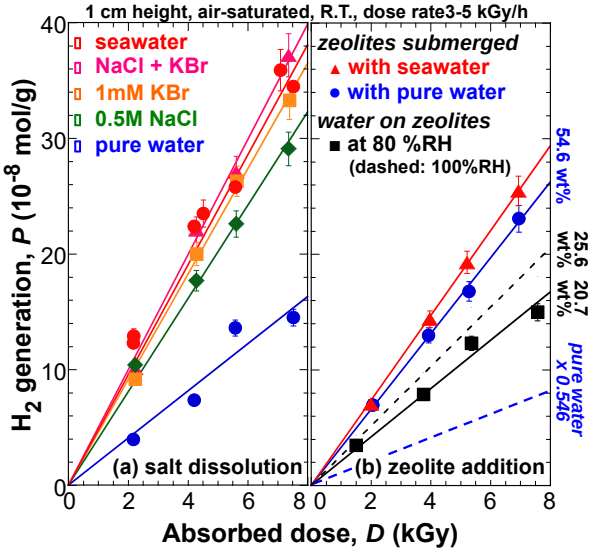


図２ 水素発生への海水塩分 (a)と固体共存 (b)の影響[2]

* Ryuji Nagaishi [1]

[1] Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

ここで，Brと違って，Cl⁻の•OH 捕捉が進行するにはプロトン（H^+）が必要（$H^+ + XOH^- \rightarrow H_2O + •X$）であるため，中性の海水中では反応は進行しないと考えられるが，照射後 100 ns 未満の時間領域（スパー（不均一）反応）に限って進行すること（図３）は，水化学の分野において特筆すべき点である。

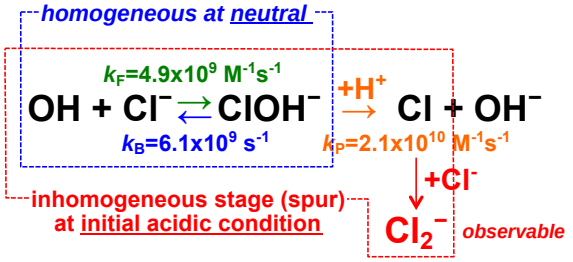


図３ 塩化物イオンのスパー反応への関与（反応パス）[5]

一方，水中へのゼオライトの共存 (b)によっても，水分由来の放射線分解に比べて H_2 発生量が大きくなる。ここで，ゼオライト等の吸着材は多孔性粒子であり，吸着材に水を浸すと，細孔内①と粒子間②に水は浸入（存在）する。図(b)によると，吸着材が浸水した状態（①と②の両方に水が侵入）での H_2 発生（図中の赤青線）は，その混合物中の水分が吸収した線量（放射線エネルギー）から内挿した水の分解による成分（青点線）だけでは説明できないことがわかる。これは吸着材への水の吸着挙動が外表面（物理的な付着）と細孔内表面（化学的な結合）で異なることに起因して，吸着材の固体表面と水の分解生成物との相互作用（結合，反応等）が H_2 発生に影響していることを示している[2]。このような固体共存（添加）による H_2 発生の促進は他の酸化物等においても同様に確認されている[6]が，固体の表面は形成過程や製造法でも異なるため，対象または用いる固体で促進の程度が異なることには注意が必要である。

2-2. デブリを取り巻く照射環境について

冷却水喪失後，燃料は高温溶融により被覆管，集合体（チャネルボックス，水ロッド，上下ノズル等），炉心（シュラウド，上部格子板，炉心支持板等）等の構造材の溶融物と混合して，その一部または全部がデブリとなり付着あるいは堆積しているものと考えられる。ここで，汚染水の係わる上記研究等とは異なり，デブリは飛程の長いβ線やγ線を放出する FP だけでなく飛程の短いα線を放出するアクチノイドも含むため，デブリを取り巻く環境を，主にこれら放射線の種類（線種）に依存した範囲及び効率で影響を与える，複合的な照射場として捉える必要がある。

1F 事故時の 1 号機を例に，集合体の分割なし（炉心平均），集合体のみの構造材混合，揮発性 FP（希ガス，高揮発性元素，中揮発性元素）放出なしの基本的条件の燃焼計算で取得したインベントリデータから求めた崩壊熱の結果を図４に示す[7]。

ここで，図(a)によると，事故後 10 年間（デブリ取り出し前）は上記研究と同様に，低 LET のβ線やγ線によってデブリの周囲に存在する水の分解が支配的であり，10 年以降（デブリ取り出し後）は高 LET のα線の影響を無視できなくなって，デブリ表面の付着・吸着物（水分等）の分解及びデブリ内部の照射損傷が顕著になることがわかる。また，図(b)の各線種の平均エネルギーの結果によると，α線はアクチノイドから一般的に放出されるもの（4-6 MeV）に比べて，飛程が 1/3～1/2 と短くなると見積もられ，γ線は水中では主に Compton 散乱（散乱電子がエネルギー付与）を起こすことがわかる。

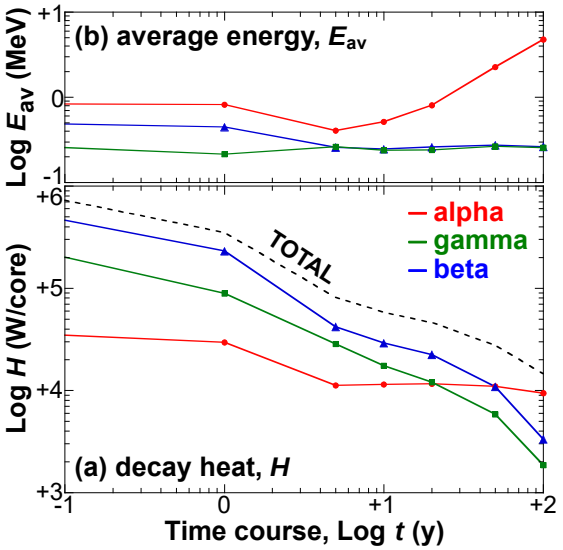


図４ 1F1 事故後の複合放射線（αβγ）の崩壊熱[7]
（炉心平均・集合体構造物混合・FP 放出ナシ）

参考文献

[1] 永石隆二, VII. 原子力と放射化学「120 水化学（Water chemistry）」, 放射化学の事典, 朝倉書店 (2015).
[2] 永石隆二, 技術トピックス「水の放射線分解による水素発生」, 2012 年度夏期セミナー, 原子力学会 核燃料・材料・水化学部会 (2012); 「(6) 放射線分解による使用済燃料からの水素発生について」, 破損燃料輸送に係る技術検討会（第 4 回）, 原子力安全基盤機構 (JNES) (2013); 特集「最新放射線化学」応用編「シビアアクシデント後対策のための水の放射線分解研究の展開」, *RADIOISOTOPE*, 日本アイソトープ協会 (2017). [to be published] 他.
[3] K. Nishihara, H. Iwamoto, K. Suyama, "Estimation of fuel compositions in Fukushima-Daiichi Nuclear Power Plant", JAEA-Data/Code 2012-018 (2012) [in Japanese]; K. Okumura, K. Kojima, T. Okamoto, H. Hagura, K. Suyama, "Nuclear data for severe accident analysis and decommissioning of nuclear power plant", Proc. of SND 2012 (2012) 他.
[4] 永石隆二, 「4-2 e_{aq}^-, ·OH, H の収量の各種依存性」, 放射線化学のすすめ, 日本放射線化学会, 学会出版センター, 59-60 (2006).
[5] R. Nagaishi *et al.*, "Consideration of radiolytic behavior in diluted and concentrated systems of seawater for computational simulation of hydrogen generation", NPC 2014, Sapporo, 29 October 2014; 永石隆二, 近藤孝文ら, 「海水及びその濃厚系での水の放射線分解のプライマリ収量の実験的評価」, 2016 年秋の大会, 3C04 (2016); 2017 年春の年会, 2I07 (2017).
[6] R. Yamada *et al.*, "Hydrogen production in the γ-radiolysis of aqueous sulfuric acid solutions containing Al_2O_3, SiO_2, TiO_2 or ZrO_2 fine particles", *Int. J. Hydrogen Ener.*, 33, 929-936 (2008); Y. Matsumoto *et al.*, "Hydrogen generation by water radiolysis with immersion of oxidation products of zircaloy-4", *J. Nucl. Sci. Technol.*, 52, 1303-1307 (2015).
[7] 永石隆二, 松村太伊知ら, 「燃料デブリ周囲へのエネルギー付与に関する評価」, 2017 年秋の大会（本会）, 1F07-08 (2017).

Planning Lecture | Technical division and Network | Water Chemistry Division

[1F_PL] Water chemistry control regarding the fuel debris retrieval at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

Chair: Junichi Takagi (Toshiba)

Wed. Sep 13, 2017 1:00 PM - 2:30 PM Room F (C214 - C Block)

[1F_PL05]Discussion " R&D tasks regarding the water chemistry control"

福島第一原子力発電所のデブリ取り出しのためには、デブリ性状の把握、取り出し装置の開発、臨界管理などの様々な課題の検討に加え、デブリ取り出しに伴う水化学管理や水の放射線分解による水素発生評価など、水化学面からの幅広い検討も必要である。本セッションでは、水化学部会と核燃料部会、材料部会、バックエンド部会が共催で、各分野の有識者からデブリ取り出しの取り組みの概要、PCV内部調査、デブリ取り出し工法の検討、およびデブリによる水の放射線分解について講演いただく。また、今後の技術課題、研究課題について、各部会からトピックスを紹介し、デブリ取り出しの現状を共通認識として把握する。

©Atomic Energy Society of Japan

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：403-1 Reactor Chemistry, Radiation Chemistry, Corrosion, Water Chemistry,Water Quality Control

Wed. Sep 13, 2017 2:45 PM - 3:50 PM JST | Wed. Sep 13, 2017 5:45 AM - 6:50 AM UTC | Room F C214 - C Block

[1F01-04] Dose reduction

Chair:Takumi Terachi (INSS)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[1F01] Development of Dose Rate Reduction Technology for Improving LWR Utilization
(2)Overview of Research Project

*Hiromitsu Inagaki[1], Naoshi Usui[2], Hajime Hirasawa[3] (1. Chubu Electric Power, 2. Hitachi GE, 3. Toshiba)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[1F02] Development of dose rate reduction technology for improving LWR utilization
(3)Results of Co-60 deposition test under simulated OLNC conditions

*Hideyuki Hosokawa[1], Naoshi Usui[4], Hiromitsu Inagaki[2], Hajime Hirasawa[3] (1. Hitachi, Ltd., Research & Development Group, 2. Chubu Electric Power Co., Inc., 3. Toshiba Corporation, 4. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[1F03] Development of Dose Rate Reduction Technology for Improving LWR Utilization
(4)Improving Models for Evaluating the Behavior of Corrosion Products

*Yusuke Horayama[1], Hajime Hirasawa[1], Hidehiro Urata[1], Naoshi Usui[2], Hiromitsu Inagaki[3] (1. Toshiba Corporation, 2. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., 3. Chubu Electoric Power Co., Inc.)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[1F04] Development of suppression method for deposition of radioactivity and mitigation of corrosive environment
(8)Effect of Ni ion to deposition behavior of Co deposition

Tsuyoshi Ito[1], *Hideyuki Hosokawa[1], Makoto Nagase[2] (1. Hitachi, Ltd., 2. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

3:45 PM - 3:50 PM JST | 6:45 AM - 6:50 AM UTC

Time reserved for Chair

軽水炉利用高度化に対応した線量率低減技術の開発
（2）全体計画

Development of Dose Rate Reduction Technology for Improving LWR Utilization
(2) Overview of Research Project

*稲垣博光[1]，碓井直志[2]，平澤肇[3]
[1]中部電力，[2]日立 GE ニュークリア・エナジー，[3]東芝

軽水炉利用高度化で懸念される被ばく線源上昇の対策として、プラント水質管理による線量率低減技術の開発に取り組んでいる。その第 1 段階として、国内全 BWR プラントの水質・放射線データの分析および各種水質管理条件における放射能付着挙動のラボ試験により、既存の腐食生成物挙動評価モデルを新たな水化学技術に対応できるように高度化した。

キーワード：水化学，被ばく低減，水質管理，放射能蓄積，腐食生成物

1. 緒言

近年、BWR においては、軽水炉利用高度化として腐食環境緩和あるいは被ばく線量低減のため、水素注入、貴金属注入、亜鉛注入および高ニッケル制御など、水の高純度化をベースとする従前の発想とは異なる水中の微量金属等の制御に基づく新たな水化学技術が導入されてきている。これらの水化学技術は、複雑に影響を及ぼし合う。そのため、プラント毎に最適な線量率低減技術を選択するためには、プラントの固有性を踏まえつつ、各水化学技術の適用効果や相互影響を定量的に評価できる腐食生成物挙動評価モデル（評価モデル）が不可欠である。しかし、既存の評価モデルでは、水素注入プラントにおける急激な再循環配管線量率の上昇や極低鉄制御プラントにおける炉水放射能濃度の変動など、再現できない事象が増加している。

そこで、本研究では、新たな水化学技術に関する配管付着挙動および燃料付着挙動に関するラボ試験等で取得したデータを用いて既存の評価モデルを改良し、それを用いてプラント毎に最適な線量率低減技術を提案することを目的とする。

2. 全体計画

本研究は 3 フェーズに分けて実施する。フェーズ１では、国内全 BWR プラントデータの分析および配管付着挙動に関するラボ試験等により、既存評価モデルを新たな水化学技術に対応できるよう高度化する。フェーズ２では、フェーズ１で高度化した評価モデルを、燃料付着挙動に関するラボ試験等により精度を向上させる。フェーズ３では、フェーズ２で精度を向上した評価モデルを、実機燃料付着物の採取調査等により検証する。さらに、検証した評価モデルを用いて、国内全 BWR プラントについて、最適な線量率低減技術を提案する。

3. フェーズ１での実施内容

フェーズ１では、主に、①実機データ調査、②配管付着挙動に関するラボ試験、③腐食生成物挙動評価モデルの高度化の 3 項目を実施した。①実機データ調査では、国内全 BWR プラントの水質・放射線データを収集整理し、水質管理等との関係について俯瞰・検討し、評価モデルの高度化に関する知見を得た。②配管付着挙動に関するラボ試験および③腐食生成物挙動評価モデルの高度化については、各々、シリーズ発表の(1)（2016 年秋の大会）・(3)および(4)で報告する。

なお、本研究は電力共通研究「軽水炉利用高度化に対応した線量率低減技術の開発（フェーズ 1)」の成果の一部である。

---

*Hiromitsu Inagaki[1], Naoshi Usui[2], Hajime Hirasawa[3]
[1]Chubu Electric Power Co., Inc., [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd, [3]Toshiba Corporation

軽水炉利用高度化に対応した線量率低減技術の開発
ー(3)貴金属注入水質における Co-60 付着試験結果ー

Development of dose rate reduction technology for improving LWR utilization

-(3) Results of Co-60 deposition test under simulated OLNC conditions -

*細川秀幸[1]，　碓井直志[2]，稲垣博光[3]，平沢　肇[4]

[1]日立･研開，[2]日立 GE，[3]中部電力，[4]東芝

BWR の通常水質に加え、将来適用が検討されている水質における構造材への放射能取り込みを評価できる計算モデルの開発を行うため、各水質における酸化皮膜構造と Co-60 取り込みの関係を実験的に検討している。今回、貴金属注入条件で試験を行い、水素注入条件の結果と比較検討した。

キーワード：再循環系、コバルト、付着、配管、亜鉛、貴金属

1. 緒言　多くの BWR では水素注入水質(HWC)や Zn 注入、貴金属注入水質(OLNC)が適用又は適用が計画されている。配管線量率に対するこれらの影響を事前に評価するためには、従来の通常水質(NWC)で開発されてきた炉水放射能挙動評価計算モデル [1)]にこれらの影響を取り込む必要がある。本研究では各種水質が酸化皮膜構造と Co-60 の取り込みに及ぼす影響を実験的に検討し、実機で適用される水質で使用可能な計算モデルを構築することを目標とする。前回の NWC、HWC に続いて新たに OLNC が Co-60 付着と酸化皮膜構造に与える影響ついて試験し、HWC の結果と比較検討したので報告する。

2. 実験　耐水研磨紙(#600)で研磨した SUS316 試験片を BWR 再循環配管と同様の 280 ℃高温水で Co-60 を取り扱える試験装置に設置し、OLNC(溶存酸素(DO): <5ppb, 溶存水素(DH): 50ppb, H_2O_2:130ppb, Zn: 0,2,5ppb)で浸漬した。最初の 200h は貴金属付着処理の為、Pt を 0.1ppb になるように注入し、その後 Pt 注入を停止して合計 1200h まで浸漬した。Co-60 付着量の経時変化を調べるため、途中 450 h、700 h で取り出して Ge 半導体γ線検出器で測定した。1200 h 後の試験片については Co-60 付着量に加え、表面状態の変化を SEM で観察し、その後、酸化皮膜を内層、外層に溶解分離して各酸化皮膜に含まれる金属元素量を原子吸光光度計で測定した。また、貴金属付着の影響を調べるため、HWC(DO: <5ppb, DH: 50ppb)に試験片を浸漬し、同様の分析を実施した。

3. 結論　図 1 に OLNC で形成された酸化皮膜の構成元素の分析結果と、HWC の試験片の分析結果とを比較して示した。Zn: 0ppb の HWC と OLNC について見ると、外層皮膜量が OLNC で約 2 倍に増加した。これは OLNC で水中に存在する H_2O_2 によって溶出金属の析出が促進されたためと考えられる。OLNC の Zn の効果を比較すると、Zn:2 ppb 及び 5 ppb のいずれも、内層、外層ともに Co 付着は低減されているが、内層の方が低減率は大きい。しかし Co 付着量自体は 4～7 倍ほど外層の方が多いことから、低減量としては外層の寄与の方が大きい。Zn による Co 付着低減率が内層側で大きいのは安定な Zn クロマイト形成の効果による [2)]。この Zn クロマイトの形成による安定な内層皮膜の形成は、溶出金属量を低減することで外層形成量を低減し、外層に取り込まれる Co 量も低減したと考えられる。なお、本研究は電力共通研究「軽水炉利用高度化に対応した線量率低減技術の開発フェーズ 1」の成果の一部である。

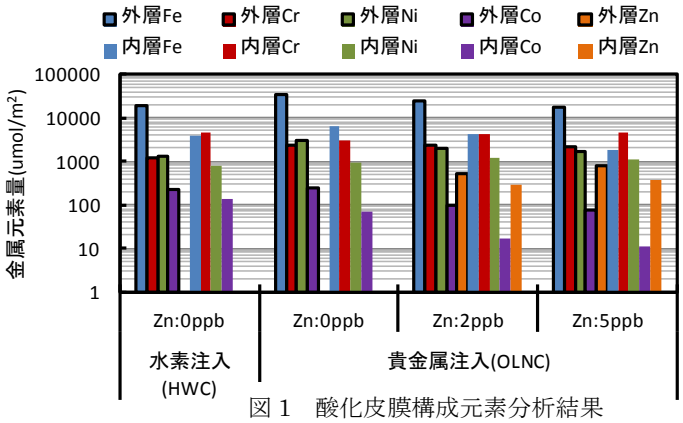


図 1　酸化皮膜構成元素分析結果

参考文献　[1] S. Uchida, et al., J. Nucl. Sci. Eng., **69**, p247 (1978)

[2] H. Hosokawa, et. al., J. Nucl. Sci. Technol., **41**, p682 (2004)

*Hideyuki Hosokawa[1], Naoshi Usui [2], Hiromitsu Inagaki[3], Hajime Hirasawa[4]

[1]Hitachi, Ltd., [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., [3]Chubu Electric Power Co.,Inc., [4]Toshiba Corporation

軽水炉利用高度化に対応した線量率低減技術の開発
（4）腐食生成物挙動評価モデルの高度化

Development of Dose Rate Reduction Technology for Improving LWR Utilization

(4) Improving Models for Evaluating the Behavior of Corrosion Products

*洞山祐介[1]，平澤肇[1]，浦田英浩[1]，碓井直志[2]，稲垣博光[3]

[1]東芝，[2]日立 GE ニュークリア・エナジー，[3]中部電力

新たな線量率低減技術の開発には腐食生成物挙動評価モデルによる解析が不可欠である。今回、ラボ試験データを中心に構築されていた既存の腐食生成物挙動評価モデルに対し、実機プラントデータをもとに構造材表面の腐食、付着挙動の観点から高度化を図り、将来予測の精度を向上させた。

キーワード：水化学，被ばく低減，水質管理，放射能蓄積，腐食生成物，モデル解析

1. 緒言：既存の腐食生成物挙動評価モデル[1)]（以下、評価モデルとする）では、ラボ試験データを中心としてモデル式を構築していたが、水質管理方法の変化に伴い既存評価モデルでは再現できない事象が増加していた。そこで、実機プラントデータを取り入れることで新しい水化学技術に対応可能な評価モデルの構築を目的とした。

2. 評価モデルの高度化：評価モデルの計算フローを図 1 に示す。本モデルでは、金属マスバランス評価（Fe,Ni,Co など）、放射能マスバランス評価（Co-60,Co-58 など）、および配管線量率評価を行っている。運転中に給水からの持込みや炉内構造材の腐食により発生した腐食生成物は、主に燃料表面で中性子照射を受け放射化し、放射性腐食生成物となる。放射性腐食生成物は再び炉水中へ溶解・剥離し、機器や配管に付着・蓄積することで被ばく線源となる。今回、評価モデル高度化にあたり、表 1 に示すように実機プラントデータを水質管理方法毎に整理したのち、構造材表面における腐食挙動、および放射能付着挙動を評価し、これを評価モデルへ反映した。また、ステンレス鋼酸化皮膜については、ラボ試験データをもとに、従来の単層から外層／内層の 2 層とすることで、評価モデルの精度向上を図った。

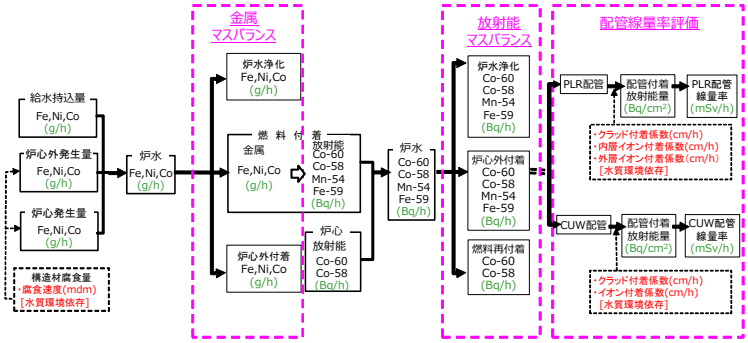


図 1　評価モデルの計算フロー

表 1　国内 BWR の水質管理方法の分類

No.	型式	水質管理					
		水素注入	貴金属注入	亜鉛注入	給水鉄濃度(ppb)		
					<0.1	0.1-1	>1
1	BWR	－	－	－	○	－	－
2	BWR	－	－	－	－	○	－
3	BWR	○	－	－	－	○	－
4	BWR	○(高濃度)	－	－	－	○	－
5	BWR	○	－	－	－	－	○
6	BWR	○	－	○	○	－	－
7	BWR	○	○	－	－	○	－
8	BWR	○	－	○	－	○	－
9	ABWR	－	－	－	－	○	－

注記・水素注入：水素注入開始予定のプラントも「－(通常水質)」に分類
・給水鉄濃度：<0.1ppbであっても高ニッケル状態に移行中のプラントは「0.1-1ppb」に分類

3. 結論：水質環境が変化した場合の実機データの腐食、付着挙動について、国内全 BWR プラントを統一的に分類・評価することにより、メカニズムに即した再現が可能となり、将来予測の精度が向上した。また、新しい水化学技術（水素注入＋貴金属注入、水素注入＋貴金属注入＋亜鉛注入など）を適用した場合においても、将来予測が可能となった。今後は、燃料表面における付着・溶出挙動を評価し、炉水放射能濃度の精度向上を図る予定である。なお、本研究は電力共通研究「軽水炉利用高度化に対応した線量率低減技術の開発（フェーズ 1）」の成果の一部である。

参考文献 [1] Y.Hemmi, et al., Water Chemistry of Nuclear Reactor System2, BNES, London, 319(1981)

*Yusuke Horayama[1], Hajime Hirasawa[1], Hidehiro Urata[1], Naoshi Usui[2], and Hiromitsu Inagaki[3]

[1]Toshiba Corporation, [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., [3]Chubu Electric Power Co., Inc.

原子炉起動時の腐食環境緩和及び放射性核種付着抑制技術の開発
-（８）Co 付着挙動への Ni の影響－

Development of suppression method for deposition of radioactivity and mitigation of corrosive environment
-(8)　Consideration of the Ni effect for ^{60}Co deposition behavior－

*伊藤 剛[1]　細川 秀幸[1] 長瀬 誠[2]
[1]日立・研開，[2]日立 GE

原子炉運転初期のステンレス鋼（SS）の腐食環境緩和及び ^{60}Co の付着抑制を目的に、化学除染後の SS 表面に Pt 粒子を形成する Pt コートを開発している。本研究では沸騰水型原子炉（BWR）模擬環境において環境中の Ni 濃度を 0, 5, 10 ppb と変化させて Co 付着抑制効果を確認した。

キーワード：化学除染、コバルト、再付着、ステンレス鋼

1. 緒言

BWR の一次系配管周辺での定検作業では、作業者の被ばく線量低減のために化学除染が実施される場合がある。貴金属注入（NMCA）適用プラントでは除染により配管表面の ^{60}Co が付着した酸化皮膜と施工した Pt が除去される。この状態で次サイクルの運転を行うと貴金属注入施工までの間、除染対象部において腐食環境緩和が不十分な期間が生じると共に、^{60}Co の再付着が増加する。そこで、原子炉運転初期の腐食環境の緩和と配管表面への ^{60}Co の付着を抑制するため、化学除染後の配管表面に還元剤を用いて Pt 粒子を形成する方法（Pt コート）を開発している。本研究では、環境中の Ni 濃度を変化させた場合の Pt コートによる ^{60}Co 付着抑制効果を検証した。

2. 実験

表面を研磨した 316SS 試験片をビーカーに設置し、温度 363 K、Pt を 1 ppm 含む形成溶液に 50 ppm の N_2H_4 を添加して Pt コートを施した。施工した Pt を王水に溶解して誘導結合プラズマ質量分析計を用いて付着した Pt を定量した。^{60}Co の付着抑制効果を検証するため、未処理及び Pt コート試験片を試験装置に設置し、温度：553 K、圧力：7 MPa、水素注入水質（溶存水素：50 ppb 、 Zn：5 ppb、 ^{60}Co 濃度：6.7 Bq/kg）に 500 時間浸漬した。この時、環境中の Ni イオン濃度が 0, 5, 10 ppb になるように硝酸ニッケルを添加した。^{60}Co の付着量は、ゲルマニウム検出器（Seiko EG&G Co. Ltd., GEM15P-70）で求めた。

3. 結果

^{60}Co 付着量の Ni 濃度依存性を図 1 に示す。未処理試験片の ^{60}Co 付着量は環境中に Ni が存在することで減少した。Ni 濃度 0, 5, 10 ppb の ^{60}Co 付着量は、それぞれ　20, 11, 12 Bq/cm^2 であった。Ni 濃度が増加する事で ^{60}Co 付着量は約 50%低下した。また、Pt コート試験片でも同様に ^{60}Co 付着量は環境中に Ni が存在することで減少し、Ni 濃度 0, 5, 10 ppb でそれぞれ約 14, 3, 4 Bq/cm^2 であった。未処理と Pt コート試験片を比較すると、Ni 濃度が増加すると ^{60}Co 付着抑制効果も増加し、その抑制効果は約 70%であった。

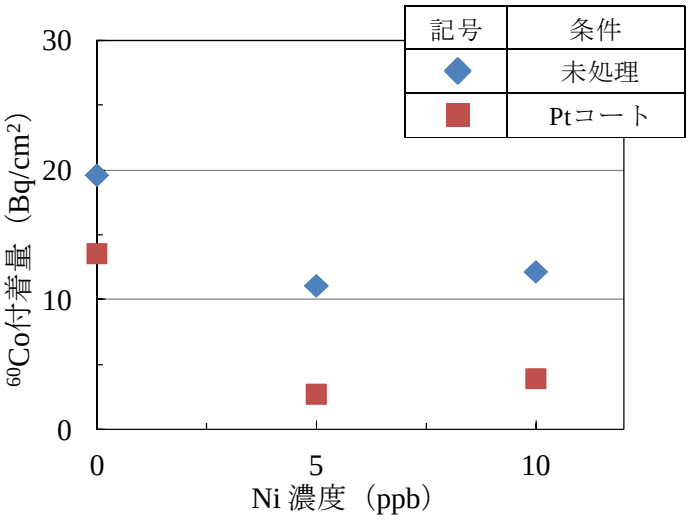


図 1　^{60}Co 付着量の Ni 濃度依存性

* Tsuyoshi ITO[1], Hideyuki HOSOKAWA[1], and Makoto NAGASE [2]
[1]Hitachi Ltd., [2]Hitachi-GE Nuclear Energy Ltd.

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：403-1 Reactor Chemistry, Radiation Chemistry, Corrosion, Water Chemistry,Water Quality Control

Wed. Sep 13, 2017 3:50 PM - 4:40 PM JST | Wed. Sep 13, 2017 6:50 AM - 7:40 AM UTC | Room F C214 - C Block

[1F05-07] Stress Corrosion Cracking, Radiolysis

Chair:Hiromitsu Inagaki (Chubu Electric Power)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

[1F05] Mechanistc study for PWSCC in Alloy 690

Influence of Ni plating

*Takumi Terachi[1], Takuyo Yamada[1], Makie Okamoto[1], Koji Arioka[1] (1. Institute of Nuclear Safety System, Incorporated)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[1F06] Radiation-Chemical Estimation of Energy Deposition around Fuel Debris

(1)Estimation of Energy Distributions dependent on Radiation Types

*Taichi Matsumura[1,2], Ryuji Nagaishi[1], Keisuke Okumura[1], Junichi Katakura[2], Masahide Suzuki[2] (1. JAEA, 2. NUT)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[1F07] Radiation-Chemical Estimation of Energy Deposition around Fuel Debris

(2)Radiation-Chemical Integration of Energy Distributions

*Ryuji Nagaishi[1], Taichi Matsumura[1], Keisuke Okumura[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

4:35 PM - 4:40 PM JST | 7:35 AM - 7:40 AM UTC

Time reserved for Chair

690 合金の PWSCC 機構研究
－ニッケルメッキの影響－

Mechanistic study for PWSCC in Alloy 690

－ Influence of Ni plating －

*寺地 巧[1]，山田 卓陽[1]，岡本マキエ[1]，有岡孝司[1]

[1]原子力安全システム研究所

690 合金冷間加工材の PWSCC 機構研究として、材料表面にニッケルメッキを施すことで腐食を抑制し、その条件下での PWSCC 進展挙動を確認した。ニッケルメッキにより表面の腐食を抑制することで、き裂進展速度が低下する傾向が得られた。

キーワード：690 合金、PWSCC, き裂進展試験、ニッケルメッキ

1. 緒言

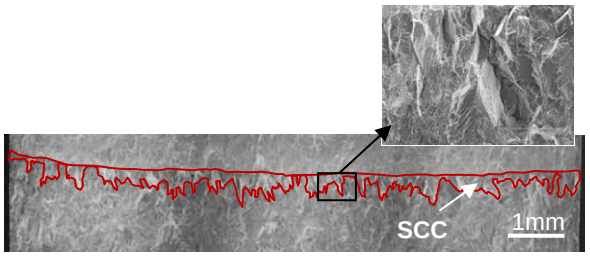
TT690 合金は耐 PWSCC 性に優れる材料だが、強い冷間加工の付与によって、PWSCC 進展感受性を示すことが報告されている。これまで実機における割れは報告されていないが、長期信頼性の確保に向け、あらゆる可能性について評価することが重要と考えられる。PWSCC 機構に対しては、腐食により生じ材料中に取り込まれる水素が、粒界キャビティ生成の促進など重要な役割を果たすと考えられるが、材料内への水素侵入挙動についての詳細は明らかになっていない。そこで、TT690 合金の表面に腐食を抑える効果を狙いニッケルメッキを施し、材料表面の腐食と水素発生状況の変化がき裂進展に及ぼす影響を検討した。

2. 実験

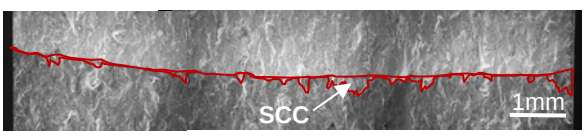
供試材には TT690 合金(40%CW)を用い、0.5TCT 形状（T-L 方位）の試験片を製作した。一部の試験片にはスパッタリングによる真空蒸着ニッケルメッキを施した。き裂進展試験には液循環式圧力容器を用い、360℃の温度加速条件となる PWR1 次系模擬環境下（500ppm B + 2ppm Li + DH 30cc/kg-H_2O）で定荷重引張試験を実施した。試験荷重は開始時の K 値が約 30MPa$\sqrt{m}$ となるよう設定した。試験後に走査型電子顕微鏡（SEM）による破面観察を行い、ニッケルメッキの有無による違いを確認した。

3. 結果と考察

き裂進展試験後の破面を解放し、SEM にて観察した結果を図 1 に示す。赤枠の範囲は、PWSCC により進展したと考えられる粒界破面部を示し、ニッケルメッキ側でき裂進展が抑制されている傾向が観察された。き裂先端ではなく、外表面の腐食を抑制することで、PWSCC 進展が抑制された効果は、水素発生反応であるカソード反応が抑制された結果と推察される。



(a) TT690 合金(40%CW)



(b)ニッケルメッキ TT690 合金(40%CW)

図 1　き裂進展試験後の破面観察結果

*Takumi Terachi[1], Takuyo Yamada[1], Makie Okamoto[1] and Koji Arioka[1]

[1]Institute of Nuclear Safety System, Inc.

燃料デブリ周囲へのエネルギー付与に関する放射線化学的評価
(1) 線種に依存した放射線エネルギー分布評価

Radiation-Chemical Estimation of Energy Deposition around Fuel Debris

(1) Estimation of Energy Distributions dependent on Radiation Types

*松村 太伊知[1,2]，永石 隆二[1]，奥村 啓介[1]，片倉 純一[2]，鈴木 雅秀[2]

[1]日本原子力研究開発機構，[2]長岡技術科学大学

福島第1原発で溶融した炉心は金属やコンクリートと反応してデブリとなっている。これは水に接触した状態で10数年の間，FPからのβ線やγ線，アクチノイドからのα線の放射線の影響を受け続けることになる。状態把握の観点からもデブリを取り巻く，これら放射線による複合的な照射場を評価することは重要である。そこで本報告では，燃焼計算により求めたインベントリデータから，放射線の種類（線種，崩壊モード）毎のエネルギー分布を評価した。ここで，放射線エネルギー分布の冷却期間（事故からの経過時間）に対する依存性等について議論した。

キーワード：福島第1原発，事故（時）燃料，放射線の線種（崩壊モード），エネルギー分布，冷却期間

1. 緒言

福島第1原発（1F）では炉心への海水投入後，放射性汚染水の処理によって水から放射性物質や塩分の除去が進められ，原子炉建屋～処理装置間に循環冷却システムが構築された。当初は処理後に発生する吸着塔を含む廃棄物の保管方策[1)]が喫緊の課題であったが，現在では冷却水の汚染源となっている燃料デブリに注目が集まっている。

これまで燃料デブリに対しては現状把握として炉心の高温溶融に端を発する事故進展（インベントリ・被爆計算），並びに燃料と構造材の混合物としての性状把握（固体論）の観点から研究が盛んに進められてきたが，数年後の取り出しやその後の保管を想定して，現在では形状・組成変化，溶出等の経年変化に関する研究も進められつつある。

その経年変化の要因の一つは燃料デブリ中のアクチノイドやFPからの様々な放射線であるため，デブリを取り巻く複合的な照射場の把握は極めて重要である。そこで本報告では，燃焼計算で取得したインベントリデータ[2)]からさらに評価（崩壊熱計算）を進めて，放射線の種類（線種，崩壊モード）毎のエネルギー分布を求めた。

2. 計算・解析

燃料デブリの組成（線源）モデルを作成するため，燃焼度・ボイド分布を考慮した3次元燃焼計算（MOSRA等）によるインベントリ計算と，微量不純物を考慮した構造材の放射化計算（ORIGEN2）を組み合わせて行った（ライブラリ JENDL-4.0）[2)]。計算条件としては，集合体分割，燃料と構造材（被覆管，集合体，炉心等）の混合率，揮発性FP（希ガス，高揮発性元素，中揮発性元素）の放出率，Gd等の混合率，冷却期間等が挙げられる。

上記で得た出力データ（初期U当たりの核種量，核種数1,619）から，崩壊データファイル（JENDL/DDF-2015[3)]：崩壊定数，分岐比，回収可能エネルギー等）をもとに崩壊熱計算を線種毎に行った。ここで簡便のため，単一核種からの同一線種の複数線（α β γ）を単一化して，連続エネルギー分布を有する線種（β）を平均化した。

3. 結果・考察

1F事故時の1号機を例に，基本的条件として集合体分割なし（炉心平均），集合体の構造材混合，FP放出なしで求めた線種毎のエネルギー分布を図1に示す。縦軸は放射能の対数表示で9桁の範囲を示している。図では，明らかに線種毎に主要なエネルギー範囲が異なることがわかり，α線が4～7 MeVに対してβ線とγ線は<5 MeVと分かれている。ここで，γ線の場合はCompton散乱等で放出（反跳）された二次電子として主に媒質中にエネルギーを与えることになる。

本報告では，さらに揮発性FPの放出や冷却期間（事故後1～100年）の伴う分布の変化等についても述べる。

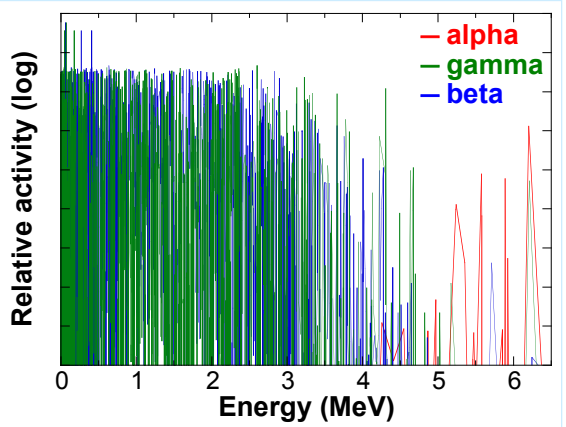


図1 1F1 事故時の複合放射線（αβγ）のエネルギー分布
（炉心平均・集合体構造物混合・FP放出ナシ）

参考文献

[1] I. Yamagishi, R. Nagaishi *et al.*, "Characterization and storage of radioactive zeolite waste", *J. Nucl. Sci. Technol.*, 51, 1044 (2014) 他.

[2] K. Okumura *et al.*, "Nuclear data for severe accident analysis and decommissioning of NPP", Proceedings of SND 2012 (2012) 他.

[3] J. Katakura and F. Minato, "JENDL Decay Data File 2015 (JENDL/DDF-2015)", JAEA-Data/Code 2015-030, JAEA (2016).

* Taichi Matsumura[1,2], Ryuji Nagaishi[1], Keisuke Okumura[1], Jyunichi Katakura[2] and Masahide Suzuki[2]

[1] Japan Atomic Energy Agency (JAEA), [2] Nagaoka University of Technology (NUT)

燃料デブリ周囲へのエネルギー付与に関する放射線化学的評価
(2) 放射線エネルギー分布の放射線化学的統合

Radiation-Chemical Estimation of Energy Deposition around Fuel Debris

(2) Radiation-Chemical Integration of Energy Distributions

*永石 隆二[1]，松村 太伊知[1]，奥村 啓介[1]

[1] 日本原子力研究開発機構

デブリが共存した水（反応系）中では放射線分解が起きて，高反応性の生成物（ラジカル・分子）が長期にデブリと接触・反応し，その状態に影響を及ぼす（経年変化）。ここで，放射線分解や照射損傷といった放射線効果は，一般的に評価される線量だけでは説明できず，放射線の線質（線種，エネルギー）に依存した考慮が必要である。

そこで本報告では，前の報告で評価した線種毎のエネルギー分布を放射線化学的に統合した。さらに，線種毎に影響範囲の異なる，反応系での不均一なエネルギー付与に基づく放射線効果について議論した。

キーワード：燃料デブリ，水，LET（線エネルギー付与），放射線分解，プライマリ収量（G 値）

1. 緒言

これまでの汚染水処理に関する研究[1)]では，FP の Cs-137 や Sr-90 から放出される飛程の比較的長い放射線の種類（線種）に限って，研究対象（廃吸着塔，廃棄物等）に特徴的な核種に由来する放射線（β γ）の影響について論じてきたが，燃料デブリは FP だけでなく飛程の短いα線を放出するアクチノイドも含むため，デブリを取り巻く環境を主に線種に依存した範囲で影響を与える，複合的な放射線による照射場として考える必要がある。

一方，放射線化学では，線エネルギー付与（LET）が一般に放射線の線質（線種，エネルギー）を表す指標とされており，水の分解生成物の収量（G 値）等は線質に依って異なる値となることが知られている（LET 効果）[2)]。従って，デブリを取り巻く照射場において放射線効果を検討する場合には，線質依存性を考慮する必要がある。

そこで本報告では，（吸収）線量評価に直接関係する前の報告(1)で求めた線種毎のエネルギー分布を放射線化学的に統合して，放射線分解や照射損傷といった放射線効果の影響評価に繋がる LET 分布に変換した。

2. 計算・解析

線種毎の LET のエネルギー依存性を前の報告(1)で求めたエネルギー分布に当てはめて，線種全体の LET 分布としてまとめた。ここで，荷電粒子であるα線（He-4 核）とβ線（電子）の LET は Bethe 式[3)]より求めた。また，光子であるγ線（単色）は Compton 散乱等で放出（反跳）された二次電子（連続エネルギー分布）で主に媒質中にエネルギーを付与するとして，γ線の LET を二次電子の平均エネルギー（散乱角）[3)]に対する値として求めた。

上記で得た LET 分布をもとにした評価として，水の分解生成物（ラジカル・分子）の生成量（率）は各 LET での線量（率）と分解のプライマリ収量の積を分布する全 LET 領域で積分することで求めることができる。ただし，放射線は主に燃料デブリから放出されるため，水が存在する領域に到達できない放射線の寄与は排除される。

3. 結果・考察

前の報告(1)と同様に，1F 事故時の 1 号機を集合体分割なし（炉心平均），集合体の構造材混合，FP 放出なしの条件で求めた線種毎の LET 分布を図 1 に示す。縦軸（放射能），横軸（LET）ともに対数表示で示している。図では前の報告(1)で求めたエネルギー分布よりも，α線とβ線・γ線との間でさらに明瞭な開きがあることがわかる。これはデブリを取り巻く環境において，それぞれの放射線が全く異なる範囲で影響していることを示唆している。また，デブリ取り出しまでは，汚染水処理と同様に低 LET 放射線[2)]による水の分解が支配的であることがわかる。

本報告では，LET 評価の妥当性について論じるとともに，これをもとに評価した水の放射線分解等の，冷却期間（事故後 100 年未満）やデブリ構造との関係についても述べる。

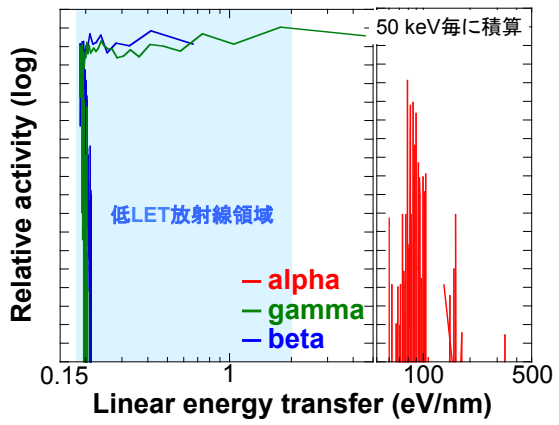


図 1 1F1 事故時の複合放射線（αβγ）の LET 分布
（炉心平均・FP 放出ナシ・集合体構造物混合）

参考文献

[1] R. Nagaishi *et al.*, “Irradiation experiments of simulated carbonate slurry”, EFCOG Nuclear and Facility Safety Workshop, ANL, Illinoi, USA, 9 August 2016 [full paper in JOPSS] 他.

[2] 永石隆二，「4-2 e_{aq}^-,·OH, H の収量の各種依存性」，放射線化学のすすめ，日本放射線化学会編，学会出版センター, 59-60 (2006) 他.

[3] H. Bethe *et al.*, “Passage of radiations through matter” in Experimental Nuclear Physics, ed. E. Segré, J. Wiley, New York (1953); 志田正二編，分子科学講座 12「放射線と原子・分子」，共立出版 (1966) 他.

* Ryuji Nagaishi[1], Taichi Matsumura[1] and Keisuke Okumura[1]

[1] Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：403-1 Reactor Chemistry, Radiation Chemistry, Corrosion, Water Chemistry,Water Quality Control

Wed. Sep 13, 2017 4:40 PM - 5:45 PM JST | Wed. Sep 13, 2017 7:40 AM - 8:45 AM UTC | Room F C214 - C Block

[1F08-11] Fuel Cladding Corrosion

Chair:Ryuji Nagaishi (JAEA)

4:40 PM - 4:55 PM JST | 7:40 AM - 7:55 AM UTC

[1F08] Study of fuel-cladding chemical interaction (FCCI) in sodium-cooled small fast reactor

*Takanori Tanigaki[1], Yuichi Tabata[1], Koei Sasaki[2], Takashi Onitsuka[1], Ken-ichi Fukumoto[1], Yuji Arita[1], Masami Uno[1] (1. University of Fukui, Research Institute of Nuclear Engineering, 2. Japan Atomic Energy Agency)

4:55 PM - 5:10 PM JST | 7:55 AM - 8:10 AM UTC

[1F09] Evaluation of Long-term integrity of the fuel assembly removed from the spent fuel pool

(4)Integrity evaluation for the spent fuel in wet storage

*YASUO MORISHIMA[1,2], SHIGEAKI TANAKA[1,2], KOTARO MATSUOKA[3] (1. IRID, 2. TOSHIBA, 3. TEPCO)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[1F10] Evaluation of long-term integrity of the fuel assembly removed from the spent fuel pool

(5)Integrity of fuels during dry storage

*Shinichi Ishioka[1,2], Toru Higuchi[1,2], Junji Matsunaga[3], Masaki Aomi[3], Yoshinori Etoh[4] (1. IRID, 2. Hitachi-GE Nuclear Energy, 3. Global Nuclear Fuel Japan, 4. Nippon Nuclear Fuel Development)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[1F11] Evaluation of long-term integrity of the fuel assembly removed from the spent fuel pool

(6)Summary of FY2015 and 2016 results

*Toru Higuchi[1,4], Shinichi Ishioka[1,4], Shigeaki Tanaka[2,4], Yasuo Morishima[2,4], Fumiyoshi Ueno[3,4], Koji Maeda[3,4] (1. Hitachi-GE Nuclear Energy, 2. Toshiba, 3. Japan Atomic Energy Agency, 4. International Research Institute for Nuclear Decommissioning)

5:40 PM - 5:45 PM JST | 8:40 AM - 8:45 AM UTC

Time reserved for Chair

Na 冷却型小型高速炉の燃料-被覆管化学的相互作用(FCCI)の研究

Study of fuel-cladding chemical interaction (FCCI) in sodium-cooled small fast reactor

*谷垣 考則[1], 田端 優一[1], 佐々木 孔英[2], 鬼塚 貴志[1], 福元 謙一[1], 有田 裕二[1], 宇埜 正美[1]

[1]福井大学附属国際原子力工学研究所, [2]日本原子力研究開発機構

Na 冷却小型高速炉の実用化に向けて、「燃料-被覆管化学的相互作用(FCCI)」への対処が課題として挙げられる。本件では、金属燃料における FCCI の主要元素の一つである Ce とフェライト系燃料被覆管材(PNC-FMS 鋼：Fe-Cr 鋼)との反応相について分析した結果を報告する。

キーワード： 燃料-被覆管化学的相互作用、金属燃料

1. 緒言

近年、出力 30 万 kW 以下の各種小型モジュール炉(SMR)の開発が進められている。中でも、Na 冷却小型高速炉の基本概念では金属燃料を使用し、燃料交換無しで数十年の長期運転を想定している。しかしながら、高燃焼度下において燃料被覆管材が金属燃料や核分裂生成物(FP)と反応相を形成し、被覆管材のバウンダリ機能や機械的強度を損なう恐れのある「燃料-被覆管化学的相互作用(FCCI)」が問題として挙げられる。これまで先行研究として燃料（あるいは FP）と被覆管材との模擬反応相の分析が行われてきた。本研究では、金属燃料における FCCI 抑制手法の検討に先立ち、FCCI 現象の理解を深めるためにフェライト系燃料被覆管材である PNC-FMS 鋼(Fe-Cr 鋼)と Ce の反応試験を実施し、反応界面について詳細分析を行った。

2. 実験

実験に用いたPNC-FMS鋼(11Cr-0.4Ni-0.12C-0.05Si-0.6Mn-0.5Mo-2W-0.05N-0.05Nb-0.2V)は、高周波真空溶解にて作成し、板材から放電ワイヤーカットにてΦ10mm×2mmの試験片に加工した後、Ceとの接触面をサンドペーパー(～#2000)とダイヤモンド粒子(～粒径0.25μm)を用いて鏡面に仕上げた。アルゴンガス置換したグローブバッグ内でCe粉末をテーブルプレス機にて円柱に成型し、PNC-FMS鋼と重ね合わせてTa箔、Zr箔で覆い、試験体とした。作製した試験体はバルブ付き石英管に装荷し、ロータリーポンプを用いて0.1Paにて真空封入した。これを電気炉にて610℃×100hの加熱試験を実施した。得られた被覆管材-Ce反応面について走査型電子顕微鏡(SEM)による断面組織観察、エネルギー分散X線分光法(EDS)による化学分析、集束イオンビーム法(FIB)、透過型電子顕微鏡(TEM)による反応生成物の詳細分析を実施した。

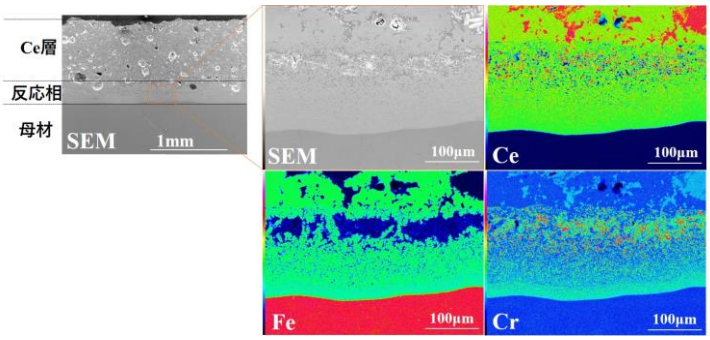


図 1　試験片断面 SEM 像と Ce,Fe,Cr の元素マッピング図

3. 結果

図 1 に試験片断面 SEM 像と Ce,Fe,Cr の元素マッピング図を示す。試験片断面の観察結果から、試験片と Ce との反応により Ce-Fe-Cr 相の形成を確認した。詳細については当日報告する。

---

*Takanori Tanigaki[1], Yuichi Tabata[1], Koei Sasaki[2], Takashi Onitsuka[1], Ken-ichi Fukumoto[1], Yuji Arita[1] and Masami Uno[1]

[1]University of Fukui, Research Institute of Nuclear Engineering., [2]Japan Atomic Energy Agency.

使用済燃料プールから取出した燃料集合体の長期健全性評価
（4）湿式保管時の燃料健全性評価

Evaluation of long-term integrity of the fuel assembly removed from the spent fuel pool
(4) Integrity evaluation for the spent fuel in wet storage

*森島康雄[1)2)]　田中重彰[1)2)]　松岡恒太郎[3)]

1)国際廃炉研究開発機構（IRID）　2)東芝　　3)東京電力ホールディングス

福島第一原子力発電所の使用済燃料プールから取出した燃料集合体を共用プールで長期にわたり湿式保管する際の健全性を評価するために、使用済燃料集合体から採取した燃料部材を用い、すきま腐食感受性の評価等を実施した。その結果、共用プール保管中における腐食の発生はないことを確認した。

キーワード：燃料集合体，福島第一原子力発電所，使用済燃料プール，共用プール，湿式保管

1. 緒言

福島第一原子力発電所（1F）1～4号機の使用済燃料プール（SFP）に保管されていた燃料集合体は、海水注入や瓦礫落下等の履歴を受けている。このような燃料集合体を共用プールで湿式保管する際には、構造健全性や燃料密閉性の維持が求められる。特に、塩化物イオンによる局部腐食で燃料集合体の健全性が損なわれることが懸念される。そこで、使用済燃料集合体の燃料部材を用いて、局部腐食の塩化物イオン濃度依存性を評価した。

2. 試験方法

共用プールに保管中の使用済燃料集合体より、すきま構造を形成し、かつハンドリング時に荷重伝達を担うロックナット（SUS304L）を採取し、測定のため照射後試験施設へ輸送した。当該施設で腐食すきま再不動態化電位測定を行い、実機部材による耐食性評価を行った。また、エネルギー分散型X線分析装置（EDS）により燃料集合体に付着していた白色堆積物の成分分析を行った。

3. 結果・考察

図1に腐食すきま再不動態化電位測定の結果を示す。図中には定常腐食電位もあわせて示した。おおむね100ppm以下の塩化物イオン濃度において腐食すきま再不動態化電位が定常腐食電位より低くなり、すきま腐食のしきい値となる塩化物イオン濃度は100ppm程度であることが確認された。また、図2にロックナットに付着していた白色堆積物の成分分析結果を示す。主にFe、Mg、Oが検出された。このうちFeは材料表面のクラッド（鉄酸化物）由来であり、白色付着物の主成分は海水由来のMgとOからなる化合物と考えられる。一方、Clは検出されなかった。これらより、共用プール保管中における腐食の発生はないことを確認した。

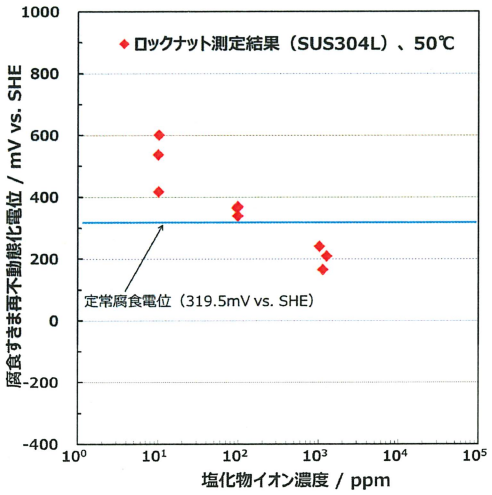


図1　ロックナットの腐食すきま再不動態化電位測定結果

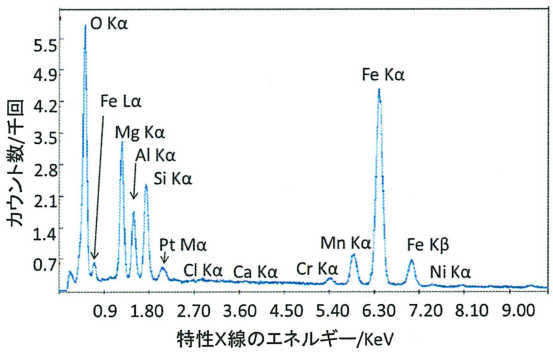


図2　白色堆積物のEDS分析結果

謝辞　本研究は、資源エネルギー庁の平成26年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（使用済燃料プールから取出した燃料集合体の長期健全性評価）」においてIRIDが補助事業者となりその組合員である東芝、日立GEニュークリア・エナジー、日本原子力研究開発機構が実施した成果の一部を取りまとめたものである。

*Yasuo Morishima[1,2], Shigeaki Tanaka[1,2], Kotaro Matsuoka[3], Jin Kamimura[4], and Yoshinori Etoh[5]

[1]International Research Institute for Nuclear Decommissioning, [2]Toshiba Corporation, [3]Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.,

使用済燃料プールから取出した燃料集合体の長期健全性評価 (5) 乾式保管時の燃料健全性評価

Evaluation of long-term integrity of the fuel assembly removed from the spent fuel pool
(5) Integrity of fuels during dry storage

*石岡真一 1)2)　樋口徹 1)2)　松永純治 3)　青見雅樹 3)　栄藤良則 4)
1)国際廃炉研究開発機構（IRID）　2)日立ＧＥニュークリア・エナジー
3)グローバル・ニュークリア・フュエル・ジャパン　4)日本核燃料開発

使用済燃料集合体の乾式保管時における燃料健全性評価のために、燃料被覆管試験片を用いて水素化物析出挙動確認試験およびクリープ試験を実施し、瓦礫による傷や海水付着およびこれらの環境条件が重畳された場合について燃料健全性に及ぼす影響を評価し、これらの環境条件の燃料健全性に対する影響は小さいことを確認した。

キーワード：乾式保管，燃料被覆管，水素化物再配向，クリープ

1. 緒言

福島第一原子力発電所（1F）1～4号機の使用済燃料プール（SFP）に保管されていた使用済燃料集合体は、SFPへの海水注入や瓦礫混入などにより、通常とは異なる環境履歴を有している。そのため、これら1F特有環境の要因が乾式保管時の燃料健全性に及ぼす影響を評価することは重要である。本研究では、既報[1]に引き続き、1F模擬環境を考慮した燃料被覆管試験片を用いて、水素化物析出挙動確認試験およびクリープ試験を実施し、水素化物再配向特性およびクリープ特性を評価した。

2. 試験方法

試験片は、実機の燃料集合体部材を模擬した燃料被覆管（照射済、Zry-2）に 1F 模擬条件（コンクリート材による表面傷付与、海水付着、瓦礫固着のうちの一部あるいは重畳）を付与したものとした。水素化物析出挙動確認試験は、周方向応力：70MPa（一部 60MPa または 35MPa）、最高保持温度：300℃（一部 200℃）、冷却速度：約 0.04℃/h で実施した。クリープ試験は、周方向応力 170MPa（一部 130MPa）、温度 360℃、時間：最大 5,000h で実施した。

3. 結果・考察

図 1 に水素化物析出挙動確認試験結果の例を示す。水素化物再配向は、表面傷付与部近傍と傷なし部で、有意な差異は見られなかった。クリープ試験では、表面傷および海水付着の有無によらず、ひずみ速度は同程度であり、ひずみ速度への表面傷および海水付着の影響は小さいことを確認した。

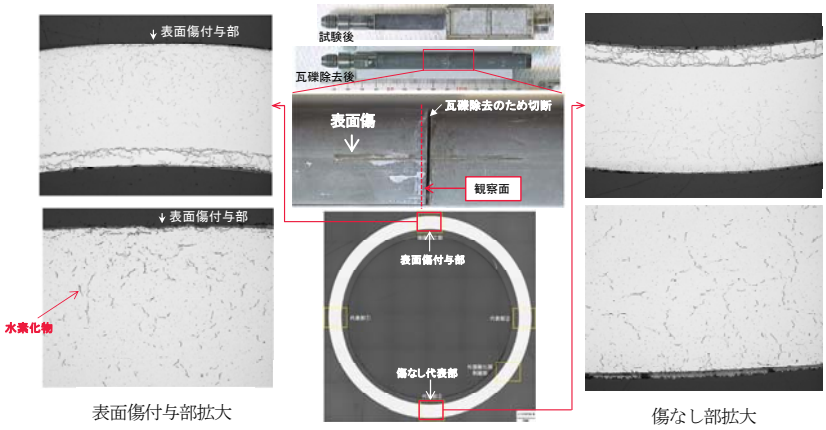


図 1 水素化物析出挙動確認試験結果の例
（照射済試験片、周方向応力 70MPa、最高保持温度 300℃、冷却速度約 0.04℃/h）

謝辞　本件は、資源エネルギー庁の平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（使用済燃料プールから取出した燃料集合体の長期健全性評価）」にて実施され、IRID が補助事業者となり、その組合員である日立ＧＥニュークリア・エナジー、東芝、日本原子力研究開発機構が実施した成果の一部を取りまとめたものである。

参考文献

[1] 石岡 他，日本原子力学会「2016 秋の大会」，3C02

*Shinichi Ishioka[1,2], Toru Higuchi[1,2], Junji Matsunaga[3], Masaki Aomi[3] and Yoshinori Etoh[4]
[1]International Research Institute for Nuclear Decommissioning, [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., [3]Global Nuclear Fuel –Japan Co., Ltd., [4]Nippon Nuclear Fuel Development Co., Ltd.

使用済燃料プールから取出した燃料集合体の長期健全性評価 (6) 総合評価

Evaluation of long-term integrity of the fuel assembly removed from the spent fuel pool
(6) Summary of FY2015 and 2016 results

*樋口 徹[1,2]，石岡 真一[1,2]，田中 重彰[1,3]，森島 康雄[1,3]，上野 文義[1,4]，前田 宏治[1,4]
[1]国際廃炉研究開発機構，[2]日立ＧＥニュークリア・エナジー，[3]東芝，[4]日本原子力研究開発機構

福島第一原子力発電所 1～4 号機の使用済燃料プール（SFP）に保管されていた使用済燃料集合体は、SFP への海水注入や瓦礫混入などにより、通常とは異なる環境履歴を有している。本研究では、使用済燃料の湿式および乾式保管の観点から、それらの環境履歴が燃料集合体の健全性に与える影響を評価した。
キーワード：福島第一原子力発電所，使用済燃料プール，燃料集合体，長期保管，長期健全性

1. 緒言

福島第一原子力発電所 1～4 号機の使用済燃料プール（SFP）に保管されている燃料集合体は、海水注入や瓦礫の混入によって通常とは異なる環境履歴を有している。従って、今後、使用済燃料の保管方法を検討するためには、それらの環境履歴が燃料集合体の長期健全性に及ぼす影響を評価することが不可欠である。ここでは、国際廃炉研究開発機構（IRID）が平成 27 および 28 年度に実施した、燃料集合体長期健全性に関する調査・試験結果をまとめる。

2. 総合評価

2-1. 湿式保管時の燃料健全性

共用プール保管時に燃料集合体が腐食に至る要因を分析し、それを基に、ロックナットを用いた白色堆積物分析、ねじ内部付着物分析および電気化学試験を実施した。白色堆積物は、$Mg(OH)_2$ であり、水質への影響は小さいと推定された。ねじ内面付着物分析では、すきま部における塩化物イオンの残留は認められなかった。また、電気化学試験では、すきま腐食感受性が生じる塩化物イオン濃度のしきい値が確認され、現在の共用プール環境においては、燃料集合体の腐食は生じないと評価された。

2-2. 乾式保管時の燃料健全性

乾式保管時の劣化要因として被覆管の腐食、水素化物再配向およびクリープを想定し、SFP 環境履歴模擬条件として傷、海水付着および瓦礫固着を考慮して水素化物析出挙動確認試験およびクリープ試験を実施した。いずれの環境模擬条件においても、被覆管の腐食、水素化物再配向およびクリープ速度に及ぼす環境の影響は認められなかった。また、環境模擬条件の被覆管であっても、1 %以下の周方向塑性ひずみでは破断しないことが確認された。

謝辞　本件は、資源エネルギー庁の平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（使用済燃料プールから取出した燃料集合体の長期健全性評価）」にて実施され、IRID が補助事業者となり、その組合員である日立ＧＥニュークリア・エナジー、東芝、日本原子力研究開発機構が実施した成果の一部を取りまとめたものである。

---

*Toru Higuchi[1,2], Shinichi Ishioka[1,2], Shigeaki Tanaka[1,3], Yasuo Morishima[1,3], Fumiyoshi Ueno[1,4] and Koji Maeda[1,4]
[1]International Research Institute for Nuclear Decommissioning, [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Co., Ltd., [3]Toshiba Corp., [4]Japan Atomic Energy Agency

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：307-1 Computational Science and Engineering

Wed. Sep 13, 2017 10:00 AM - 11:00 AM JST | Wed. Sep 13, 2017 1:00 AM - 2:00 AM UTC | Room G C213 - C Block

[1G01-04] Damage and Failure Analysis

Chair:Masaaki Tanaka (JAEA)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[1G01] Reliability assessment on thermal fatigue of pipes induced by oscillation of thermally stratified fluid

*Masaaki Suzuki[1] (1. Tokyo Univ. of Science)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[1G02] Analytical and Experimental Study on Local Failure Mechanism of Notched Tensile Test Speciments

*Takashi Sakaguchi[1], Mizuki Yoshida[1], Takuya Sato[1], Naoto Kasahara[1] (1. Tokyo univ.)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[1G03] Study on Damage Evaluation Method of RC Slab Subjected to Rigid Missile Impact

*Kosuke Namba[1], Koji Shirai[1], Kazukuni Niwa[2], Kunio Takekoshi[2], Tatsuro Takahashi[2] (1. CRIEPI, 2. Terrabyte)

10:45 AM - 11:00 AM JST | 1:45 AM - 2:00 AM UTC

[1G04] Evaluation of Local Damage to Reinforced Concrete Panels Subjected to Oblique Impact of Rigid and Deformable Projectiles

*Haruji Tsubota[1], Yoshimi Ohta[1], Akemi Nishida[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

熱成層界面ゆらぎによる配管熱疲労に関する信頼性評価

Reliability assessment on thermal fatigue of pipes induced by oscillation of thermally stratified fluid

*鈴木 正昭[1]
[1]東京理科大学

熱成層界面ゆらぎに対する発生熱応力の周波数応答関数およびそれに基づく熱疲労損傷評価法を開発した。開発した熱疲労損傷評価法を用いて配管の信頼性解析を実施し、疲労強度のばらつき、および熱成層界面ゆらぎ現象において特徴的な支配因子である無次元界面厚さが熱疲労き裂発生確率に及ぼす影響を評価した。

キーワード：不確実性、信頼性、高サイクル熱疲労、熱成層、閉塞分岐配管

1. 序論

原子力プラントの冷却系配管に高サイクル熱疲労破損をもたらし得る典型的現象として「閉塞分岐配管における熱成層界面ゆらぎ」がある（図 1）。日本機械学会により策定された評価指針では、熱成層界面の位置をもって構造健全性を評価・判定する。本研究では熱成層界面ゆらぎに対する熱疲労損傷評価法を構築し、現行指針の高度化および配管熱疲労破損リスクの定量評価に資することを目的とする。

2. 周波数応答関数に基づく熱疲労損傷評価

これまで、熱成層界面ゆらぎにより発生する熱応力を、その周波数応答特性を考慮し理論的かつ合理的に評価する手法として、熱応力の周波数応答関数を開発している。また、熱成層界面の厚さ H_t や変動距離 L_m 等の各因子が発生熱応力へ与える影響を調べ、無次元界面厚さ $H_t^* \equiv H_t / L_m$ が特徴的な発生熱応力の支配因子であることを明らかにしている。本研究では、熱成層界面ゆらぎに対して周波数応答関数およびパワースペクトル密度関数に基づく合理的な熱疲労損傷評価法を開発した（図 2）。

3. 熱疲労損傷に対する配管の信頼性解析

強度に関する不確実性として疲労試験データのばらつきおよび疲労強度低減効果のばらつきを、また、荷重に関する不確実性として無次元界面厚さをパラメータとしてそれぞれ考慮した。開発した熱疲労損傷評価法を用いてモンテカルロ解析を実施し、各不確実性因子が熱疲労き裂発生確率に及ぼす影響を評価した（図 3）。ここでは、分岐菅への界面の侵入が深くなる小口径配管に対して留意すべきであることが示唆された。

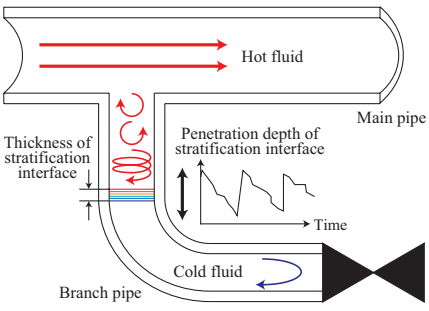


図 1 閉塞分岐配管における熱成層界面ゆらぎ

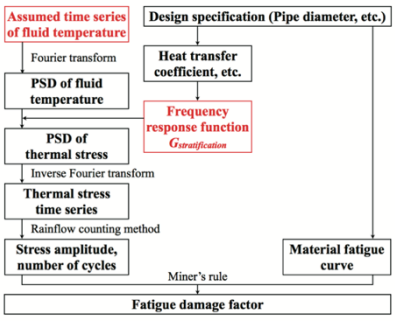


図 2 熱成層界面ゆらぎに対する熱疲労損傷評価法

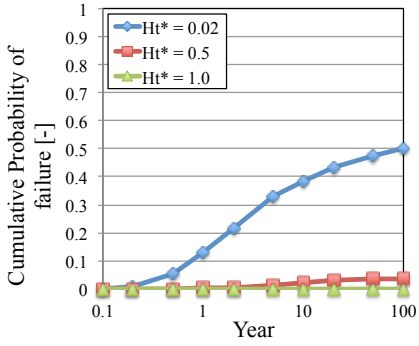


図 3 累積き裂発生確率と無次元界面厚さの関係の例

*Masaaki Suzuki[1]
[1]Tokyo University of Science

解析と試験による切欠き付き試験片の局部破損メカニズムに関する研究

Analytical and Experimental Study on Local Failure Mechanism of Notched Tensile Test Specimens

*坂口 貴史[1]、吉田 瑞城[1]、佐藤 拓哉[1]、笠原 直人[1]
[1]東京大学大学院

構造不連続部において発生の可能性が指摘されている局部破損のメカニズムは未だ十分には解明されていない[1)]。本研究では、構造不連続部を模擬した基本的モデルとして切欠き付き厚板を取り上げ、切欠き形状が引張強度に及ぼす影響を検討した。

キーワード：局部破損、弾塑性有限要素解析、破損メカニズム、多軸応力、引張強度、塑性拘束

1. **序論**　過酷事故が起こると、強い多軸拘束状態の原子炉では局部破損を引き起こしうるが、局部破損は従来の設計では想定されてこなかったばかりか、そのメカニズムは充分に解明されていない。本研究では、引張り試験と大変形弾塑性 FEM 解析を行うことにより、局部破損メカニズムの解明を目的とする。

2. **FEM 解析及び引張試験**　平滑厚板及び、切欠き付厚板試験片の大変形弾塑性有限要素解析と引張試験を行った。図 1 に実験に用いた試験片を示す。試験片は引張荷重により板厚中央から破壊が生じた。解析は厚板を模擬するために、平面ひずみモデルを用い、対称性を考慮して 1/4 モデルとした。切欠き形状の影響を検討するために、最小断面部の幅方向の大きさ(w_1)を一定とし、最大断面部の幅方向の大きさ(w_2)を変化させた。図 2 の赤矢印が最小断面部、黄矢印が最大断面部である。図 3 に実験による荷重―変位曲線を示す。図から、平滑試験片に比べて切欠き付試験片の破断までの最大荷重は上昇することがわかる。また、w_2 /w_1 が大きくなるにつれ、破断までの最大荷重も大きくなる。解析も同様の傾向を示した。



図 1 切欠き付試験片



図 2　切欠き付試験片解析モデル

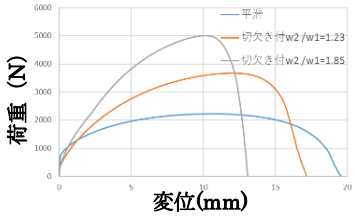
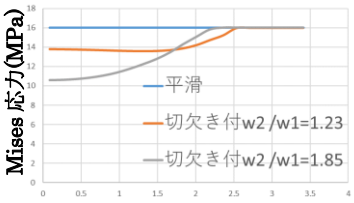


図 3　実験による荷重―変位曲線

3. **切欠き形状が引張強度に及ぼす影響と破壊メカニズムの考察**　荷重が上昇する理由は、最小断面部がポアソン比効果で縮もうとするのを、その周辺部（最大半径断面部）が拘束するためであると考えられる。これは、w_2 /w_1 が大きくなるにつれ、荷重上昇する傾向とも一致する。また、多軸応力場での破損メカニズムを解明するために、破断時の、設計における強度指標であるミーゼス応力と静水圧応力の最小断面部での応力分布図を図 4、図 5 に示す。横軸の原点は試験片中心部であり、図 2 の赤矢印最下部となる。そして横軸 3.5 で切欠き底となる。ミーゼス応力は切欠き底で大きくなっているのに対して、静水圧応力は内部で大きくなっている。これは局部破損が切欠き底ではなく内部から発生する現象と一致する。つまり、局部破損のような特殊な破壊メカニズムを考える場合は、ミーゼス応力だけでなく静水圧応力も考慮にいれなければならないことが明確になった。



中心からの距離(mm)
図 4 最小断面部 Mises 応力分布

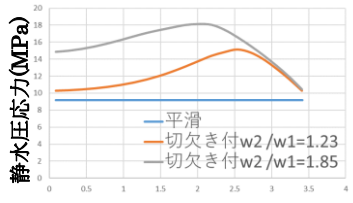


図 5 最小断面部静水圧応力分布

参考文献　1）佐藤拓哉，圧力設備の破損モードと応力，日本工業出版, 2013

* Takashi Sakaguchi[1], Mizuki Yoshida[1], Takuya Satou[1] and Naoto Kasahara[1]　[1]Tokyo Univ.

剛飛翔体衝突を受ける RC 版の損傷評価法に関する検討

Study on Damage Evaluation Method of RC Slab Subjected to Rigid Missile Impact

*南波 宏介[1]，白井 孝治[1]，丹羽 一邦[2]、竹越 邦夫[2]，高橋 達朗[2]
[1]電中研，[2]テラバイト

飛来物衝突を受ける鉄筋コンクリート（以下、RC）版の貫通、裏面剥離を推定可能な損傷評価法として、せん断ひずみ、圧力を基に RC 要素を消去することで RC 版の損傷を模擬する有限要素解析を実施した。その結果、既往の衝突実験で見られた裏面剥離や貫通の応答性状が確認され、評価法の適用可能性が得られた。

キーワード：コンクリート版，剛飛来物衝突，有限要素解析

1. 目的：原子力発電所では、竜巻飛来物衝突を考慮し構造健全性評価を実施する必要がある。これまで貫通、裏面剥離の貫通限界厚さを既往の評価式より算出し、評価対象の部材厚と比較することで構造健全性を評価してきたが、形状が複雑な構造物を対象とする場合には、より合理的な評価手法が必要となる。本稿では、既往の衝突実験を対象に有限要素解析による構造健全性評価を行い、その評価手法の適用性を確認する。

2. 衝突試験：RC 版に対する剛飛来物の衝突実験は、水平姿勢の RC 版に高圧ガスを推力とした模擬飛来物を衝突させ実施した[1]。対象とした RC 版は寸法 1.5m×1.5m×厚さ 0.2m である。飛来物は衝突部直径が 98mm の密実な円柱体であり、質量は 70kg である。実験は衝突速度を 16～42m/s として 6 回実施した。図 1 に衝突実験結果と既往評価式例を示す。衝突速度が増加するに従い RC 版の損傷は貫入、裏面剥離、貫通と変化した。

3. 数値解析

3-1. 解析条件：既往の衝突実験を対象に、衝撃応答解析コード LS-DYNA（Ver.R7.1.2）を用いて有限要素解析を実施した。解析モデルは衝突実験の支持台、RC 版、飛来物を 1/2 モデルで忠実に再現した。材料モデルは、RC 版の鉄筋に等方弾塑性体モデル、コンクリートにひずみ軟化を考慮した弾塑性体モデルを適用した。材料物性値は材料試験結果[1]を適用した。面外衝突荷重を受ける RC 版には、衝突時に裏面コンクリートの剥離や衝突部から斜め方向の押し抜きせん断破壊が見られる。そのため、数値解析では損傷を模擬する要素削除の設定値として、コンクリート要素に最大せん断ひずみ（設定値 0.5）、裏面のかぶりコンクリートに最小引張圧力（同 0.703MPa）を仮定した。また、相当塑性ひずみが 5%に達した時点で鉄筋要素を消去した。解析は、衝突速度 20、40m/s（以下 V20、V40）の 2 ケースについて実施した。

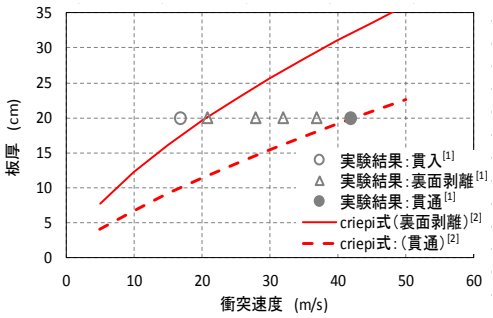
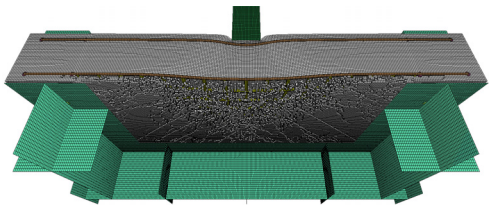
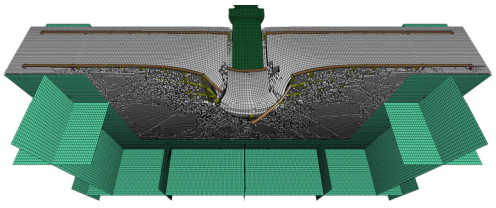


図 1　衝突実験の結果[1][2]



（a）ｹｰｽ V20：最大変形時）



（b）ｹｰｽ V40：貫通時

図 2　RC 版の変形状況

3-2. 数値解析結果：V20 のケースでは、飛来物衝突によりコンクリートに裏面剥離が生じたが、衝突部のせん断ひずみによる損傷は発生していない（図 2(a)）。V40 のケースでは、裏面剥離が生じた後に、衝突部からせん断ひび割れが進展し、裏面に達した後にコンクリートが抜け落ち貫通した（図 2(b)）。これらの結果は衝突速度が同程度の実験結果と一致している。

4. 結論：剛飛翔体衝突を受ける RC 版を対象に、損傷部を模擬する要素削除を考慮した有限要素解析を実施した。解析で確認された損傷モードは実験結果と一致しており、本評価法により構造健全性評価が可能であると考えられる。今後、要素削除の設定値や要素寸法の影響を検討する。

参考文献：[1] 伊藤他，土木学会論文集 No.507, I-30, 1995，[2]大沼他，コンクリート工学年次論文報告集, Vol20, No.3, 1998

*K. Namba[1], K. Shirai[1], K. Niwa[2], K. Takekoshi[2] and T. Takahashi[2] ， [1]CRIEPI, [2]Terrabyte

剛および柔飛翔体の斜め衝突による RC 版の局部損傷評価

Evaluation of Local Damage to Reinforced Concrete Panels Subjected to Oblique Impact of Rigid and Deformable Projectiles.

*坪田　張二，太田　良巳，西田　明美
日本原子力研究開発機構

本稿では、剛および柔飛翔体の斜め衝突による数値シミュレーションを実施し、RC 版の損傷等について得られた知見を報告する。

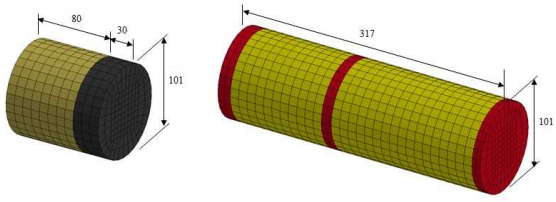
キーワード：衝撃、局部破壊、RC 版、斜め衝突、柔飛翔体

1. 緒言

飛翔体の衝突に伴う構造物の局部破壊については、その破壊様式に応じて多くの評価式が提案されている。既往の評価式は、構造物に対して垂直に衝突する実験から導かれた実験式が主であり、斜め衝突に関する研究はほとんど行われていないのが現状である。本稿では数値シミュレーション解析を用いて、剛飛翔体および柔飛翔体の RC 版への斜め衝突を実施し、解析より得られた知見について述べる。

2. シミュレーション解析概要

数値シミュレーションに用いる剛および柔飛翔体を**図 1** に示す。飛翔体は文献[1]の実験で用いられた飛翔体を再現した。衝突を受ける RC 版の寸法は 1.5m×1.5m で、版厚は 210mm である。試験体の支持条件・材料物性・FEM Model・解析手法等は文献[2]で用いたものと同じである。解析は、衝突速度を実験条件である 201m/s とし､衝突角度を 0°（垂直)、45° と変化させて解析を実施した。



a) 剛飛翔体　　b) 柔飛翔体

図 1　飛翔体モデル(単位：mm)

3. 解析結果

図 2 に柔飛翔体が衝突角度 45° で衝突した場合の状況を示す。垂直衝突の場合、飛翔体は試験体に垂直に衝突し、貫通後もほぼ同じ姿勢を保持し円筒型の貫入孔が形成されるが、45° の斜め衝突の場合、飛翔体前面が圧壊し円錐型の貫入孔が生じる。

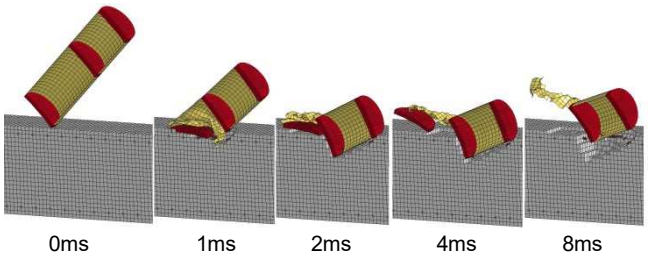


図 2　柔飛翔体の衝突角度 45°の場合の状況

図 3 に飛翔体の最後部のフレーム位置における速度履歴を示す。本図に示すように、飛翔体の剛性および衝突角度の差異により接触時間が大きく異なり減速状況にも差異が見られる。

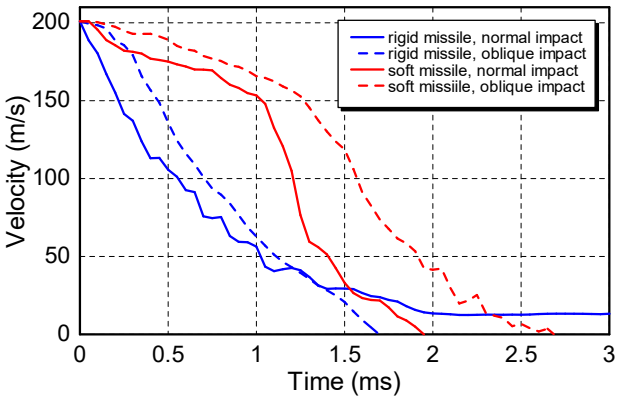


図 3　飛翔体の速度時刻歴

表 1 に飛翔体の剛性と衝突角度による飛翔体の RC 版への貫入量を示す。剛飛翔体については、衝突角度の影響により貫入量が低減している。一方、飛翔体の剛性の差異については、垂直衝突で顕著に表れている。しかしながら、柔飛翔体では、衝突角度の影響で飛翔体が大きく損傷し、剛な中間フレームが RC 版に損傷を与えることから貫入量が大きくなっている（**図 2**)。

表 1　RC 版への貫入量(mm)

	衝突角度 0°	衝突角度 45°
剛飛翔体	200	90
柔飛翔体	60	70

4. 結論

剛および柔飛翔体の斜め衝突による数値シミュレーションを実施し、飛翔体の剛性および衝突角度による RC 版の損傷に係る低減効果を確認した。

参考文献

[1] T.Sugano et al., Local damage to reinforced concrete structures caused by impact of aircraft engine missiles Part1. Test program method and results, Nucler Engineering and Design, 140, pp.387-405, 1993.
[2] 西田、他 2 名、斜め衝突を受ける RC 版の局部損傷評価手法に関する研究-柔飛翔体の衝突による貫通現象の検討 - 、日本原子力学会 2016 秋の大会、2016.

* Haruji TSUBOTA, Yoshimi OHTA and Akemi NISHIDA
Japan Atomic Energy Agency（JAEA）

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：307-1 Computational Science and Engineering

Wed. Sep 13, 2017 11:00 AM - 12:00 PM JST | Wed. Sep 13, 2017 2:00 AM - 3:00 AM UTC | Room G C213 - C Block

[1G05-08] High Performance Computing

Chair:Masahiro Tatsumi (NEL)

11:00 AM - 11:15 AM JST | 2:00 AM - 2:15 AM UTC

[1G05] An element-by-element Finite Element Contact Analysis Method toward Structural Analyses of an Entire Nuclear Facility

Development of Parallelization Technique for Performance Improvement

*Yoshio Suzuki[1] (1. JAEA)

11:15 AM - 11:30 AM JST | 2:15 AM - 2:30 AM UTC

[1G06] Monolithic Linear Equation Solver including Direct and Iterative Method for Parallel Finite Element Method

*Naoki Morita[1], Gaku Hashimoto[1], Hiroshi Okuda[1] (1. The University of Tokyo)

11:30 AM - 11:45 AM JST | 2:30 AM - 2:45 AM UTC

[1G07] Evaluation of preconditioned Chebyshev basis CG solver for multiphase CFD code JUPITER

*Akie Mayumi[1], Yasuhiro Idomura[1], Takuya Ina[1], Susumu Yamada[1], Toshiyuki Imamura[2] (1. JAEA, 2. RIKEN AICS)

11:45 AM - 12:00 PM JST | 2:45 AM - 3:00 AM UTC

[1G08] Acceleration of air flow simulation using lattice Boltzmann method

*Naoyuki Onodera[1], Yasuyuki Idomura[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

原子力施設全体規模の構造解析に向けた要素毎有限要素接触解析手法: 性能改善のための並列化手法開発

An element-by-element Finite Element Contact Analysis Method toward Structural Analyses of an Entire Nuclear Facility: Development of Parallelization Technique for Performance Improvement

*鈴木 喜雄[1]

[1]原子力機構

原子力施設全体規模の構造解析に向けて実施した、要素毎有限要素接触解析手法の研究開発の成果について報告する。これまでに提案した、Lagrange 未定乗数法と Multiple Front 法を用いて並列かつ省メモリに解析可能な要素毎有限要素接触解析手法について、性能改善のための並列化手法の開発を実施した。

キーワード：有限要素法、接触解析、不整合メッシュ、Lagrange 未定乗数法、Multiple Front 法

1. 緒言

原子力施設全体規模の構造解析に向けて、大規模複雑構造物を構成している複数部品をそれぞれ個別にメッシュ生成した場合に、整合メッシュのみならず不整合メッシュを用いた場合でも解析可能な、要素毎有限要素接触解析手法の研究開発を進めている。特に、剛体変位の取り扱い、接触拘束の厳密さ、求解の安定性向上、大規模問題への対応（省メモリかつ並列）を満たすために、有限変形理論に基づく有限要素法をベースとし、接触解析には Lagrange 未定乗数法を用いるとともに、行列解法には直接法の一種である Multiple Front 法[1]を用いている。ここで、Lagrange 未定乗数法を用いることにより、全体剛性行列に対して新たな行列成分が追加された形の係数行列を用いる必要が生じるため、Multiple Front 法を用いるには新たな工夫が必要となるが、これまでに、新たに追加される行列成分を要素剛性行列生成と同時に組み入れるとともに、これらの成分を含む行と列をインタフェース行列[1]として扱う方法を提案し、解決した。

ところで、Multiple Front 法は、全体剛性行列を作成することなく（部品に対応付けできる）部分剛性行列を並列処理できる一方で、(部品間の接触面に対応付けできる）インタフェース行列を解く処理が並列化されておらず、ボトルネックとなる場合があることが知られているが、これまで十分な解決策が提案されていない。そこで、本研究ではこの解決を図った。

2. 提案手法

開発中のコードは、Computational Methods for Plasticity[2]に付属の有限要素法コード HYPLAS を 3D に拡張し、Lagrange 未定乗数法のアルゴリズムを追加したものである。Multiple Front 法には、hsl_mp42-2.0.0[3]を用い、これを改良して組み込んでいる。まず、本コードにおいて、実際にインタフェース行列を解く処理がボトルネックとなるかどうかを評価し、ボトルネックとなる場合があることを確認した。そこで、この処理の並列化により性能改善を試みており、これまで二通りの方法を試している。

まず、インタフェース行列を解く処理の中でも特にどの部分が問題となっているかを調査し、BLAS（Basic Linear Algebra Subprograms）の daxpy を含むループが処理時間を要していることを確認した。そこで、一つ目の提案手法として、本ループを並列化する方法を試みた。次に、インタフェース行列を解く処理方法そのものを変更することを考えた。従来の処理方法は、ある一部品の行列に対し他の部品の行列を一つずつ追加しては処理するプロセスを繰り返す逐次的な方法であり並列化されていない。そこで、二つ目の提案手法として、部品二つずつ行列をそれぞれ追加して処理し、さらにその部品の塊二つずつの行列をそれぞれ追加して処理するプロセスを繰り返す階層的な方法を試みた。例えば、部品数が N の場合、逐次的な方法では、追加と処理を N-1 回繰り返すことになるが、提案手法では、並列に処理できる回数を 1 回と数えると $\log_2 N$ 回程度の追加と処理で済むために性能改善が期待できると考えた。

3. 結果

第一段階として、直方体の下面を固定し上面に荷重するという簡単なモデルを用いて、性能評価を実施している。ここで、直方体を複数の部品に分割し、各部品を各コアに分担させるように並列化している。現状は、2、4、8、16、32 分割の五通りを対象としている。評価の結果、一つ目の提案手法では、あまり効果が得られておらず、二つ目の提案手法では、効果が得られている場合とそうでない場合がある。講演では、これらの結果について、より詳細に報告を行う予定である。

参考文献

[1] “The use of multiple front in Gaussian elimination”, I. S. Duff and J.A. Scott, RAL-94-040 (1994).

[2] “Computational Methods for Plasticity; Theory and Applications”, E.A. de Souza Neto, D. Peric, and D. R. J. Owen (2008).

[3] HSL, a collection of Fortran codes for large-scale scientific computation, See http://www.hsl.rl.ac.jk/

---

*Yoshio Suzuki[1]

[1]JAEA

並列 FEM のための直接法・反復法統一的線形ソルバ

Monolithic Linear Equation Solver including Direct and Iterative Method
for Parallel Finite Element Method

*森田　直樹[1]，橋本　学[1]，奥田　洋司[1]
[1]東京大学大学院

有限要素離散化から得られる連立一次方程式の解法は，直接法と反復法に大別される．直接法は一定の演算回数で解を得る手法であり，反復法は解を反復的に修正し解を得る手法である．本研究では，直接法・反復法を内包し，両者を統一的に取り扱うことのできる線形ソルバの設計を提案する．

キーワード：並列有限要素法，線形ソルバ，直接法，反復法，前処理

1. 緒言

連立一次方程式の解法は，直接法と反復法に大別される．直接法は一定の演算回数で解を得る手法であり，反復法は解を反復的に修正することで解を得る手法である．反復法や直接法は，解くべき問題の自由度や条件数などの情報から，問題に適した手法が経験的に選択される．しかし，直接法は解の精度を高めるため求解計算の外側に反復法を利用し，反復法は前処理能力を向上させるためにフィルインを考慮するなど，両者には類似する部分が多い．

本研究ではこれらの背景から，直接法・反復法を内包することで，両者を統一的に取り扱うことのできる線形ソルバの設計を提案する．特に提案手法では，オーバーラッピング型領域分割に基づく並列有限要素法のデータ構造を利用して手法を整理する．

2. オーバーラッピング型領域分割に基づく統一的線形ソルバ

有限要素法から得られる連立 1 次方程式を解くための線形ソルバとして，直接法と反復法を統一的に扱うためには，領域分割手法の選定が重要となる．本研究では，全体剛性行列の対角ブロック行列に相当する分割領域部分において，通信の必要なく逆行列の計算が可能である点と，分割領域間のフィルインを無視することで，反復法の局所ブロック前処理として利用可能という点から，オーバーラッピング型領域分割を用いる．また，直接法として SPIKE 法をオーバーラッピング型領域分割法に対し拡張して適用する．

3. 数値例

数値例として, 地盤-建物モデルの数値解析を行う. 地盤-建物モデルは, 節点数 221,559, 要素数 232,391, 自由度数 664,667 であり，ソリッド要素とシェル要素が混在している．計算機として，東京大学情報基盤センターの Oakleaf FX10 を利用した．MPI プロセス数（=領域分割数）は 512 並列とした．分割領域間のフィルインを無視することで反復法として計算し，内部自由度を SSOR で解いた場合，ソルバの求解時間は 2.19 [sec] であった．内部自由度を LU 分解し，分割領域間のフィルインを考慮することで直接法として計算した場合，ソルバの求解時間は 2.78 [sec] であった．

---

*Naoki Morita[1], Gaku Hashimoto[1] and Hiroshi Okuda[1]
[1]The University of Tokyo

多相流体コード JUPITER における
前処理付き Chebyshev 基底 CG 法ソルバの収束特性評価

Evaluation of preconditioned Chebyshev basis CG solver for multiphase CFD code JUPITER

*真弓 明恵[1]，井戸村 泰宏[1]，伊奈 拓哉[1]，山田 進[1]，今村 俊幸[2]
[1]原子力機構，[2]理研 AICS

多相多成分熱流動解析コード JUPITER における悪条件のポアソンソルバに省通信共役勾配（CA-CG）法を適用する上で収束特性の向上が課題となっている。本研究では、この問題を解決するために Chebyshev 基底 CG(CBCG)法を実装し、実問題において収束特性を評価した。

キーワード：多相流体コード、Krylov 部分空間解法、省通信アルゴリズム

1. 緒言

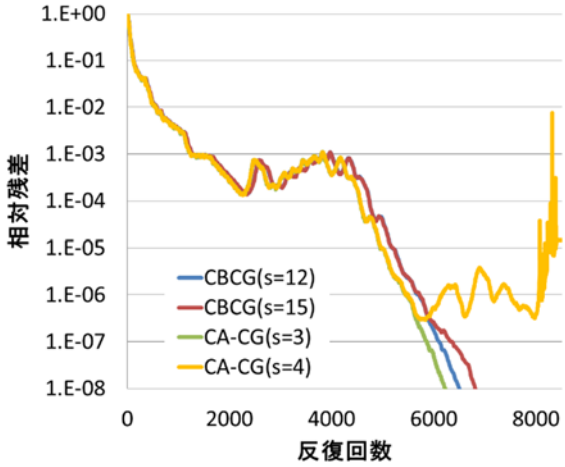
日本原子力研究開発機構では過酷事故における溶融燃料の挙動を解析するために多相多成分熱流動解析コード JUPITER[1]の開発を進めている。JUPITER のボトルネックとなっていた通信コストを削減する上で CA-CG 法が有効であることが示されたが、一方、通信を行わずに一度に生成する基底ベクトルの本数（省通信ステップ数）を増やすと数値誤差の蓄積によって収束特性が悪化する問題が示された[2]。本研究では数値誤差の影響を受けにくい基底を採用することにより省通信ステップ数が伸びても収束特性が安定する CBCG 法[3]を適用することにより、この問題の解決を試みた。

2. 省通信 Krylov 部分空間法

省通信Krylov部分空間法は、Krylov部分空間法における疎行列ベクトル積（SpMV）の袖通信および基底ベクトルの直交化処理に伴う内積計算の縮約通信の回数を削減することで高速化を図った手法である。今回比較したCA-CG法とCBCG法は複数の基底ベクトルをまとめて計算することで通信回数を削減するという点は共通しているが、CBCG法では、さらに、Chebyshev多項式を用いて基底ベクトルをスケーリングすることで収束の安定性を高めている。今回の実装では、どちらの解法もブロックヤコビ前処理を用い、SpMVや前処理における袖通信と内積計算の縮約通信のうち後者のみを省通信化するハイブリッド手法[2]を採用した。

3. 結果

問題サイズ N=800×500×3,540 の JUPITER コードに対して、CA-CG 法と CBCG 法での収束特性評価を行った。省通信ステップ数 s を伸ばした際、CA-CG 法では s=4 で発散するのに対し、CBCG 法では s=12 以上でも良好な収束が得られ、収束特性のロバスト性が大きく向上していることがわかった。ここで、s ステップあたり CA-CG 法では 1 回、CBCG 法では 2 回の縮約通信を必要とすることから、通信回数は約 2/3 以下に削減されている。



参考文献

[1] Susumu Yamashita, Takuya Ina, Yasuhiro Idomura, Hiroyuki Yoshida, to be published in Nuclear Engineering and Design.

[2] Akie Mayumi, Yasuhiro Idomura, Takuya Ina, Susumu Yamada, Toshiyuki Imamura, ScalA16, pp. 17-24 (2016)

[3] 須田礼仁, 本谷徹, ハイパフォーマンスコンピューティングと計算科学シンポジウム論文集 2013, p.72 (2013).

*Akie Mayumi[1], Yasuhiro Idomura[1], Takuya Ina[1], Susumu Yamada[1] and Toshiyuki Imamura[2]

[1]JAEA, [2]RIKEN AICS

格子ボルツマン法を用いた物質拡散計算の高速化

Acceleration of air flow simulation using lattice Boltzmann method

*小野寺　直幸[1]，井戸村　泰宏[1]

[1]日本原子力研究開発機構

格子ボルツマン法(LBM)によるラージエディ・シミュレーション(LES)手法を構築することで、汚染物質等の実時間拡散解析の確立を目指す。本発表では適合格子細分化法(AMR)法を適用した LBM での最適なデータ構造および計算アルゴリズムを提案すると共に、検証計算例を示す。

キーワード：格子ボルツマン法、ラージエディ・シミュレーション、適合細分化格子法、高性能計算

1. 緒言

放射性物質の拡散予測シミュレーションは社会的関心が非常に高く、迅速性および正確性が求められている。数 10km 以上の広域拡散予測システムとして、緊急時環境線量情報予測システム(SPEEDI)やその世界版(WSPEEDI)が開発されているが、これらに加えて数 km 以下の局地拡散予測システムの開発が進められている[1]。局地拡散予測システムではメソ気象モデル WRF の解析結果を境界条件とする LES を実施するが、現在の差分法に基づく LES では数 m 解像度の実時間解析は困難であり、より高速な解析手法の構築が必須となる。本研究では、これまでにメニーコア・プロセッサに適している LBM に基づく LES を構築し、都市気流を対象とする高解像度の実時間解析を実現した[2]。さらに、AMR 法[3]を用いて格子解像度を最適化することにより、局所解析からメソスケール解析までの解像度の変化に対応し、より現実的な境界条件の設定を可能とする。本稿では、以上の解析手法に適したデータ構造および計算アルゴリズムを提案する。

2. AMR 法を適用した LBM での検証計算

AMR 法を適用した LBM での検証計算を実施する。計算条件として、Cavity flow テストの条件を設定し、固体壁面近傍に対して細分化格子を配置した。AMR 法で配置されるノード内には 8^3 の格子点を設定し、最も密な格子で水平方向に 192 格子、疎な格子で 48 格子が配置される条件にて、ノードの生成を行なった。図 1 に 2 次元断面内のノード配置および格子点上の速度ベクトルを示す。速度勾配の大きい壁面近傍に対して、密にノードが配置されていることが確認できる。以上の結果より、AMR 法を用いない結果と比較して、2 次元断面内において、格子点数を 60%削減しつつ、同様の結果を再現した。

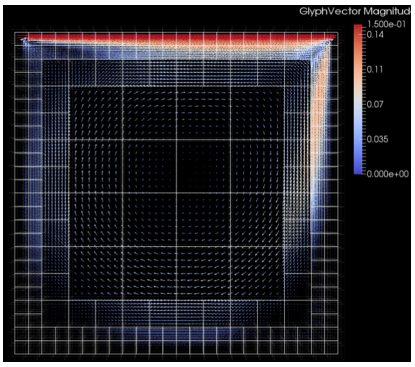


図 1 格子点配置および速度ベクトル

3. 結論

AMR 法を適用した LBM での検証計算を行なった。AMR 法の適用により、メソスケール解析と局所解析を繋いだマルチスケールの実時間解析が可能となる。本発表では、詳細な実効性能および拡散解析例を示すことで、本解析手法の有効性を示す。

参考文献

[1] Nakayama, H., T. Takemi, and H. Nagai: Large-eddy simulation of turbulent winds during the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant accident by coupling with a meso-scale meteorological simulation model. Adv. Science and Research, 12, 2015, 127-133

[2] Inagaki A, Kanda M, Huda AN, Yagi A, Onodera N, Aoki T: A numerical study of turbulence statistics and the structure of a spatially developing boundary layer over a realistic urban geometry, Boundary-Layer Meteorol, Vol. 164, Issue 2, August 2017

[3] Kuwata Y and Suga K: Imbalance-correction grid-refinement method for lattice Boltzmann flow simulations, J. Comp. Phys., Vol 311, 15 April 2016

*Naoyuki Onodera[1] and Yasuhiro Idomura[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

General Meeting

Wed. Sep 13, 2017 12:00 PM - 1:00 PM JST | Wed. Sep 13, 2017 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room G C213 - C Block

[1G_GM] 「計算科学技術部会」第22回全体会議

[1G_GM] General Meeting

General Meeting

[1G_GM] 「計算科学技術部会」第22回全体会議

Wed. Sep 13, 2017 12:00 PM - 1:00 PM Room G (C213 - C Block)

[1G_GM]General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network：Computational Science and Engineering Division

Wed. Sep 13, 2017 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 13, 2017 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room G C213 - C Block

[1G_PL] What can be achieved with particle simulation? Challenge and foresight

Chair: Masahiro Tatsumi (Nuclear Engineering)

[1G_PL01] Application of an advanced Lagrangian approach to complex phenomena

*Mikio Sakai[1] (1. Univ. of Tokyo)

[1G_PL02] Large-scale tsunami simulation and challenge in railway simulation

*Kohei Murotani[1] (1. RTRI)

[1G_PL03] Current Status on First Principles Calculation and its Progress of Application on Nuclear Energy Field

*Masahiko Machida[1] (1. JAEA)

2017年秋の大会

計算科学技術部会セッション

粒子シミュレーション技術は何をもたらすのか？ —課題と展望—

What can be achieved with particle simulation? -challenge and foresight-

（1）粒子法による複雑現象シミュレーション

(1) Application of an advanced Lagrangian approach to complex phenomena

酒井 幹夫[1]

[1]東京大学大学院工学系研究科レジリエンス工学研究センター

1. はじめに

著者らのグループでは、粉体・混相流の数値シミュレーションにおいて、ラグランジュ的手法の Discrete Element Method（以下、DEM と記す）を用いた物理モデル[1]を開発している。DEM は、最も応用されている分野の化学工学ばかりでなく、原子力工学にも幅広く応用することができる（例えば、原子燃料の製造、燃料デブリの取り出し検討など)。本報では、著者らが開発した物理モデルについて紹介する。

2. 物理モデル

2-1. Discrete Element Method

本報では、ラグランジュ的手法の DEM を用いて複雑現象を模擬した事例について示す。まず、DEM について簡単に述べる。DEM[2]は、弾性反発、粘性消散および摩擦を考慮し、ニュートンの第二法則に基づいて個々の固体粒子の挙動を模擬する。DEM では、固体粒子同士が相互作用する時にオーバーラップを許容する。接触力の法線方向成分を模擬するにあたり、オーバーラップにバネ定数を乗じることにより弾性力を得る。接触力の接線方向成分については、固体粒子が表面で滑る／滑らないの場合分けを行い、滑らない場合は法線方向成分と同様のやり方でモデル化し、滑る場合は固体粒子間の摩擦を考慮する。また、DEM では、回転運動も計算する。

2-2. 符号付距離関数を用いた壁面モデル

著者のグループでは、Signed Distance Function（以下、SDF と記す）[3]を使用して、DEM の任意形状壁面モデルを新たに開発した。SDF はもともと Level-Set 法で開発され、壁面からの距離と符号（計算領域内が正となる）により構成される。DEM の計算領域全域に SDF を離散的に配置して、固体粒子の空間座標と SDF に基づいて DEM 粒子の変位を評価する。著者らの SDF では、非エネルギー消散体系においてエネルギーが保存されるように弾性力をモデル化した。いったん SDF のプログラムを作成してしまえば、実機形状の壁面境界を簡単に設定することができる。講演では、DEM/SDF の応用事例として、二軸混練機[4]、リボンミキサー[5]、粉末金型充填[6]の数値シミュレーションについて述べる。

2-3. 粉体シミュレーションのスケーリング則モデル

１台の計算機を用いて DEM の実際の大規模シミュレーションを実行しようとすると、計算粒子数が実質的に制限されることが問題となる。１台の計算機で現実的な時間で計算を終了しようとすると、たとえ並列計算していたとしても計算粒子数はせいぜい 50 万個程度である。著者らは実際よりも少ない計算粒子数で実際の大規模体系の数値シミュレーションを実行するために DEM のスケーリング則モデルである DEM 粗視化モデル[7]を開発した。DEM 粗視化モデルでは、オリジナル粒子群をひとつの大きなモデル粒子として模擬し、両者の全エネルギーが一致するようにモデル化される。DEM 粗視化モデルは数値シミュレーシ

*Mikio Sakai[1]

[1]UTokyo

ョン[8]および実験[9]による妥当性検証によりその信頼性が確認されている。講演では、DEM 粗視化モデルの妥当性検証について述べる。

2-4. 自由液面を伴う固液混相流モデル

自由液面を伴う固液混相流のモデリングは、原子力工学では、ガラス溶融炉の流下や燃料デブリの取り出しの検討において極めて重要である。著者らのグループでは、DEM と Moving Particle Semi-implicit 法を連成した固液混相流の解析手法（以下、DEM-MPS 法と記す）[10]および DEM と Volume-of-Fluid（VOF）法を連成した固気液三相流の解析手法（以下、DEM-VOF 法と記す）[11]を開発した。これらの手法では、局所体積平均に基づく支配方程式を使用しているため大規模化が容易になる。また、SDF や埋込境界法[12]を併用することにより、任意壁面形状の固液二相流や固気液三相流の数値シミュレーションが容易に実行可能となる。講演では、DEM-MPS 法および DEM-VOF 法の妥当性検証や応用事例について述べる。

3. おわりに

著者らのグループにおいて、粉体・混相流が係わる複雑現象を模擬するために開発した数値シミュレーション手法の DEM/SDF、DEM 粗視化モデル、DEM-MPS 法および DEM-VOF 法について述べた。将来、これらの手法を原子力工学に積極的に活用していきたい。

参考文献

[1] M. Sakai, "How should the discrete element method be applied in industrial systems?: A review," KONA Powder and Particle Journal, 33, 169-178 (2016)

[2] P. A. Cundall and O. D. L. Strack, “A discrete numerical model for granular assemblies,” *Geotechnique*, 29, 47–65 (1979)

[3] Y. Shigeto and M. Sakai, “Arbitrary-shaped wall boundary modeling based on signed distance functions for granular flow simulations,” *Chem. Eng. J.*, 231, 464–476, 2013.

[4] M. Sakai, Y. Shigeto, G. Basinskas, A. Hosokawa, M. Fuji, “Discrete element simulation for the evaluation of solid mixing in an industrial blender,” *Chem. Eng. J.*, 279, 821-839 (2015)

[5] G. Basinskas, M. Sakai, “Numerical study of the mixing efficiency of a ribbon mixer using the discrete element method,” *Powder Technol.*, 287, 380-394 (2016)

[6] Y. Tsunazawa, Y. Shigeto, C. Tokoro, M. Sakai, "Numerical simulation of industrial die filling using the discrete element method," *Chem. Eng. Sci.*, 138, 791-809 (2015)

[7] M. Sakai, S. Koshizuka, “Large-Scale Discrete Element Modeling in Pneumatic Conveying,” *Chem. Eng. Sci.*, 64, 533-539 (2009)

[8] M. Sakai, Y. Yamada, Y. Shigeto, K. Shibata, V.M. Kawasaki, S. Koshizuka, “Large-scale Discrete Element Modeling in a Fluidized Bed,” *Int. J. Numer. Meth. Fluids*, 64, 1319-1335 (2010)

[9] M. Sakai, M. Abe, Y. Shigeto, S. Mizutani, H. Takahashi, A. Vire, J.R. Percival, J. Xiang, C.C. Pain, “Verification and validation of a coarse grain model of the DEM in a bubbling fluidized bed,” *Chem. Eng. J.*, 244, 33-43 (2014)

[10] X. Sun, M. Sakai, M-T. Sakai, Y. Yamada, “A Lagrangian-Lagrangian coupled method for three-dimensional solid-liquid flows involving free surfaces in a rotating cylindrical tank,” *Chem. Eng. J.,* 246, 122-141 (2014)

[11] X. Sun, M. Sakai, “Three-dimensional simulation of gas-solid-liquid flows using the DEM-VOF method, ” *Chem. Eng. Sci.*, 134, 531-548 (2015)

[12] X. Sun, M. Sakai, "Immersed boundary method with artificial density in pressure equation for modelling flows confined by wall boundaries," *J. Chem. Eng. Jpn.*, 50, 161-169 (2017)

2017年秋の大会

計算科学技術部会セッション

粒子シミュレーション技術は何をもたらすのか？ —課題と展望—

What can be achieved with particle simulation? -challenge and foresight-

（2）粒子法による大規模津波解析と鉄道を対象とした解析への取り組み

(2) Large-scale tsunami simulation and challenge in railway simulation

*室谷 浩平[1]

[1]公益財団法人　鉄道総合技術研究所

1. はじめに

ラグランジュ記述に基づく空間微分の離散化を行う粒子法は，複雑な境界条件の変化に適した計算手法である．流体解析では，SPH（Smoothed Particle Hydrodynamics）法や MPS（Moving Particle Simulation）法が広く利用されており，本研究では主に MPS 法が用いられている．粒子法は，計算点である粒子が流れに沿って移動するため，移動境界問題に適しており，境界面が複雑に変形し合う解析に用いられる場合が多い．また，粒子法は計算アルゴリズム内で近傍の粒子間で接触判定を行うため，多数の物体同士の接触判定が必要となる解析を容易に行うことができる．本論文では，粒子法を用いて解くのに適した解析事例として，市街地津波解析（図１～図７），着雪解析（図８），車輪レール間の水膜の挙動解析（図９）を紹介する．

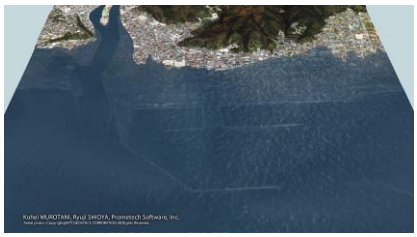


図１　石巻の津波遡上解析



図２　石巻の市街地浸水解析



図３　福島第一の津波遡上解析

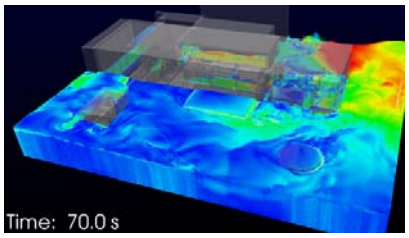


図４　タービン建屋浸水解析



図５　気仙沼の津波遡上解析



図６　気仙沼の市街地浸水解析

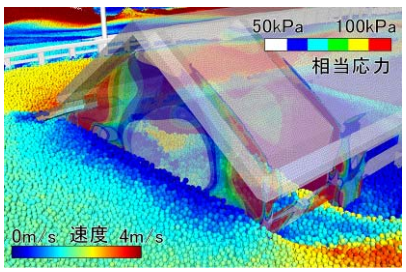


図７　水圧による駅舎の構造解

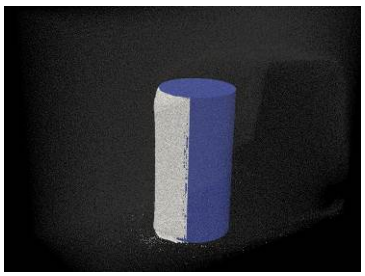


図８　着雪解析



図９　車輪レール間の水膜の挙動解析

*Kohei Murotani[1]

[1]Railway Technical Research Institute

2. 市街地津波解析

2-1. ３段階のズームアップ津波解析

本研究では，東日本大震災の際に発生した津波が都市部の地上構造物へ及ぼす影響を解析することを目的としている．都市部の地上構造物を対象とした３次元の津波解析を行う際に問題となるのは，津波の流入流出境界条件である．実際の津波では，数 km～数十 km の幅の波が数十分以上押し寄せてくる．そこで，本研究では，1000km 四方程度，数 km 四方程度，数百 m 四方程度の３つの解析領域を設定し，大きな解析領域から小さな解析領域に順次に境界条件を渡す３段階のズームアップ解析を実施する．第１の解析では，震源で発生する津波波源から沿岸部までの津波伝播解析を実施する．この解析は，1000km 四方程度の広範囲な解析が必要となるため，計算コストが低い２次元の浅水長波解析を用いる．第１の解析で得られた解析結果を用いて，第２の解析のための流入流出境界条件を生成する．第２の解析では，沿岸部に押し寄せた津波が地上へ遡上する解析を実施し，第３の解析のための流入流出境界条件を生成する．第３の解析では，解析対象である市街地に津波が侵入する市街地浸水解析を実施する．第２第３の解析では，遡上計算が容易な３次元 MPS 法を用いて計算を行う．MPS 法は，粒子法の一種であり，自由表面の流れや浮遊物の取り扱いが得意な手法である．本研究では，様々な MPS 法の中で，大地らが開発した MPS 陽解法に，粒子差分法の半離散化式を適用した改良型 MPS 陽解法を用いるが，ここでは単に MPS 法と記述する．MPS 法は，解析領域の大きさに比例する粒子数を必要とするため，第２の解析では，直径 1m か 2m の粒子を用いて解析を行い，第３の解析では，直径 10cm か 20cm の粒子を用いて解析を行う．第３の解析では，津波がどの様に市街地に押し寄せるかを再現し，地上構造物の健全性を評価したり，浮遊物の挙動を観察したりする．本章では，図 10 の気仙沼を対象とした解析を例に説明を行う[1].

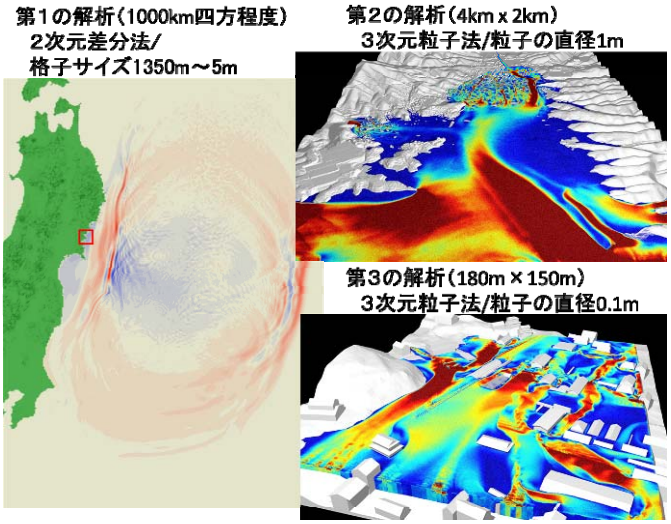


図 10　３段階ズームアップ津波解析の概略

2-2.　第１の解析

本研究において，地震直後の初期水位を求めるために用いた断層モデルは，藤井佐竹の 55 小断層モデル Ver. 8.0 である．本研究では，浅水長波解析を行うために，構造計画研究所が開発した津波シミュレータ TSUNAMI-K を用いた．TSUNAMI-K は，東北大学の今村教授が開発した２次元差分法による浅水長波解析手法を用いた津波波高・遡上計算ソフトウェアである．図 10 の第１の解析の図は，TSUNAMI-K を用いた結果である．

2-3.　第２の解析

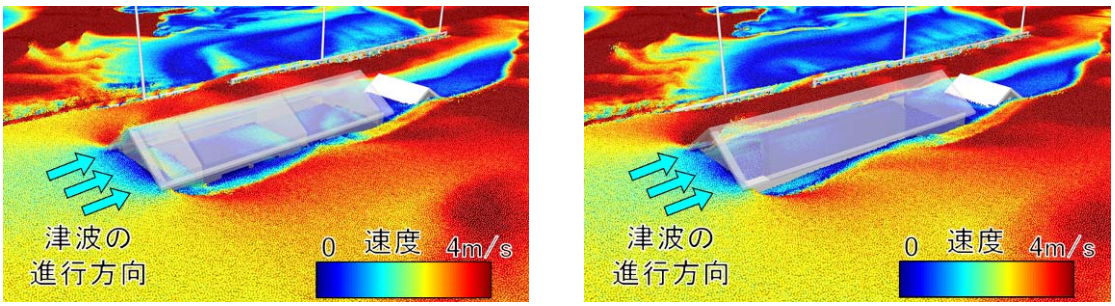
第２の解析では，海岸線を跨いだ沿海部分と市街地部分の両方を解析範囲に含める必要があるため，気仙沼湾の鹿折川河口を中心とした南北 4km，東西 2km を解析範囲とした．図 10 の第２の解析の図は，地震発生から 3,200 秒後の気仙沼の津波遡上解析の結果である．気仙沼の津波遡上解析では，直径 1m の粒子を用い最大 1.3 億粒子の解析を行った．解析に用いた計算機は鉄道総研 XC30 であり，100 ノード（2,400 コア）を用いて，1800 秒間の解析に 88 時間相当かかった．気仙沼湾に侵入してきた津波が，鹿折川を真っ先に勢いよく遡上していき，それを追うように気仙沼市街地内の構造物の間を縫うようにして津波が遡上していく様子が見て取れる．

2-4.　第３の解析

第３の解析では，市街地浸水解析を行い，鹿折唐桑駅の駅舎の構造解析を実施した．図 10 の第３の解析の図は，地震発生から 3,200 秒後の気仙沼の第３の鹿折唐桑駅付近の解析結果である．解析した範囲は，南北 180m，東西 150m である．直径 0.1m の粒子を用い最大 1.8 億粒子の解析となった．解析に用いた計算機は鉄道研 XC30 であり，50 ノード（1,200 コア）を用いて，400 秒間の解析に２週間かかった．本解析結果

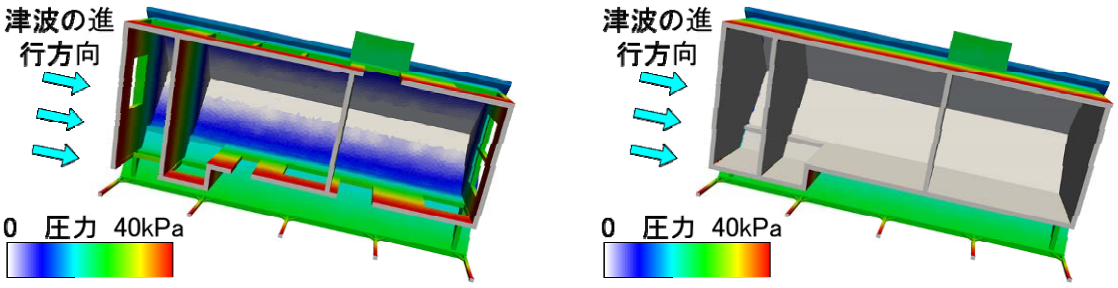
から，駅舎の背後にある盛土は津波の侵入を遅らせることに貢献したが，最終的には，盛土の南側から津波が越流してきて駅周辺で最も高所にあるプラットフォームまで完全に浸水することが確認できた．

第３の解析では，駅舎の窓とドアが全て開いている「モデル Op」と，窓とドアが全て閉まっている「モデル Cl」を作成して，それぞれ津波波圧による駅舎の構造解析を実施した．図 11 (a)では，津波が押し寄せてくるに従い，ドアや窓などの開口部から駅舎内に津波が侵入し，海水に満たされていく様子が確認できる．図 11 (b)では，津波が押し寄せてきても，ドアや窓は閉じられているため，津波の侵入口がなく，駅舎内に海水は入ってこない様子が確認できる．図 12(a)と(b)は，駅舎にかかる水圧の分布である．図 12 (a)と(b)を比べたところ，水位に応じて駅舎外壁に作用する水圧が変化しているところは類似している．しかしながら，図 12 (a)では駅舎内面に水圧が作用しているのに対して，図 12 (b)では駅舎内面には水圧が作用していないことが見て取れる．図 13 は，構造解析の結果である相当応力分布である．構造解析には，「ADVENTURE_Solid 1.2」を用いた．メッシュサイズを 5cm とし，四面体２次要素を用いた．底部の節点を固定し，図 11 の水圧を節点荷重に変換した．駅舎の壁は厚さ 20cm とし，物性値にはコンクリートのヤング率とポアソン比を与えて静弾性解析を行った．図 12 (a)と(b)を比べると，駅舎内面に水圧が掛っているか否かにより，窓とドアが閉まっている「モデル Cl」では，窓とドアが開いている「モデル Op」に比べて大きな応力が生じていることが分かる．



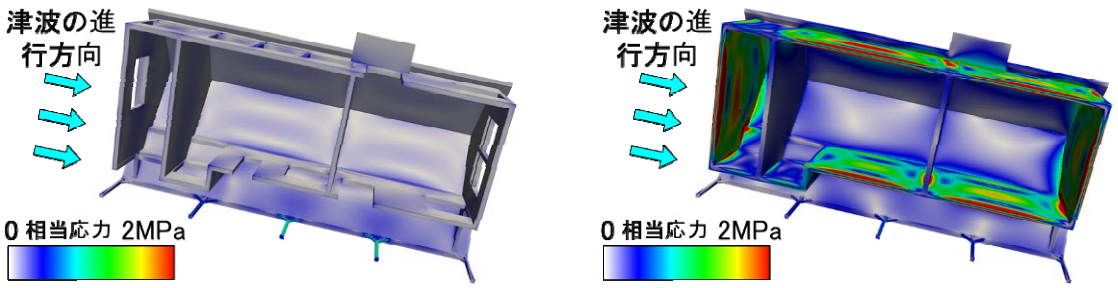
(a) モデル Op（窓とドアが開いている場合）　(b) モデル Cl（窓とドアが閉まっている場合）

図 11　地震発生から 3,250 秒後の窓とドアが開いている場合と閉まっている場合の鹿折唐桑駅の津波解析の結果



(a) モデル Op（窓とドアが開いている場合）　(b) モデル Cl（窓とドアが閉まっている場合）

図 12　地震発生 3,400 秒後の鹿折唐桑駅の駅舎にかかる水圧



(a) モデル Op（窓とドアが開いている場合）　(b) モデル Cl（窓とドアが閉まっている場合）

図 13　地震発生 3,400 秒後の鹿折唐桑駅の駅舎の津波波圧による構造解析の結果（相当応力分布）

3. 着雪解析

積雪した線路の上を鉄道車両が走行すると，線路上の雪が風により舞い上げられ，図 14 のように鉄道車両の床下部分や台車部分に雪が付着して成長する．このような現象は着雪と呼ばれている．着雪した雪の塊が，走行時の振動や分岐器を通過するときの衝撃で落下すると，軌道のバラストが飛散して，車体の損傷，沿線家屋や鉄道設備への被害が発生したり，分岐器のレールの隙間に挟まり進路の転換を行うことができなくなったりすることがある．この様な問題を解決するために，着雪し難い車両形状に変更するなどの「着雪防止対策」や着雪除去のための人員配置予測などの「着雪発生時対策」の研究開発が行われてきている．これまで行われてきた着雪に関する研究は，観測や実験，簡易式を用いたアプローチが多く，着雪メカニズムを解明するに至っていなかった．そこで，本研究では，数値解析による着雪解析と，降雪風洞による着雪実験を連携することで，着雪プロセスの再現を図り，鉄道車両に対する着雪解析手法の開発に取り組んでいる．現在のところ，立方体形状の構造物への着雪解析が完了している．

本研究の着雪解析手法は，図 15 のような有限差分法による気流計算と粒子法による着雪計算を連成させた手法である．有限差分法により流れ場を計算し，飛散する雪の軌道計算を行う．次に，雪を球形状にモデル化し，気流場の速度分布から計算された軌道により雪を移動させて，構造物に接近した場合に，着雪計算を行う．構造物に着雪すれば，着雪箇所が成長し，構造物の形状が変化したとみなし，気流計算の境界条件が更新される．このようにして，本研究課題の着雪解析は，気流計算は雪の軌道により着雪計算に影響を与え，着雪計算は境界条件を変化させることにより気流計算に影響を与える双方向連成解析である．

気流計算では，基礎式は非圧縮性流体に対するナビエ・ストークス方程式とし，乱流解析は Large Eddy Simulation により実施し，有限差分法により離散化し，フラクショナル・ステップを用いた．計算領域を風洞実験に合わせるために 2.5m×1m×1m とし，1 辺 15cm の立方体構造物の周りを格子間隔 1mm とし，1.4 億格子の解析を行った．着雪計算では，飛散している粒子の空間充填率が 0.65 以上であれば着雪するというアルゴリズムを用いた．雪を直径 1mm の粒子でモデル化し，計算領域を 1m×0.4m×0.4m とした．計算時間間隔は，気流計算と着雪計算で同じ値を用い，10^{-4}s とした．気流計算と着雪計算は，1000 スッテプ毎に交互に行い，この連成解析を 1,000 ステップ行った．京コンピュータの 1,200 ノード（9,600 コア）を用い，気流計算に 6,000s，着雪計算に 800s かかった．図 16 は気流計算の結果であり，図 17 は着雪計算と気流計算の結果である．図 17 から着雪による境界形状の変化が気流計算に反映されていることが確認できる．

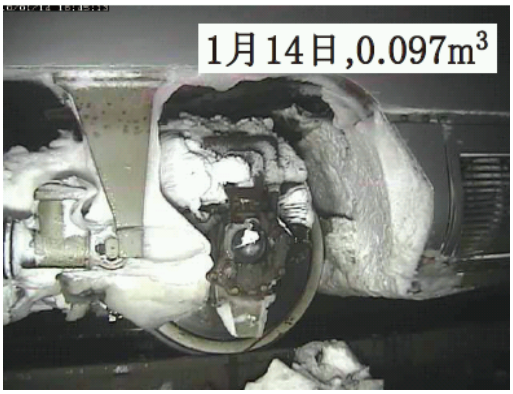


図 14　着雪した車両台車部[2]

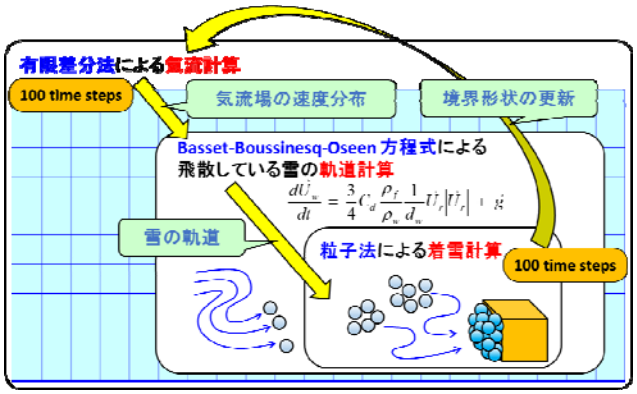


図 15　着雪解析の概略

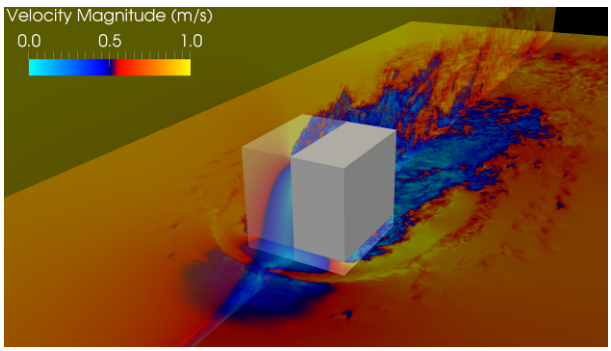


図 16　気流計算の結果

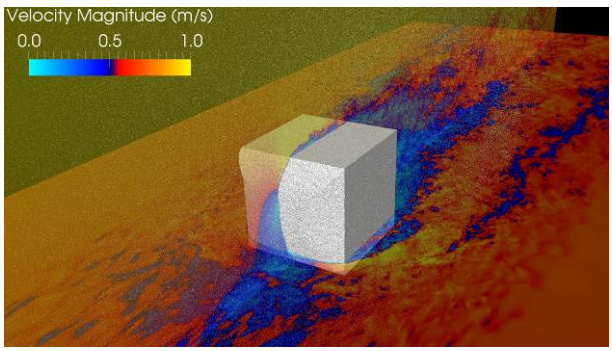


図 17　着雪計算と気流計算の結果

4. 車輪レール間の水膜の挙動解析

本研究の最終目的は，水膜介在時の車輪レール間の粘着力を求める新しい解析手法を構築することにある．本研究では，その第一報として，図 18 のような FEM による車輪レールの動的接触解析と図 19 のような粒子法による水膜の流体解析の流体構造片方向連成解析による，車輪がレール上の水膜の上を通過する解析手法を報告する(3).

粒子法による解析では，固体壁を粒子で表現して適切な境界条件を設定するのが一般的である．固体壁を粒子で表現すると，主導的な役割を果たさない固体壁に多くの粒子を配置することなり，計算リソースを多く割くことになる．特に，水膜介在時の車輪レール解析では，解析に重要な水膜を表現するための粒子よりも，車輪レールを表現するための粒子がはるかに多くなってしまうことが発生してしまう．このようなことを避けるために，固体壁をポリゴンで表現することで壁粒子を用いない「ポリゴン境界表現」と呼ばれる手法を用いる．

本研究の車輪レール転がり接触解析では，大規模有限要素法構造解析ソフトウェア FrontISTR を鉄道総研が車輪レール転がり接触解析用にカスタマイズした鉄道総研版 FrontISTR を用いる．車輪レールモデルは，新幹線に準拠した 1 車輪モデルであり，レールの長手方向のメッシュサイズを 3.00mm，車輪の円周方向のメッシュサイズ 6.22mm となっている．直線区間を加速させ，輪軸中心が 25.030 m/s から 25.102m/s（約 90km/h）まで加速する物理時間 6.0ms の解析を行った．水膜の解析では，高さ 6mm，底部の直径 36mm の水膜モデルをレール上に配置し，直径 0.05mm の粒子で水膜モデルを作成した．本解析は XC30 の 50 ノード（1,200 コア）を用いて 16 時間かかった．直径 0.05mm の粒子で壁粒子を用いた解析を行うことができなかったため，直径 0.1mm の粒子を用いて計算時間の比較を行うと，ポリゴン境界表現を用いた解析の計算時間は，壁粒子を用いた解析の 1/18 に減少した．本研究では，車輪レールの転がり接触解析で用いた FEM メッシュを，そのまま，水膜の挙動解析のための固体壁として用いることで，解析に用いる粒子数を大幅に減らし，解像度の向上と計算時間の短縮に成功した．

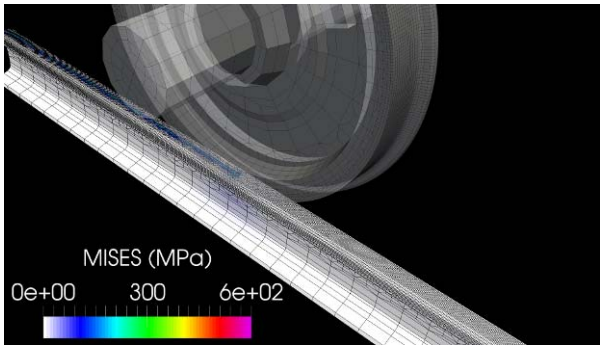


図 18　FEM による車輪・レール解析

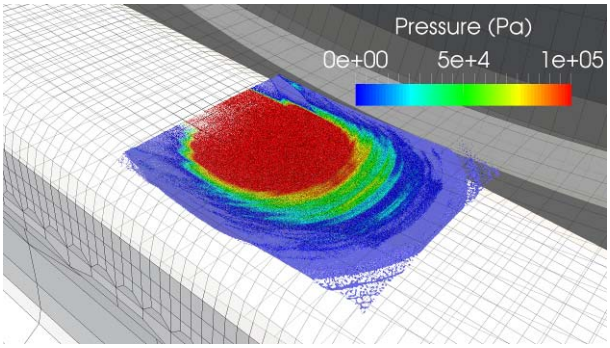


図 19　MPS 法による水膜の解析

まとめと今後の課題

単純な流体解析を解くために，粒子法を用いるは精度と計算コストの面で不向きである．しかしながら，境界面が複雑に変形し合うような解析や，多数の接触判定が必要となる解析では，粒子法は大きな力を発揮する．本論文で紹介した解析では，津波の遡上解析と車輪レール間の水膜の挙動解析は前者の解析であり，浮遊物の挙動解析と着雪解析は後者の解析である．今後も，粒子法だけでなく，それぞれの解析手法の得意とする面を生かしながら，これまで困難とされてきた解析対象に適用していきたい．

謝辞

本研究は JSPS 科研費 17K05152 の助成を受けたものです．本論文の結果の一部は，理化学研究所のスーパーコンピュータ「京」を利用して得られたものです（課題番号:hp170067）．

参考文献

(1) 室谷浩平，高垣昌和：MPS 法を用いた鉄道構造物に対する津波波圧による構造解析，第 22 回計算工学講演会，大宮, 2017.
(2) 鎌田慈，高橋大介，栗原靖，横倉晃，飯倉茂弘：軌道上の雪質を考慮した車両台車部の着雪量予測手法，鉄道総研報告，Vol.29, No.1，pp.11-16，2015.
(3) 室谷浩平，高垣昌和，林雅江：車輪・レール間の流体挙動解析のためのポリゴン境界表現を用いた有限要素法と粒子法の連成手法の開発，日本機械学会 2017 年度年次大会，2017.

2017年秋の大会

計算科学技術部会セッション

粒子シミュレーション技術は何をもたらすのか？ —課題と展望—

What can be achieved with particle simulation? -challenge and foresight-

(3) 第一原理原子・分子シミュレーションの現状と原子力分野での研究進展

(3) Current Status on First Principles Calculation and its Progress of Application on Nuclear Energy Field

*町田昌彦，奥村雅彦、中村博樹、山口正剛

日本原子力研究開発機構

1. はじめに：素朴な粒子法（実存する原子・分子を正確に模擬する）

粒子を用いたシミュレーション手法、即ち粒子法には様々な流儀があるが、その原点は、物質が原子・分子という基本粒子から構成され、その運動を可能な限り正確に模擬すれば、物質のあらゆる性質を原理的に理解できると考えたことにある。実際、計算機の出現と共にその精神を具体的に示そうと様々な試みが実行に移された。その一連の成果として、実存する原子・分子を可能な限り正確に模擬する現在の分子動力学そして第一原理計算がある。分子動力学とは、対象とする原子・分子を点粒子(分子の場合：剛体系)としてモデル化し、それに対し働く力を決め、多数の原子・分子を系内に配置し、その運動を長時間追跡することで、それらが示す統計熱力学的な性質（即ち物質の性質）を計算機上に再現することである。しかし、原子・分子に対して働く力、即ち相互作用を事前に決めるに当たっては、相互作用のモデルが必要となり、そこに研究者による考え方や個性が反映される余地が残る一方、実験を再現するため、モデルのフィッティングを行う等、モデルの作り方の流儀が議論されてきた。但し、一旦決めたモデルが、様々な条件に適用可能かという点で課題がある。例えば、室温及びバルクな条件下では、実験を凡そ再現できるが、高温や気液界面等の異なる条件下では、モデルの適用限界を超えてしまうことがある。このような課題を解決するため、そもそも原子・分子間の力が電子に起因することに立ち返り、電子状態を計算することで相互作用を求めるというアイデア、即ち、第一原理分子動力学法が提案されてきた。現在、計算機の発達により、この究極の計算手法（原理的にモデルを必要としない）は、様々な系に適用されているが、計算対象は数 10～数 100 程度の原子・分子、計算時間は数 100ps 程度に留まる。しかし、分子動力学では理解できない化学反応や界面での動力学等の課題解決に極めて重要な役割を果たしつつある。

ここまで、原子・分子の運動という側面から研究進展を簡単にレビューしてきたが、上記の電子状態を計算できるという手法の魅力は、寧ろ物質の静的性質の理解（但し、線形応答理論により、静的な状態からの線形応答という考え方により、動的性質も一部計算可能である）が第一原理的に得られることにある。つまり、物質が示す性質は、主に構成原子・分子の元素とその構造に起因するが、それを、ほぼモデルやパラメータなしに計算できるという魅力である。この魅力を具体的に言い換えると、優れた第一原理計算ソフトウエアがあれば、鉄等の元素に着目することで、鉄やその化合物から構成される構造材料の機械的性質を議論できる一方、アクチナイド元素に対象を移せば、核燃料の物性を調べることができるという物質毎にモデル構築を必要としない普遍性という魅力である。

本講演では、この第一原理計算の原子力分野への適用例を示し、原子力の研究開発において欠かすことのできない物質材料の研究に対して、極めて重要な役割を果たしていることを紹介する。2. では、発表者らの研究グループにて実際の適用例として実施してきた、核燃料の高温物性への適用例、構造材料の機械的特性の理解への適用例、そして、土壌粘土鉱物に吸着した放射性セシウムの化学形態等の環境問題への適用例を紹介する。

---

*Masahiko Machida, Masahiko Okumura, Hiroki Nakamura, and Masatake Yamaguchi

Japan Atomic Energy Agency

2. 第一原理計算と原子力分野への適用

2-1. 核燃料の高温物性

MOX 燃料を始めとする酸化物核燃料は、取り扱いの制限や高温での実験等の困難さにより、測定により詳細な物性を得ることが簡単ではない。従って、計算科学を利用し、測定された数少ない物性値を補間できれば、燃料開発やシビアアクシデント（極限環境時）の解析において、重要な役割を担うことが期待できる。特に燃料開発において重要となる熱物性値を、任意の条件下で計算可能となれば、その役割は極めて大きい。実際、これまでに分子動力学計算を用いた熱物性の評価が多数報告されてきた。しかし、通常の分子動力学計算では、原子間ポテンシャルを経験的に決めることが多く、定量的評価に際しては、当然の如く、ポテンシャル依存性が強く現れる。そこで発表者らは、第一原理計算を用いて核燃料の主要成分である二酸化アクチニドの熱物性値を評価する方法の開発を実施してきた。本予稿では、その成果として、比熱と熱伝導率の評価結果について簡単に紹介する。

酸化物核燃料、即ち二酸化アクチニドの場合、熱物性（熱容量或いは比熱）を担っているのは主に結晶中の原子の安定点付近での振動（格子振動）である。この格子振動を第一原理計算で評価することにより、比熱を評価した。しかし、実際には二酸化アクチニドでは、格子比熱だけでなく、電子の励起による比熱（ショットキー比熱）も無視できない程大きく、ショットキー比熱も評価することで実験値を再現することに成功している（Fig.1）[1]。但し、ショットキー比熱は分子動力学では評価不可能である一方、第一原理計算を用いると、どちらの成分も評価可能であり、各々の比熱成分のため、異なるモデルを設定する必要がない。

次に更に重要な熱物性値である熱伝導率の計算について紹介する。熱伝導率も比熱と同様に格子振動が中心的な役割を果たしているが、比熱と大きく異なるのは、非調和振動が重要であるという点である。非調和振動を第一原理計算を用いて評価するのは、計算負荷が大きく困難とされてきたが、近年の計算機の性能向上や計算技術の発展によって、現実的な時間内での計算が可能となってきた。そこで、二酸化アクチニドに対して第一原理計算による非調和振動の評価を行い、熱伝導率を求めた。その結果、二酸化トリウムと二酸化プルトニウムに対しては、実験値をほぼ再現することに成功したが、二酸化ウランに対しては、室温付近で熱伝導率を過大評価する結果となった[2]。これは、主に磁気モーメントと格子振動の相互作用の影響だと考えられるが、未だ解決法は見つかっておらず、課題が残っている。

以上、核燃料物質の数値計算による熱物性評価についての概略を報告したが、第一原理計算を採用することにより、実験値を精度良く再現可能とするケースが増えてきている。しかしながら、現実の燃料物質は、数種類のアクチニドが混合された MOX 燃料であったり、照射による欠陥があったり、これまで計算対象としてきたピュアな結晶とは大きく異なっている。このような現実的な核燃料の熱物性評価も試みられているが、まだ、十分信頼できる手法が確立されているとは言えない。今後も第一原理計算を基にした熱物性評価手法の開発を続け、より現実的な核燃料物質に適用できるようにすることを目標としている。

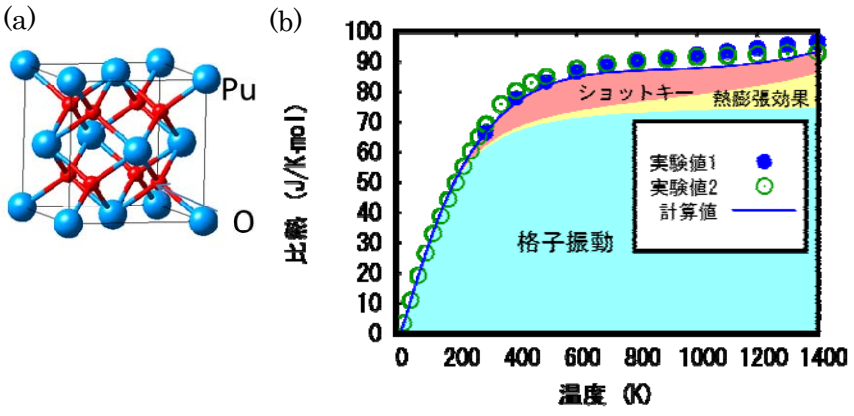


Fig. 1 .(a) 二酸化プルトニウムの結晶構造と(b)比熱

参考文献

[1] H.Nakamura, M.Machida, and M.Kato, J. Phys. Soc. Jpn. 84, 053602 (2015).
[2] H.Nakamura and M. Machida (in Preparation).

2-2. 構造材料の機械的特性

原子炉圧力容器鋼には、不純物元素としてリン(P)などが含まれる。熱処理により P が拡散し、結晶粒界に達すると、そこに留まり（トラップされ)、粒界偏析することが知られている。中性子照射下では生成した空孔や格子間原子などの格子欠陥を介した P の拡散によっても P は粒界に達し偏析する。P の粒界偏析は粒界に沿った脆性的割れを促進し、延性脆性遷移温度(DBTT)の低下や破壊靭性値(K_{Ic})の低下をもたらす。この現象は粒界脆化と呼ばれ、オージェ電子分光による観察などから結晶粒界面の高々2～3 原子層以内における不純物原子の偏析が巨視的な破壊を促進する現象であることが分かっている。しかし、その偏析元素がどのように、またどれぐらい粒界の原子間結合力を低下させているのか、また、その低下が巨視的な破壊靭性とどのように関連しているのかについては、よく分かっていない。しかし、最近の計算機能力の著しい向上や計算手法の進捗により，対称性の高い対応粒界に対しては、第一原理計算によって粒界の原子間結合力の強さすなわち凝集エネルギーを精度良く計算できるようになってきた。その計算結果から、粒界の凝集エネルギーの変化がマクロな破壊挙動（DBTT や K_{Ic}）と非常によく相関していることが分かってきた。

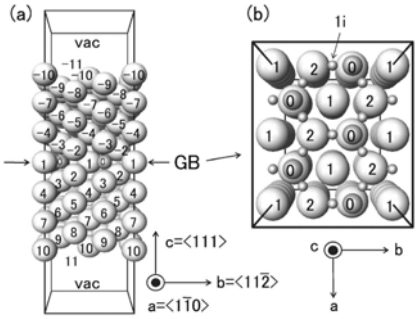


Fig. 2: bcc Fe Σ3(111)対称傾角粒界の原子モデリング。

Fig. 2 にて示した粒界は、対称性が高いために比較的少ない原子数でモデリングできるが、エネルギーは高くランダム粒界に近いと考えられる bcc- Fe の対称傾角粒界であり、破面は(111)面、Σ 値は３である。この粒界の原子構造の中に、粒界を強化するとされるホウ素 (B)、炭素 (C)、また、粒界を脆化するとされる P、硫黄 (S) 原子を置換あるいは侵入させた状態を作り、粒界偏析状態を作成した。更に、その粒界が割れ、これらの原子が(111)破面に現れた状態を作り、両者のエネルギー差を計算した。このエネルギー差は、偏析元素が粒界の原子間凝集エネルギーをどのぐらい低下させるかの指標（脆化能エネルギー $-\Delta 2\gamma_{int}$）となっている。そのエネルギーを、高純度鉄から得られた粒界破壊の DBTT 変化と比較すると (Fig. 3)、両者には非常によい相関が得られた[3]。

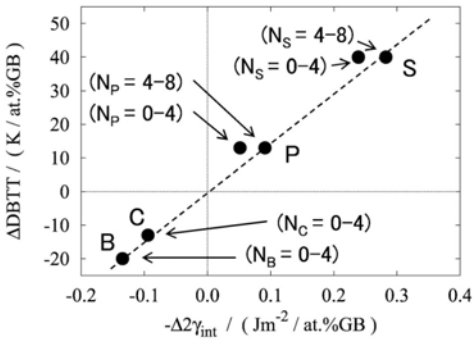


Fig. 3: 高純度鉄の DBTT 変化と B, C, P, S 偏析による粒界凝集エネルギー変化（$\Delta 2\gamma_{int}$）。

更に、同様の計算をアンチモン(Sb)，スズ(Sn)に対しても行い、Ni-Cr 鋼の Sb, Sn, P 偏析による K_{Ic} 低下のデータを解析した (Fig. 4)。その結果、K_{Ic} の低下は、偏析被覆率から推定される粒界凝集エネルギー低下とよく相関していること、ある一定の粒界凝集エネルギーが巨視的に観察される粒界破壊の閾値となっており、それ以下に粒界凝集エネルギーが低下することで、Sb, Sn, P の元素の違いにかかわらず、粒界破壊が始まること等が分かった[4]。

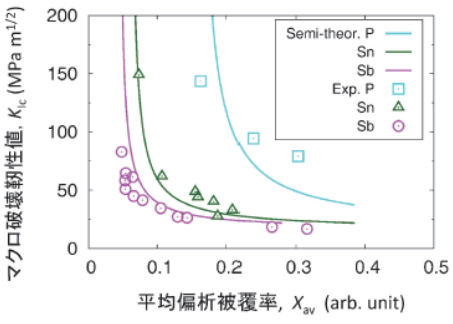


Fig. 4: Ni-Cr 鋼の K_{Ic} 低下の実験データ (Exp.) と、粒界凝集エネルギー低下から推定される半理論曲線(Semi-theor.)

以上、第一原理計算によって精度良く計算可能な粒界凝集エネルギーが、構造材料の粒界破壊における支配要因の一つであることが明らかになってきた。破壊のもう一つの大きな支配要因である転位挙動に対する溶質原子の影響も、徐々に第一原理からの計算が可能になってきており、その進展が期待される。

参考文献

[3] 山口正剛, ふぇらむ 15(2010)755-761.
[4] 山口正剛, まてりあ 54(2015)110-117.

2-3. 放射性セシウムの環境中での化学状態

2011 年 3 月 11 日の東北地方太平洋沖地震及び津波に起因する東京電力福島第一原子力発電所事故により放射性元素が環境中に放出された。中でも、放射性セシウムは表層土壌に強く吸着し、長期間、地表に放射線源として留まるため、住民の長期に渡る被ばくや避難の原因となってきた。そこで、政府・自治体等は大規模な除染を行い、その結果、多くの地域で空間線量率は減少し、一部住民は帰還するに至った。しかし、この大規模除染によって大量の除染除去土壌が発生し、その保管が国民に大きな負担を与える問題となっている。この問題を解決するためには、除染除去土壌から放射性セシウムを取り除き、保管の必要がある汚染土壌の容積を減らすことが必要であるが、十分に効率的かつ経済的な方法は未だ開発されていないと判断されている。その理由は、放射性セシウムの土壌による吸着現象のメカニズムが分からず、科学的評価ができない上、科学的知見に基づく工学技術の最適化も不可能であり、凡そ手探りの状態での技術開発が先行しているためである。この事態の打開を図るため、発表者らは第一原理計算手法を用いて、その吸着メカニズム、即ち吸着した化学形態の謎を探ってきた。

これまでの研究により、土壌中の風化雲母粘土鉱物がセシウムを強く吸着していることが知られており、Fig.5 のような風化雲母粘土鉱物のモデルを構築した[5]。このモデルに対し、第一原理計算手法にてセシウムの吸着エネルギーを評価した結果、雲母粘土鉱物が風化してできる楔状の構造（Fig.5:左上図）がセシウム吸着に本質的な役割を果たすことが分かった。また、そのメカニズムは次のように解釈できることが分かった（Fig.5:右図）。セシウムイオンは元々、雲母粘土鉱物に入っているカリウムイオンと交換し、雲母粘土鉱物に吸着されるが、セシウムはカリウムよりもイオン半径が大きいため、層間の狭い未風化の粘土鉱物に入ってもエネルギー的に不安定になってしまう。一方で、風化した粘土鉱物に存在する楔状の構造は、セシウムイオンの半径にちょうど良い層間距離の部分が存在するためセシウムを安定に吸着できる。これは、粘土鉱物におけるセシウム吸着様態を明らかにしたものであり、除染除去土壌の減容技術開発の基礎的知見として重要な結果であると考えられる。講演では、時間が許せば粘土鉱物によるセシウム吸着関連の他の研究結果についても報告する[6, 7]。

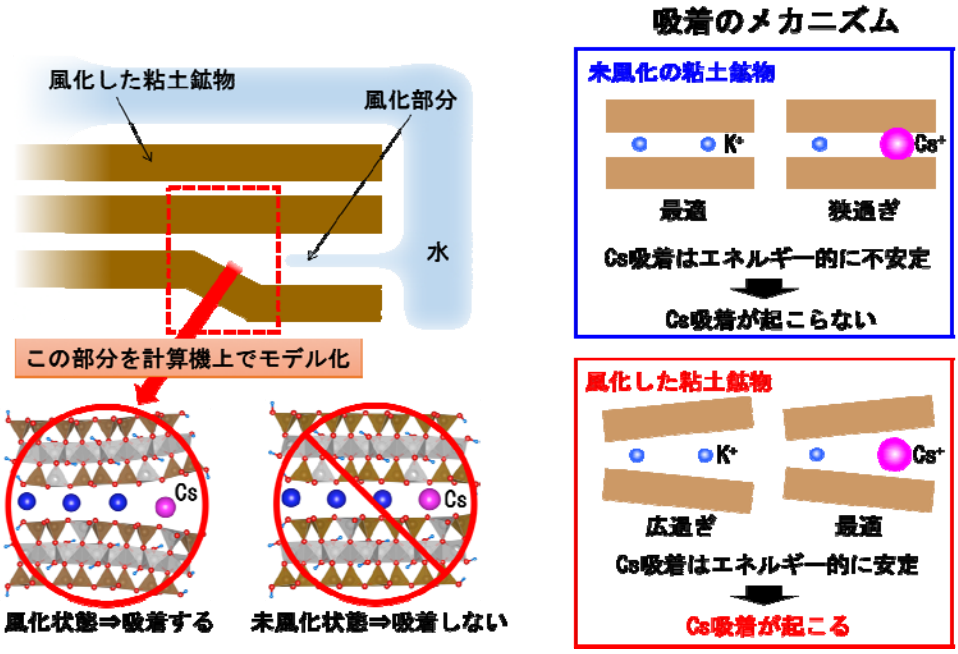


Fig.5. 風化した粘土鉱物によるセシウム吸着シミュレーション:　粘土鉱物の風化部分(左上図)に着目し、モデルを構築して第一原理計算法によって吸着エネルギーを評価した（左下図）。その結果、風化状態以外では、セシウムを吸着しないことが分かった（右図）。

参考文献

[5] M. Okumura, H. Nakamura, and M. Machida, J. Phys. Soc. Jpn. **82**, 033802 (2013).
[6] M. Okumura, H. Nakamura, and M. Machida, Clay Sci. **18**, 53 (2014).
[7] M. Okumura *et al.*, AIP Adv. **7**, 055211 (2017).

3. まとめ

以上、第一原理計算手法を適用し得られた成果について手短に紹介したが、粒子法という観点から考えると、粒子を原子・分子という物質の最小構成単位（実際は更に最小単位の素粒子があるが、それらは核反応以外では殆ど物質の性質に寄与しない）とすると、その相互作用は、電子の状態、即ち、電子の波動関数を求めることで計算可能という概念の上に第一原理計算は成立していることが分かる。このような素朴だが直接的な科学の進展が、膨大な時間をかけ、多くの科学者により進展してきたことに思いを馳せつつ、原子力分野への適用例の成果と今後の進展を考えると、第一原理計算の長所と短所が浮かび上がる。長所は、上にて記してきたように、その計算手法の普遍性であり、適用領域が極めて広いということである。しかし、第一原理計算といえども、近似計算手法を用いており、その近似による限界を理解し、その適用範囲を更に広げる努力が必要である。最近になり、認識されてきたことだが、従来の第一原理計算はそもそも、ファンデルワールス力の重要な一種である分散力を全く記述できないことが知られていたが、その事実を明確に認識していた利用者は多くない。その力による物性への寄与は、計算から完全に抜け落ちていたが、全く気にせず利用されてきたのである。しかし、今は、その補正手法が多数開発されているが、このような問題は、人々が精度を高める欲求を募らせれば、次々と今後も顕在化していくことが想定できる。正に技術や社会の成熟とも発生する課題と同じ構図である。その一方、扱える系の空間的大きさと時間的長さが特に限定的であることにも注意する必要がある。その限界を深く認識しつつ、適用範囲を更にメゾ、マクロの物性や物質特性の理解へと拡げる可能性を追求すべきである。その方向性の最近の興味深い挑戦として、AI を用い、第一原理分子動力学を実施することで、原子・分子間に働く相互作用の特徴を記憶させ、大規模な分子動力学計算へと系の時空間スケールを拡大させるという方向性がある。これまでは、人間が相互作用を深い物理的洞察や豊かな知見によりモデルを構築してきたが、第一原理分子動力学を計算機上で実施することで、AI がその得られた膨大なデータを基に、その特徴量を自動的に把握し、相互作用モデルを作り、高次レベルの計算手法に渡すという考え方である。このような挑戦は、これまで問題となってきたシミュレーション手法のマルチスケール化・高次化という課題に一石を投じるかもしれないという期待を記し、本予稿を閉じることとする。

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：307-1 Computational Science and Engineering

Wed. Sep 13, 2017 2:45 PM - 3:50 PM JST | Wed. Sep 13, 2017 5:45 AM - 6:50 AM UTC | Room G C213 - C Block

[1G09-12] Seismic and Fuel Analysis

Chair:Akemi Nishida (JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[1G09] Modeling method of fluid in spent fuel pool for seismic analysis using 3D FEM model of ABWR reactor building

(1)Applicability of virtual mass method to rectangle container

*Yoshihiro Goto[1], Shohei Onitsuka[1], Naoki Ojima[2], Tadashi Iijima[1], Hiroki Takahara[3] (1. Hitachi-GE, 2. HiICS, 3. Tokyo Institute of Technology)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[1G10] Modeling method of fluid in spent fuel pool for seismic analysis using 3D FEM model of ABWR reactor building

(2)Practical modeling of fluid in spent fuel pool

*Shohei Onitsuka[1], Yoshihiro Goto[1], Naoki Ojima[2], Tadashi Iijima[1] (1. Hitachi GE, 2. HiICS)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[1G11] Study on Fuel Loading Pattern Optimization using Deep Learning and Reinforcement Learning

(2)Study on Prediction of Depletion Characteristics of Reactor Core

*Masahiro Tatsumi[1] (1. NEL)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[1G12] Study on Fuel Loading Pattern Intuitive Generation Method by using Deep Learning

*KAZUKI ISHITANI[1] (1. Nuclear Engineering and Services Company)

3:45 PM - 3:50 PM JST | 6:45 AM - 6:50 AM UTC

Time reserved for Chair

ABWR 原子炉建屋の 3 次元 FEM 耐震解析における使用済燃料プール水のモデル化方法
（1）矩形容器に対する仮想流体質量法の適用性

Modeling Method of Fluid in Spent Fuel Pool for Seismic Analysis
Using 3D FEM Model of ABWR Reactor Building
(1) Applicability of Virtual Mass Method to Rectangle Container

*後藤 祥広[1]，鬼塚 翔平[1]，小島 直貴[2]，飯島 唯司[1]，高原 弘樹[3]
[1]日立 GE，[2]HiICS，[3]東工大

本研究は、3 次元有限要素法（3D FEM）による ABWR 原子炉建屋の耐震解析における、使用済燃料プール水のモデル化方法の構築を目的とする。本報では、後報の検討で用いる仮想流体質量法の、矩形容器に対する適用性を振動試験により確認した。
キーワード：仮想流体質量法，矩形容器，検証，スロッシング

1. 緒言　ABWR 原子炉建屋の 3D FEM 耐震解析にて、仮想流体質量法を用いて使用済燃料プール水をモデル化するために、本報では、仮想流体質量法の矩形容器への適用性を振動試験により確認した。

2. 振動試験とシミュレーション解析

2-1. 振動試験　Fig. 1 に示す矩形容器を、容器内流体（水）のスロッシング 1 次固有振動数（約 1.6 Hz）かつ最大加速度約 30 mm/s^2 の正弦波にて加振し、波高時刻歴を超音波式変位計で計測した。

2-2. シミュレーション解析　前節で述べた試験のシミュレーション解析を、Fig. 2 に示す解析モデルを用いて行った。解析には MSC Nastran を用い、容器の構造モデルに加え、流体を仮想流体質量法にてモデル化した。液面の遥動は、Fig. 2 に示す自由液面を表すシェル要素でモデル化した。Fig. 2 のモデルに、振動台の変位時刻歴を入力し、モーダル時刻歴応答解析を行った（減衰比 0.5%、固有モード 20 Hz まで考慮）。

2-3. 試験結果と解析結果の比較　振動試験とシミュレーション解析で得られた波高時刻歴を Fig. 3 に示す。Fig. 3 に示すように、試験と解析の波高時刻歴は最大振幅が約 1%の差異で一致した。この結果より、矩形容器に対して仮想流体質量法は適用可能であると結論した。

3. 結論　矩形容器に対する振動試験結果と、仮想流体質量法を用いたシミュレーション解析結果は一致しており、使用済燃料プール等の矩形容器に対して仮想流体質量法は適用可能と結論した。



Fig. 1 Overview of vibration test setup

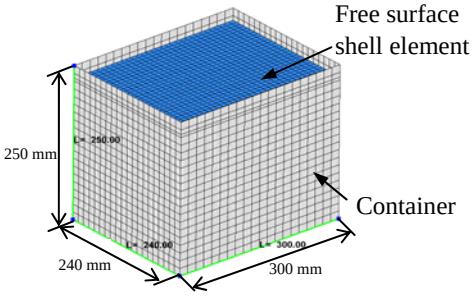


Fig. 2 Simulation model

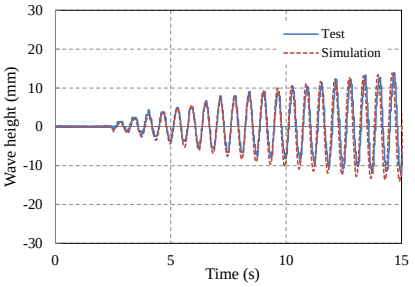


Fig. 3 Comparison of wave height

* Yoshihiro Goto[1], Shohei Onitsuka[1], Naoki Ojima[2], Tadashi Iijima[1] and Hiroki Takahara[3]
[1]Hitachi GE, [2]HiICS, [3]Tokyo Institute of Technology

ABWR 原子炉建屋の 3 次元 FEM 耐震解析における使用済燃料プール水のモデル化方法
（2）使用済燃料プール水の簡便なモデル化方法

Modeling Method of Fluid in Spent Fuel Pool for Seismic Analysis
Using 3D FEM Model of ABWR Reactor Building
(2) Practical Modeling of Fluid in Spent Fuel Pool

*鬼塚 翔平[1]，後藤 祥広[1]，小島 直貴[2]，飯島 唯司[1]
[1]日立 GE，[2]HiICS

本研究は、3 次元有限要素法（3D FEM）による ABWR 原子炉建屋の耐震解析における、使用済燃料プール水のモデル化方法の構築を目的とする。本報では、プール水が建屋の地震応答に与える影響を評価するために、前報で検証した仮想流体質量法を用いて流体構造連成を考慮した耐震解析を行った。
キーワード：流体モデル化，耐震解析，3 次元有限要素法，使用済燃料プール，改良沸騰水型原子炉

1. 緒言　著者らは、原子力発電所の耐震安全性の更なる向上を目的に、Fig. 1 に示すような 3D FEM モデルの耐震解析への適用に関する研究を推進している。3D FEM モデルの適用には、減衰や流体のモデル化等の課題がある。本報では、流体モデル化に関し、使用済燃料プール水のモデル化の検討結果を報告する。

2. 解析方法と解析結果

2-1. 解析方法　解析に用いる 3D FEM モデルを Fig. 1 に示す。このモデルでは、プール水を仮想流体質量法によりモデル化している。プール水の遥動を励起するために、低振動数成分を有する応答スペクトル（Fig. 2）に対応する加速度時刻歴を用いて、モーダル時刻歴応答解析（水平 2 方向入力）を実施した。比較のために、プール水の遥動の効果を考慮しない（質量としてモデル化した）モデルについても解析を実施した。

2-2. 解析結果　上述の 2 つのモデルについて最大加速度と圧力の評価結果を比較した。Fig. 3 に示すように、最大加速度はよく一致した。一方、プール壁に作用する圧力では、最大約 90 %の差異が生じた。液面の遥動を考慮したモデルの圧力が大きく、遥動の効果と考えられる。

3. 結論　上述の最大加速度の比較結果より、建屋の地震応答へのプール水の遥動の影響は小さく、プール水の質量のみ考慮すればよいと結論できる。ただし、圧力に差異があるため、圧力が作用する可能性のあるプール内機器の地震応答を、建屋と同時に評価する場合には、遥動の考慮が必要と結論した。

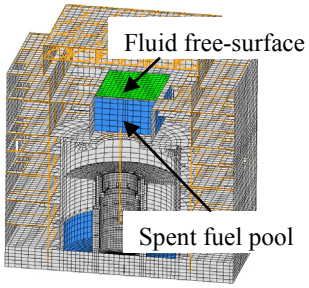


Fig. 1 ABWR 3D FEM model

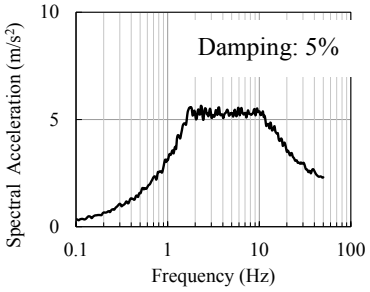


Fig. 2 Response spectrum of input motion

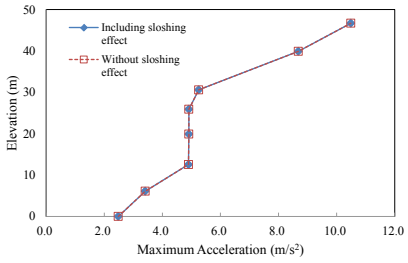


Fig. 3 Comparison of max. acceleration

---

*Shohei Onitsuka[1], Yoshihiro Goto[1], Naoki Ojima[2] and Tadashi Iijima[1]
[1]Hitachi GE, [2]HiICS

深層学習と強化学習による燃料装荷パターン最適化手法の検討
（2）深層学習を用いた炉心燃焼特性の予測

Study on Fuel Loading Pattern Optimization using Deep Learning and Reinforcement Learning
(2) Prediction of Core Depletion Characteristics using Deep Learning

*巽　雅洋[1]
[1]原子力エンジ

無限増倍率ベクトルを入力とした深層ニューラルネットワークを構築し、炉心の燃焼特性評価を試みた。集合体最大出力と臨界ほう素濃度の燃焼特性を高速に予測することが可能であることを確認し、不確かさ評価を行った。予測誤差が大きい場合もあり、更なる検討が必要である。

キーワード：深層学習, 炉心核特性, 燃焼計算, 強化学習, 燃料装荷パターン最適化

1. 緒言

前回の発表[1]では、深層学習の枠組みにおいて、無限増倍率分布を入力とする学習済みニューラルネットワークを用いて、未燃焼炉心における出力分布と臨界ほう素濃度を十分な精度で予測出来ることを示した。また、次の燃焼ステップの無限増倍率分布を予測するニューラルネットワークと組合せ、炉心燃焼計算の可能性について示した。本発表では、実際に燃焼計算を実現する際の検討結果について示す。

2. 燃焼計算の実現

2.1 ネットワーク構成と学習用データ準備

国内 3 ループ PWR の 1/8 炉心を対象とし、全結合型で 6 層の DNN を構築した[1]。各層のユニット数に関して、入力層では各燃料種の無限増倍率ベクトル長の 52、中間層では 400~200、出力層では予測する核特性に応じて、1, 26, 52 のいずれかを設定した（それぞれ、臨界ほう素濃度(CB)、出力分布(POW)、次ステップ無限増倍率分布(KINF)に対応）。 独立な約 31 万ケースの LP に対して、SIMULATE-3 を用いて 2 次元体系における燃焼計算を行い、各燃焼ステップにおける CB, POW, KINF を求めた。

2.2 深層学習の実施と

学習は、未燃焼状態と燃焼状態に大別して実施した。前者においては、CB, POW, KINF の各特性に対し訓練用及びテスト用に約 29 万及び 1 万のデータ点を使用した。後者においては、CB 及び POW については約 460 万及び 16 万、KINF については約 430 万及び 15 万のデータ点を使用した。学習済みネットワークに対し、独立なテスト用データ 1 万点を用いて、核特性の予測を実施した。予測した KINF を次ステップの入力として用い、最終ステップに至るまで予測を繰り返して CB 及び POW の燃焼特性を求めた。燃焼時の全てのデータを用いて一つのネットワークとして学習した際、CB 及び POW では問題なかった。しかし KINF の場合は不確かさが大きかったため、各燃焼度点で個別ネットワークとして学習を行うことで予測精度を改善したが、更なる検討が必要と思われる。処理時間については、50000 パターン分の CB 及び POW の燃焼特性の予測に関して、200msec 未満であった。(演算プロセッサとして GPU を利用)

3. 結論と今後の予定

深層学習による炉心燃焼特性の高速予測を実現した。予測結果には不確かさが伴うため、さらに検討が必要である。今後、LP 最適化の強化学習に適用し、有効性と不確かさの影響評価を行う予定である。

参考文献

[1] 巽, 日本原子力学会 2017 年 春の年会 (1G06)

*Masahiro Tatsumi[1]
[1]Nuelcear Engineering, Ltd. (NEL)

深層学習による燃料装荷パターンの直感的生成手法の検討

Study on Fuel Loading Pattern Intuitive Generation Method by using Deep Learning

*石谷　和己[1]
[1]原電エンジ

自動探索コードにより最適化された装荷パターンを教師データとして深層ニューラルネットワーク(DNN)に与え学習させ、もっともらしい装荷パターンを出力させる方法について検討した。

キーワード：燃料装荷パターン最適化，深層学習，ニューラルネットワーク

1. 研究の背景　取替炉心設計では、限られた期間内に天文学的な組合せから設計条件を満たす装荷パターンを探し出す必要がある。その際、使用可能な燃料(新燃料、継続／再使用燃料)の中からどの燃料を用いるかも併せて考える必要がある。使用する燃料が絞りこまれていれば自動探索コードにより最適化探索が可能となるが、探索には少なくとも数十分を要するので、自動探索コードを用いる価値の有る燃料構成(燃料リスト)を迅速に見極める必要があった。

2.着想と狙い　装荷パターン探索は複数組の配置の入替えと炉心特性値評価の試行錯誤的な繰り返しにより行われる。複数の選択肢から、最終的な炉心特性の改善が見込める燃料移動を決定する方法として強化学習の 1 手法である Q 学習(Deep Q-Network)の活用が提案されている[1]。装荷パターン探索は最善と思われる選択を繰り返す点は囲碁と類似しているが、囲碁には対局者が存在し棋譜を無視して終局状態だけ真似ても意味を為さないのに対し、装荷パターン探索は最終的に得られた配置それ自体に価値がある点が異なっている。膨大な設計事例の中から、装荷したい燃料の無限増倍率ベクトルとの平均二乗誤差が最小となる装荷パターンを選び出す方法も考案されているが[2]、最適化探索の初期パターンとして利用するものであった。本研究では、画像のクラス分類などで画期的な成果を収めている DNN の汎化性能に着目し、使用する燃料リストを与えてもっともらしい装荷パターンを推定させる方法を検討した。

3. 深層学習による燃料装荷パターンの推定　国内 4 ループ PWR の 1/8 炉心を対象とし、全結合型で 6 層の DNN を構築した。各層のユニット数は、入力層 31、中間層 496, 248, 124, 62、出力層 31 とした。出力層は No.0 のユニットを炉中心、No.1～12 を軸対称位置、No.13～30 を 1/8 対称位置の炉心座標に対応させた。教師データとしては、新燃料取替体数 6 ケース (60,64,...,80 体)×Gd 新燃料割合 2 ケース×継続使用燃料割合 8 ケース×直前サイクルの引継燃焼度 5 ケース(8,9,...,12GWd/t) の計 480 ケースについての最適化探索結果を用意した。最適化探索には自動探索コード SAMPLS[3] を用いた。入力層に無限増倍率で降順に整序した燃料リスト、出力層に最適化された装荷パターン(無限増倍率ベクトル)を教師データとして与え学習を行った。DNN に未学習の燃料リスト約 100 ケースを与え、出力された装荷パターンについて SIMULATE-3 の 2 次元計算で炉心特性値を評価することで、もっともらしい推定が行えたか確認した。

参考文献

[1]巽,"深層学習と強化学習による燃料装荷パターン最適化手法の検討 (1)燃料装荷パターン情報を用いた炉心核特性の予測", 日本原子力学会 2017 年春の大会(2017).

[2] X.Mouney,"ARPEGE, THE EDF TOOL FOR CORE RELOAD PATTERN", Advances in Nuclear Fuel Management III(2003).

[3] K.Ishitani, et. al., "Development of Multi-Stage Stochastic PWR Loading Pattern Search Code SAMPLS", Advances in Nuclear Fuel Management IV(2009).

---

*Kazuki Ishitani[1]

[1]Nuclear Engineering and Services Company

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：307-1 Computational Science and Engineering

Wed. Sep 13, 2017 3:50 PM - 4:55 PM JST | Wed. Sep 13, 2017 6:50 AM - 7:55 AM UTC | Room G C213 - C Block

[1G13-16] Accident Analysis

Chair:Kei Ito (Kyoto Univ.)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

[1G13] Study on quench behavior at a core-disruptive accident for a fast breeder reactor
(33)Numerical simulation of jet breakup behavior by a lattice Boltzmann method

*Shimpei Saito[1], Yutaka Abe[1], Akiko Kaneko[1], Hideki Nariai[1] (1. University of Tsukuba)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[1G14] Development of a multi-physics MPS code for the severe accident simulation
(3)Implementation of a developed eutectic model

*Kenta INAGAKI[1] (1. CRIEPI)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[1G15] Criticality simulation in a gas-solid multiphase flow

*Kazuya Takabatake[1], Mikio Sakai[1], Akira Yamaguchi[1], Dimitrios Pavldis[2], Christopher Pain[2] (1. Univ. Tokyo, 2. Imperial College London)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[1G16] Numerical simulation of gas-solid-liquid flows using the DEM coarse grain model

*Kotaro Tamura[1], Mikio Sakai[1] (1. The University of Tokyo)

4:50 PM - 4:55 PM JST | 7:50 AM - 7:55 AM UTC

Time reserved for Chair

高速増殖炉の炉心溶融事故後冷却挙動の研究
(33) 格子ボルツマン法によるジェットブレイクアップ挙動の数値シミュレーション

Study on quench behavior at a core-disruptive accident for a fast breeder reactor
(33) Numerical simulation of jet breakup behavior by a lattice Boltzmann method

*齋藤 慎平[1]，阿部 豊[1]，金子 暁子[1]，成合 英樹[1]
[1]筑波大学

高速増殖炉の炉心溶融事故時には，ジェット状に放出された溶融燃料挙動の把握が重要となる．本報では，二相系格子ボルツマン法を高密度比かつ高 Reynolds 数条件に対して拡張し，既存実験結果の再現を試みた．

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，炉心溶融事故，ジェットブレイクアップ，格子ボルツマン法

1. 緒言

高速増殖炉の炉心溶融事故に対する事故後冷却性評価に向けて，冷却材中に流出した溶融燃料のブレイクアップ挙動の把握が望まれる．このような極めて複雑な熱流動挙動における二液相間相互作用を弁別して観察し，その影響を明らかにすることが本数値解析の目的である．本報では，溶融物-冷却材系で想定される条件においても数値的に安定となる計算手法を構築し，既存の実験条件における計算を実施した．

2. 手法

本研究では，格子ボルツマン法を用いてジェットブレイクアップの数値解析を実施してきた．数値安定性向上のため，先行研究[1]では以下に示す多緩和時間衝突則を用いて定式化した：

$$\left(|\Omega^k\rangle\right) = -\mathbf{M}^{-1}\mathbf{K}\mathbf{M}\left(\left|f^k\right\rangle - |f^{k(e)}\rangle\right) \quad (1)$$

本報では，高密度比・高 Reynolds 数に対する安定性をさらに高めるため，中央モーメント[2]に基づき，衝突項を以下のように再定義した：

$$\left(|\Omega^k\rangle\right) = -\mathbf{M}^{-1}\mathbf{N}^{-1}\mathbf{K}\mathbf{N}\mathbf{M}\left(\left|f^k\right\rangle - |f^{k(e)}\rangle\right) \quad (2)$$

N は，モーメントを流体の流れ場に沿った系に写す変換行列である．

3. 結果

本報では，解析対象として FARO/TERMOS-T1 試験[3]を選択した．Fig. 1 に示す，液液二相ジェットに対する流動線図[4]によれば，本条件は *atomization* と予想される．T1 試験条件における流動解析結果を Fig. 2 に示す．上述の数値モデル改良により，溶融物-Na 系の物性値条件に対しても計算は安定に進行した．ジェット界面は極めて不安定となり，ジェット側面からの，多数の微小液滴の生成が見られる．本解析結果は，当該試験条件における二液相間作用のみを考慮した場合においても，微粒化が活発に生じることを示すものである．

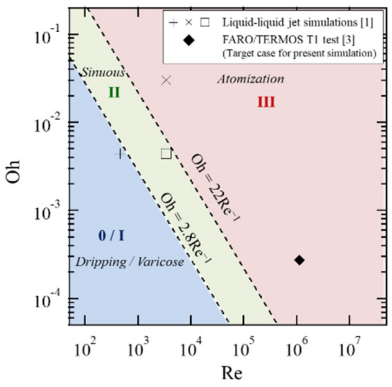


Fig. 1 Flow-regime map.

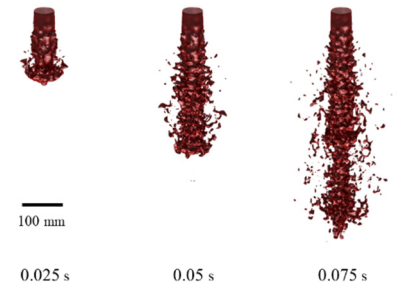


Fig. 2 Simulation results based on the FARO/TERMOS-T1 test condition.

謝辞 本研究は，三菱重工業の佐藤裕之氏，坂場弘氏，ならびに三菱 FBR システムズの小山和也氏の支援を受けて実施しました．数値解析の一部は，筑波大学計算科学研究センターの学際共同利用プロジェクト（COMA）を利用しました．

参考文献

[1] S. Saito, Y. Abe and K. Koyama, *Phys. Rev. E*, in press; [2] A. De Rosis, *Phys. Rev. E* **95**, 13310, (2017) [3]; D. Magallon, H. Hohmann and H. Schins, *Nucl. Technol.* **98**, 79 (1992); [4] S. Saito, Y. Abe and K. Koyama, *Nucl. Eng. Des.* **315**, 128 (2017).

---

*Shimpei Saito[1], Yutaka Abe[1], Akiko Kaneko[1] and Hideki Nariai[1]
[1]University of Tsukuba

原子炉事故解析に向けたマルチフィジクス粒子法コードの開発 (3)共晶モデルの開発

Development of a multi-physics MPS code for the severe accident simulation
(3)Implementation of a developed eutectic model

*稲垣　健太[1]
[1]電中研

原子炉事故で発生しうる物質の溶融凝固や移動、大変形を伴う複雑な現象を解析するためのマルチフィジクス粒子法コードを開発している。本研究では炉内で発生する燃料および構造物などの共晶反応を取り扱うためのモデルを開発し、コードに実装した。

キーワード：原子炉事故、シミュレーション、粒子法、共晶

1. 緒言

当所では原子炉事故で発生しうる物質の溶融凝固を含む複雑な現象の解析を可能とするマルチフィジクス粒子法解析コード[1]を開発している。これまでに物質単体の溶融凝固を伴う移動過程の解析が可能となった。実際の原子炉事故事象においては、溶融の多くが共晶反応によって発生するため、これらの影響を適切に取り扱うための共晶反応モデルの開発が必要である。

2. 手法

共晶反応を取り扱うために、系に含まれるすべての物質のそれぞれの濃度を、各粒子の持つ変数として定義した。これらの濃度の時間変化については Mustari ら[2]の手法と同様に Fick の第 2 法則を粒子法の Divergence モデルで離散化して評価した。次に各粒子位置において、既存のマルチフィジクス粒子法と同様の溶融判定を実施した。このとき溶融温度は状態図などの情報に基づき、濃度の関数として与えた。

3. 解析結果

仮想的な Fe-U 状態図（図１）に基づいて、Fe 坩堝中に溶融 U を配置した解析を実施した。温度は一様に 1200℃とした。解析結果を図２に示す。U が Fe 中に拡散して共晶反応により Fe が溶融する様子が再現された。また、中間相（UFe_2）の生成も再現された。今後、液相と固相の境界の進展速度などについて、高精度化を進める。

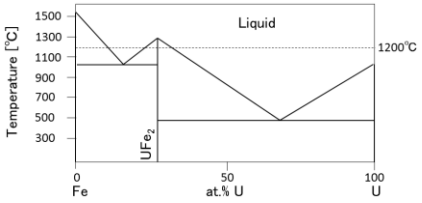


図１　仮想的な Fe-U 状態図

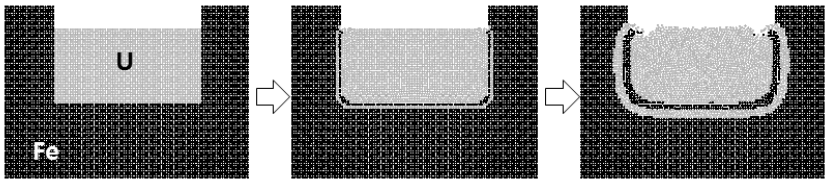


図２　一様温度下における共晶溶融反応解析例（黒：固相、灰色：液相）

参考文献

[1] 稲垣健太 “過酷事故シミュレーションへ向けたマルチフィジクス粒子法の開発”, 日本原子力学会和文誌（2015）

[2] A.Mustari, Y.Oka, M.Furuya, T.Watanabe and R.Chen, “3D simulation of eutectic interaction of Pb-Sn system using Moving Particle Semi-implicit (MPS) method”, Annals of Nucl. Energy 81 (2015) 26-33.

---

*Kenta Inagaki[1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industryhimbashi Univ., [2]Atom Research Lab.

固気混相流体系における臨界シミュレーション

Criticality simulation in a gas-solid multiphase flow

*高畑 和弥[1]，酒井 幹夫[1]，山口 彰[1], Pavldis Dimitrios[2], Pain Christopher[2]

[1]東京大学，[2]Imperial College London

本研究では、固気混相流シミュレーションと臨界計算の連成解析手法を開発する。この連成手法は、燃料デブリの流動による臨界評価に応用される。

キーワード：臨界、固気混相流、DEM-CFD 法、MCNP

1. 序論

シビアアクシデント(SA)マネジメントおよび廃炉において、安全性の担保には臨界評価が必要となる。燃料デブリの流動に伴う炉内状況の把握および臨界評価を行うためには、数値シミュレーション技術の導入が有効である。本研究では、DEM-CFD 法[1]に MCNP を連成することにより、固気混相流体系における臨界シミュレーションを行う。

2. 数理的手法

気相の支配方程式は局所体積平均法[2]を用いた連続の式および Navier-Stokes 方程式であり、固相の支配方程式は並進及び回転の式である。大規模体系を効率的に計算するため、スケーリング則の DEM 粗視化モデル[3]を用いた。DEM-CFD 法の計算結果からセル内部の核種の粒子数密度を求め、MCNP におけるインプットとして用いることにより臨界シミュレーションを行う 1-way カップリングを行った。



(a) Original particle system　(b) Coarse grain ratio: 2.0　(c) Coarse grain ratio: 3.0

Fig. 1 Typical snapshots of spouted bed

3. 結果・考察

Figs. 1 および 2 に本手法で噴流層に応用した計算結果（UO_2 粒子の空間分布および k_{eff} の時間変化）を示す。DEM 粗視化モデルを用いた場合の中性子増倍係数はオリジナルの DEM における結果と非常によく一致した。本研究によって臨界計算が大規模粉体体系に適用可能であることが示唆された。

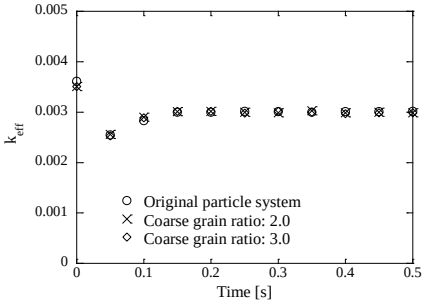


Fig. 2 Transient change of k_{eff}

4. 結論

本研究で開発した連成手法により、固気混相流体系の臨界評価が可能であることが示された。

謝辞

本研究は、文部科学省の国家課題対応型研究開発推進事業 英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業の成果の一部である。

参考文献

[1] Y. Tsuji et al., *Powder Technol.*, 77, 1993.

[2] T. B. Anderson and R. O. Y. Jackson, *Ind. Eng. Chem. Fundam.*, 6, 1967.

[3] M. Sakai and S. Koshizuka, *Chem. Eng. Sci.*, 64, 2009.

---

*Kazuya Takabatake[1], Mikio Sakai[2], Akira Yamaguchi[1], Dimitrios Pavldis[2], Christopher Pain[2]

[1]The University of Tokyo, [2]Imperial College London

DEM 粗視化モデルを用いた固気液三相流の数値シミュレーション

Numerical simulation of gas-solid-liquid flows using the DEM coarse grain model

*田村 耕太郎[1]，酒井 幹夫[1]

[1]東京大学大学院工学系研究科

DEM（Discrete Element Method）は固体粒子のマクロ挙動を計算する手法である。大規模体系では計算コストが高くなるため、高速化には DEM 粗視化モデルの適用が有効である。本研究では DEM 粗視化モデルを固気液三相流に対して初めて適用し、固気液三相流の振る舞いを評価する。

キーワード：DEM-VOF、DEM 粗視化モデル、固気液三相流

1. 序論

廃止措置を円滑に行う上で、粉体の制御は極めて重要であり、固気液三相流のシミュレーションの導入が期待されている。固気液三相流の解析においては、DEM と VOF（Volume of Fluids）法を連成させた DEM-VOF 法が用いられている[1]。しかし、大規模体系では計算負荷が著しく高くなるため、直接計算することが極めて困難であった。本研究では、DEM 粗視化モデル[2]を固気液三相流に対して初めて適用し、回転円筒内部における固気液三相流の挙動の数値解析を行う。

2. 数理的手法

本研究では、DEM 粗視化モデルを導入した DEM-VOF 法を用いる。固相の計算には並進及び回転の運動方程式を、液相及び気相の計算には連続の式と Navier-Stokes 方程式を用いる。

3. 数値解析

円筒内部に固体粒子と液体を入れ、円筒全体を 15rpm で回転させた。Fig.1 に計算結果を示す。DEM 粗視化モデル（粗視化率 3 倍）を用いてオリジナルにおける固相及び液面の挙動を高精度に模擬可能であることが示された。

4. 結論

本研究の数値解析結果より、DEM 粗視化モデルとオリジナルの両者における固相及び液面の挙動が一致することが確認され、固気液三相流の解析における DEM 粗視化モデルの有用性が示唆された。

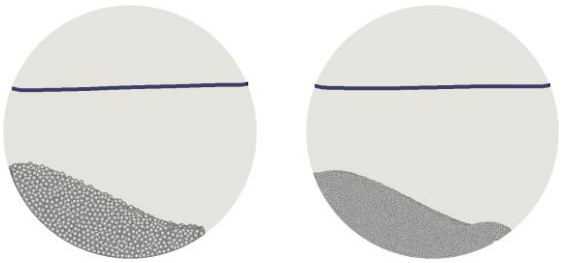


Fig.1　DEM 粗視化モデル(左)とオリジナル(右)の数値解析結果

参考文献

[1] X. Sun and M. Sakai, Chem. Eng. Sci., 134, 531-548 (2015)

[2] M. Sakai and S. Koshizuka, Chem. Eng. Sci., 64, 533-539 (2009)

---

*Kotaro Tamura[1], Mikio Sakai[1]

[1]The University of Tokyo

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：307-1 Computational Science and Engineering

Wed. Sep 13, 2017 4:55 PM - 6:15 PM JST | Wed. Sep 13, 2017 7:55 AM - 9:15 AM UTC | Room G C213 - C Block

[1G17-21] Microscopic Analysis

Chair:Masaaki Suzuki (Tokyo Univ. of Sci.)

4:55 PM - 5:10 PM JST | 7:55 AM - 8:10 AM UTC

[1G17] MD simulations to evaluate effects of stacking fault energies on defect formation process in crystalline materials under neutron irradiation (3)

Daiki Nakanishi[2], Tomoya Kawabata[2], *Taira Okita[1], Mitsuhiro Itakura[3] (1. Research into Artifacts, Center for Engineering, the University of Tokyo, 2. Department of Engineering, the University of Tokyo, 3. Center for Computational Science & e-Systems, Japan Atomic Energy Agency)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[1G18] Modelling for the behaviors of irradiation-induced defects in face-centered cubic metals

*Yukiya Adachi[1], Sho Hayakawa[2], Taira Okita[3], Mituhiro Itakura[4] (1. School of Engineering, the University of Tokyo , 2. Department of Engineering, the University of Tokyo , 3. Research into Artifacts, Center for Engineering, the University of Tokyo, 4. Center for Computational Science & e-Systems, Japan Atomic Energy Agency)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[1G19] Influence of stacking fault energies on the interaction between a void and dislocation evaluated by MD simulations (2)

*KOHEI DOIHARA[1], TAIRA OKITA[2], MITSUHIRO ITAKURA[3] (1. School of Engineering, The University of Tokyo, 2. Research into Artifacts, Center for Engineering, The University of Tokyo, 3. Japan Atomic Energy Agency)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[1G20] Atomistic study of interaction between a dislocation and a defect cluster in BCC-Fe

*Sho Hayakawa[1], Taira Okita[2], Mitsuhiro Itakura[3], Haixuan Xu[4], Yury N. Osetsky[5] (1. The University of Tokyo, 2. The University of Tokyo , 3. Japan Atomic Energy Agency, 4. The University of Tennessee, 5. Oak Ridge National Laboratory)

5:55 PM - 6:10 PM JST | 8:55 AM - 9:10 AM UTC

[1G21] High precision calculation of heavy-ion collisions based on the spectral method

*Yoritaka Iwata[1,2], Yasuhiro Takei[3] (1. Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology, 2. Department of Mathematics, Shibaura Institute of Technology, 3. Mizuho Information & Research Institute)

6:10 PM - 6:15 PM JST | 9:10 AM - 9:15 AM UTC

Time reserved for Chair

MD 法による中性子照射下結晶欠陥形成過程に及ぼす材料物性の影響 (3)

MD simulations to evaluate effects of stacking fault energies on defect formation process in crystalline materials under neutron irradiation (3)

中西 大貴[1]，川畑 友弥[1]，*沖田 泰良[2]，板倉 充洋[3]
[1]東京大学大学院工学系研究科，[2]東京大学人工物工学研究センター，[3]日本原子力研究開発機構

面心立方金属を対象として，中性子照射下での結晶欠陥形成，及びその積層欠陥エネルギー（SFE）の影響を分子動力学法により定量化した．初期温度の上昇とともに積層欠陥を伴う大きな原子空孔集合体の形成確率が減少するため，軽水炉供用温度では原子空孔集合体形成過程に明確な SFE 依存性が観察されなかった．

キーワード：カスケード損傷，積層欠陥エネルギー，分子動力学，自己格子間原子，オーステナイト鋼

1. 緒言

軽水炉炉内構造材料として使用されるオーステナイト鋼は，積層欠陥エネルギー（SFE）が最も低い面心立方（FCC）金属の一つである．従来より，中性子照射環境で供されるオーステナイト鋼（SFE ≤ 33mJ/m^2）の欠陥形成過程を把握するため，Cu（SFE ~ 44 mJ/m^2）を用いた分子動力学（MD）計算が行われてきた．本研究では，Cu を用いたオーステナイト鋼の欠陥形成過程再現の妥当性を評価するため，この過程に及ぼす SFE の影響を，特に原子空孔集合体形成挙動に着目し，解明した．

2. 計算手法

本研究では，SFE が 14.6 ~ 186.5 mJ/m^2 と異なる一方，その他の物性値は極力一定に設定した 6 つの FCC 金属原子間ポテンシャルを用いて計算を行った[1]．一次はじき出しエネルギー（PKA エネルギー，E_{PKA}）50 keV，計算セル内原子数 1.1 x 10^7，初期温度 100 , 300 , 600 K とし，NVE アンサンブルにて 50 ~ 100 ps の計算を行った．各温度で 25 回の繰返し計算を行い，原子空孔集合体形成に及ぼす SFE の影響を明らかにした．

3. 結論

図 1 には初期温度 600 K の計算で観察された原子空孔集合体形成数の SFE 依存性をサイズ毎に示す．600 K に於いても，100 K と同様[2]，大きな原子空孔集合体はほぼ全て積層欠陥を伴ったものであることが明らかとなった（図 2）．しかし，初期温度の上昇とともに，これらの大きな原子空孔集合体の形成数は極めて低くなるため，平均サイズ，形成数に明確な SFE の影響が観察されなかった．

本研究の結果より，軽水炉供用条件では，原子空孔集合体形成過程に及ぼす SFE の影響は殆どないため，Cu の計算結果に基づいてオーステナイト鋼の挙動を再現する従来からの手法は，少なくとも原子空孔集合体の解析に関しては，妥当であることが明らかとなった．

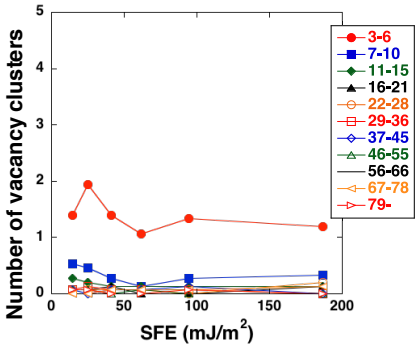


図 1 原子空孔集合体形成数の SFE 依存性（600K）

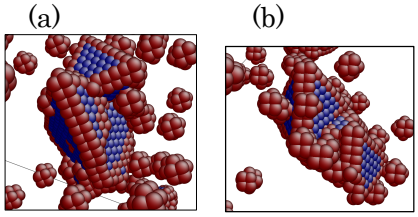


図 2 原子空孔集合体形態の例
(a) 14.6mJ/m^2, 160 vacancies
(b) 24.8 mJ/m^2, 90 vacancies
（600K の結果．青は積層欠陥を，赤は集合体縁を示す．）

参考文献

[1] V. Borovikov et al., Modelling Simul. Mater. Sci. Eng. 23 (2015) 055003
[2] 沖田泰良他，日本原子力学会 2016 年秋の大会，2017 年春の大会

Daiki Nakanishi[1], Tomoya Kawabata[1], *Taira Okita [2] and Mitsuhiro Itakura[3]
[1]School of Engineering, the University of Tokyo, [2]Research into Artifacts, Center of Engineering, the University of Tokyo, [3]Japan Atomic Energy Agency

面心立方金属を対象とした照射欠陥挙動のモデル化

Modelling for the behaviors of irradiation-induced defects in face-centered cubic metals

*安達 悠希也[1]，早川 頌[2]，沖田 泰良[3]，板倉 充洋[4]

[1]東京大学工学部，[2]東京大学大学院工学系研究科，[3]東京大学人工物工学研究センター，

[4]日本原子力研究開発機構システム計算科学センター

面心立方金属を対象として、部分転位拡張幅の時間変化を分子動力学法により評価した。オーステナイトに相当する低積層欠陥エネルギー材料では、融点の半分以上の高温でも、拡張幅が比較的小さいらせん転位でも，熱揺らぎのみによる転位の収縮は観察されないことが明らかとなった。

キーワード：分子シミュレーション，中性子照射，自己格子間原子集合体，転位

1. 緒言

パイプ拡散とは、転位などに沿った拡散であり、高温領域における材料特性を決定づけるミクロメカニズムの一つである。中性子照射環境では、自己格子間原子集合体が転位に吸収される過程がパイプ拡散に起因し[1]、この結果として空孔過飽和、ボイド形成に伴う体積膨張（スエリング）が発生すると考えられる。そのため、原子炉構造材料特性を予測する上で、パイプ拡散現象を精緻に解明することが求められる。

面心立方（FCC）金属においては、転位が 2 つの部分転位に拡張しており、その拡張幅は積層欠陥エネルギー（SFE）によって決定づけられるため、パイプ拡散の発生有無も SFE に支配されることが考えられる[2]。本研究では、FCC 金属を対象とした分子動力学（MD）法により、パイプ拡散発生に必要な転位拡張幅の温度に伴う変化を原子レベルで解明した。

2. 計算方法

SFE のみを変化させた 6 つの EAM ポテンシャルを用いて[3]、LAMMPS[4]による MD 計算を行った。これらポテンシャルの融点（T_m）は約 1350K で SFE に依存しない。計算セルは、X[10-1]70nm x Y[1-21]4nm x Z[111]3nm で、X、Y 方向は周期境界、Z 方向は自由境界とした。セル中心にバーガースベクトル $a_0/2$[110] の刃状転位またはらせん転位を挿入し、約 10ps 緩和後、温度を 700-1200K の範囲に設定した。タイムステップを 0.002ps とし、50 ステップごとに転位拡張幅を集計し、100ps 間の拡張幅平均値と最小値を算出した。

3. 計算結果・考察

図 1 に、700K（~ $0.5T_m$）におけるらせん転位拡張幅平均値、最小値の SFE 依存性を示す。パイプ拡散発生には、部分転位の収縮・局所的完全転位化が必要であるが、オーステナイト鋼に相当する SFE ≤ 44.1 mJ/m^2 では、極めて短い時間スケール（～100 ps）ではあるが、らせん転位に於いても収縮は観察されなかった。オーステナイト鋼相当の FCC 金属においてパイプ拡散が発生するためには、他の結晶欠陥との相互作用による部分転位の拡張の阻害が必要であると考えられる。

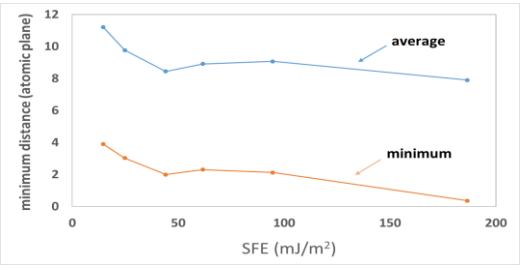


図 1　700K におけるらせん転位拡張幅の SFE 依存性

参考文献

[1] T. Okita et al., Acta Materialia 118 (2016) 342.

[2] S.Soltani et al., Scripta Materialia 133 (2017) 101.

[3] V. Borovikov et al., MSMSE 23 (2015) 055003

[4] LAMMPS Molecular Dynamics Simulator <http://lammps.sandia.gov/>

*Yukiya Adachi[1], Sho Hayakawa[2], Taira Okita[3] and Mituhiro Itakura[4]

[1]School of Engineering, the University of Tokyo., [2]Department of Engineering, the University of Tokyo., [3]Research into Artifacts, Center for Engineering, the University of Tokyo., [4]Center for Computational Science & e-Systems, Japan Atomic Energy Agency.

MD 法を用いた原子空孔集合体-転位相互作用に及ぼす積層欠陥エネルギーの影響解明 (2)

Influence of stacking fault energies on the interaction between a void and dislocation evaluated by MD simulations (2)

*土井原 康平[1]，沖田 泰良[2]，板倉 充洋[3]
[1]東京大学大学院工学系研究科，[2]東京大学人工物工学研究センター，[3]日本原子力研究開発機構

積層欠陥エネルギー (SFE) が最も低い金属の一つであるオーステナイト鋼に着目し、照射硬化の一要因であるらせん転位-原子空孔集合体相互作用に関して SFE の影響を原子論的に解析した。らせん転位の収縮、交差すべりの発生頻度・回数が相互作用形態を決定づける因子であることを明らかにした。

キーワード：オーステナイト鋼、機械的特性変化、分子シミュレーション

1. 緒言

原子炉構造材料として用いられるオーステナイト鋼は積層欠陥エネルギー (SFE) が最も低い面心立方 (FCC) 金属の一つである。FCC 金属中において、転位は 2 本の部分転位に拡張し、その間に積層欠陥を形成する。転位の拡張幅は SFE に反比例するため、オーステナイト鋼においては、通常線欠陥である転位が面欠陥のような挙動をするが特徴的である。一方、照射下において形成されるボイドは転位運動を阻害し、降伏応力の上昇をもたらす。本研究では、FCC 金属を対象とした MD 計算により、らせん転位とボイドの相互作用における SFE の影響を明らかにし、オーステナイト鋼の硬化予測に資することを目的とする。

2. 計算手法

本研究では MD 計算コードである lammps[1]を用いた。SFE が 14.6~186.5mJ/m^2 と変化する一方、そのほかの物性値はほぼ等しい 4 つの FCC 金属間ポテンシャル[2]を用い、x[10-1] 30.9 nm, Y[1-21] 49.6 nm, Z[111] 25.0 nm のセルを設定した。初期条件として b=a_0/2[10-1]のらせん転位とボイドを配置し、温度を 100K に保ちながら、歪み速度 8.0×10^6/sec 一定で歪みを印加することで相互作用を確認した。

3. 結果

原子的な挙動から 4 つの相互作用形態 (#1~4) が確認された。図 1 にらせん転位の模式図を示す。拡張したらせん転位が交差すべりをするためには部分的な収縮が必要であるが、ボイドとの接触点において、Screwlike な収縮は全ての SFE において観察された一方、Edgelike な収縮は SFE≧44.1mJ/m^2 においてのみ観察された。また、その発生頻度によって相互作用形態が決定づけられ、SFE に影響することが明らかとなった。図 2 に臨界分解せん断応力 (CRSS) の SFE 依存性を示す。CRSS は SFE に伴って大きくなることが明らかとなった。相互作用形態の発生確率は SFE によって異なり、SFE=186.5mJ/m^2 の時のみ、CRSS が特異的に大きくなる相互作用形態 (#4) が観察された。

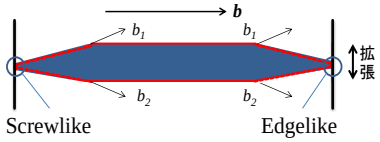


図 1 完全転位化の模式図[3]

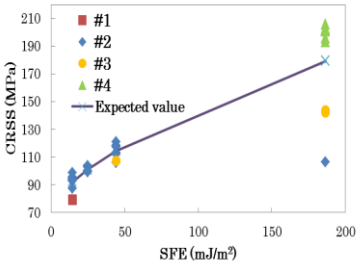


図 2 CRSS の SFE 依存性

参考文献

[1] V. Borovikov et al. Modelling Simul. Mater. Sci. Eng. 23 (2015)

[2]LAMMPS Molecular Dynamics Simulator < http://lammps.sandia.gov/>

[3] T. Hatano et al. PHYSICAL REVIEW B 77, 064108 (2008)

*Kohei Doihara[1], Taira Okita[2] and Mitsuhiro Itakura[3]
[1]School of Engineering, The University of Tokyo, [2]Reserch into Artifacts, Center for Engineering, The University of Tokyo,
[3] Japan Atomic Energy Agency

BCC-Fe における転位–結晶欠陥集合体間相互作用の原子論的解析

Atomistic study of interaction between a dislocation and a defect cluster in BCC-Fe

*早川 頌[1]，沖田 泰良[2]，板倉 充洋[3]，Haixuan Xu[4], Yuri N. Osetsky[5]
[1]東京大学大学院工学系研究科，[2]東京大学人工物工学研究センター，[3]日本原子力研究開発機構，
[4]The University of Tennessee, Knoxville, [5]Oak Ridge National Laboratory

BCC-Fe における自己格子間原子(SIA: Self-interstitial atom)集合体の転位への吸収過程に関して，活性化過程に関する事前の入力パラメータを必要としない“On-the-fly”機構論的モンテカルロ法(KMC: Kinetic Monte Carlo)による原子論的解析を行なった．分子動力学計算との比較を行ない，通常の KMC を用いた既往モデルでは再現が困難であったサイズの小さい SIA 集合体の挙動を，本手法により適切に再現が可能であることを確認した．

キーワード：機構論的モンテカルロ法，On-the-fly，保存的上昇運動，自己格子間原子集合体

1. 緒言

原子炉構造材特有の材料劣化であるボイドスエリングのミクロメカニズムとして，中性子照射環境下において形成される自己格子間原子(SIA: Self-interstitial atom)集合体の，一次元すべり運動を通した転位周辺における集積，転位によるそれら集合体の吸収が挙げられる．この吸収過程における SIA 集合体の運動機構として，一次元すべり運動の他に，保存的上昇運動を通したすべり運動方向以外への三次元的運動が存在する[1]．本研究では，BCC-Fe における SIA 集合体の三次元的運動を通した転位への吸収過程の再現を行なう．その際，集合体を構成する原子の拡散パターンを各ステップにおいて逐次導出する手法を用いることにより，事前予測に基づく拡散パターンに関する入力値を必要とする既往モデル[2]の制約を撤廃した，小さい SIA 集合体に対しても適用可能な上記吸収過程のより精緻な解析を行なう．

2. 計算方法

本研究では，集合体挙動の時間進展に関しては機構論的モンテカルロ法(KMC: Kinetic Monte Carlo)を用いる一方で，個々の原子の拡散パターンとその活性化エネルギーに関しては各ステップにおける集合体周囲の領域の原子配置から逐次導出した(Self-evolving atomistic kinetic Monte Carlo[3])．これにより，刻々と変化する原子配置に応じた活性化過程の探索が可能となり，さらに事前予測が難しい複雑な原子挙動の再現が可能となった．

3. 結果・考察

図 1 は SIA 集合体が三次元的運動を通して転位へ吸収される様子を示す．吸収に要する時間に関して，同一条件における分子動力学(MD: Molecular Dynamics)計算との比較を行なった場合，高温ほど結果に差異が見られた．これは KMC 計算の際に仮定している Harmonic Transition State Theory に起因すると考えられる[4]．一方で 700K における KMC，MD 各計算の SIA 集合体の転位への吸収時間はほぼ同等であった．以上より本手法は，時間スケールの制約により MD 計算による再現が困難である 700K より低い温度条件においても，SIA 集合体の三次元的運動を通した転位への吸収過程とそれに要する時間を十分適切に再現可能であると言える．

謝辞　本研究は中部電力株式会社の公募研究による成果を含む．

参考文献

[1] D.A. Terentyev et al., Phys. Rev. B, 75 (2007) 104108.
[2] T. Okita et al., Acta Mater., 118 (2016) 342-349.
[3] H. Xu et al., Phys. Rev. B, 84 (2011) 132103.
[4] H. Xu et al., J. Phys.: Condens. Mater., 24 (2012) 375402.

*Sho Hayakawa[1], Taira Okita[2], Mitsuhiro Itakura[3], Haixuan Xu[4], Yury N. Osetsky[5]
[1]School of Engineering, The Univ. of Tokyo, [2]Research into Artifacts, Center for Engineering, The Univ. of Tokyo, [3]Japan Atomic Energy Agency, [4]The Univ. of Tennessee, Knoxville, [5]Oak Ridge National Laboratory

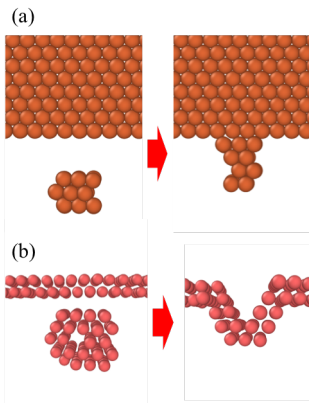


図 1　吸収過程の様子 (1000K)
(a) KMC による結果
(b) MD による結果

スペクトル法を用いた重イオン衝突過程の精密計算
High precision calculation of heavy-ion collisions based on the spectral method

*岩田　順敬[1,2]、武井　康浩[3]
[1]東京工業大学、[2]芝浦工業大学、[3]みずほ情報総研

Yoritaka Iwata[1,2], Yasuhiro Takei[3]
1Tokyo Institute of Technology, [2]Shhibaura Institute of Technology,
[3]Mizuho Information & Research Institute, Inc.

非線形クライン・ゴルドン方程式をスペクトル法を用いて数値計算する。クラインゴルドン方程式の枠組みを用いれば、相対論による効果を自然に取り込むことができるだけでなく、中間子等の従来の核子自由度計算では直接扱うことができなかったような粒子を独立粒子として顕に扱うことができる。本研究では、この理論的な枠組みに数値的な精密さを与えるために計算スキームとしてスペクトル法を採用し、時間発展を追跡する（図１：線形の場合についての予備的な結果）。スペクトル法を用いることによって非線形問題を扱うための工夫が必要となるものの、高精度での計算が可能となる。衝突による透過性と相互作用の大きさの関係について、検証計算の結果を示す。

キーワード: スペクトル法、非線形クライン・ゴルドン方程式

1. 緒言
重イオン衝突の時間発展を計算する際には、非線形相互作用項をもった方程式を計算する必要がある。方程式の解としては非線形性に由来した透過性波動[1]が現れることもある。こういった特徴をもつ波同士の衝突においては形状が維持されるのかどうかが問題となるために、とくに高い精度で計算を遂行する必要がある。

2. 方法
非線形クライン・ゴルドン方程式を支配方程式とし、高精度計算を遂行するために開発しているスペクトル法による計算スキームについて報告する。スペクトル法においては、高精度計算が可能である一方で、非線形項について特別な扱いが必要となる。

3. 結果
衝突による透過性と相互作用の大きさの関係という観点から、計算スキームの特性について論じる。

参考文献
[1] Yoritaka Iwata, "Energy-dependent existence of soliton in the synthesis of chemical elements", Mod. Phys. Lett. A 30 (2015) 155008.

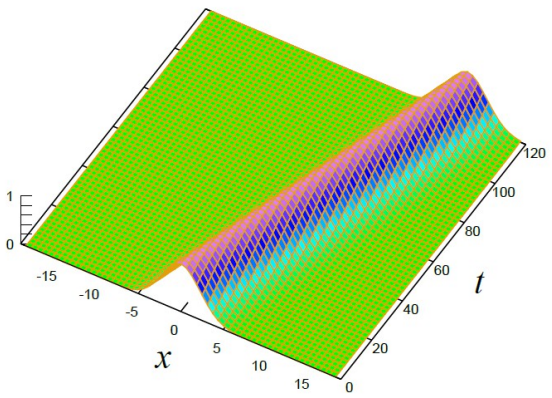


図 1. 線形の場合の波束伝搬

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-1 Radioactive Waste Management

Wed. Sep 13, 2017 10:05 AM - 10:55 AM JST | Wed. Sep 13, 2017 1:05 AM - 1:55 AM UTC | Room H C212 - C Block

[1H01-03] Liquid Waste Treatment

Chair:Hisakazu Nakata (JAEA)

10:05 AM - 10:20 AM JST | 1:05 AM - 1:20 AM UTC

[1H01] Development of Treatment for Low Radioactive Effluent in Tokai Reprocessing Plant.

(16)Study on Hydrogen Generation from Cement Solidified Products.

*Yoshiyuki Ito[1], Ryotatsu Matsushima[1], Fuminori Sato[1], Yasuo Saito[1] (1. JAEA)

10:20 AM - 10:35 AM JST | 1:20 AM - 1:35 AM UTC

[1H02] Development of Treatment for Low Radioactive Effluent in Tokai Reprocessing Plant

(17)Study on Cement Based Encapsulation of Sodium Carbonate Liquid Waste by Full-scale Mixing

*Ryotatsu Matsushima[1], Fuminori Sato[1], Yasuo Saito[1], Daiki Atarashi[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Shimane University)

10:35 AM - 10:50 AM JST | 1:35 AM - 1:50 AM UTC

[1H03] Oxidative decomposition of lactic acid in radioactive liquid waste

*Yoichi Arai[1,2], Sou Watanabe[1], Hiromichi Ogi[1], Toshio Kubota[2], Kazunori Nomura[1] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Ibaraki University)

10:50 AM - 10:55 AM JST | 1:50 AM - 1:55 AM UTC

Time reserved for Chair

東海再処理施設における低放射性廃液の処理技術開発
（16）セメント固化体からの水素生成に係る検討

Development of treatment for low radioactive effluent in Tokai Reprocessing Plant.
(16) Study on Hydrogen Generation from Cement Solidified Products.

*伊藤 義之，松島 怜達，佐藤 史紀，齋藤 恭央
原子力機構

東海・再処理施設内の LWTF で作製予定である３種類のセメント固化体の水素ガス発生量を評価するため、模擬のセメント固化体を作製し水素生成 G 値の測定を行った。

キーワード：セメント固化体，低放射性廃液，水素生成，スラリ，リン酸塩，炭酸塩

1. 緒言　東海・再処理施設の低放射性廃棄物処理技術開発施設（LWTF）では、3 種類の低放射性廃液（スラリ廃液(注 1)、リン酸塩廃液、炭酸塩廃液）をセメント固化し廃棄体とすることを計画しており[1]、セメント固化設備の設計（安全性評価）では、セメント固化体から発生する水素ガス発生量を評価する必要がある。各固化体の水素生成 G 値（$G(H_2)$）は、使用するセメント材の組成や固型化される廃液成分等によって異なるため、本研究では、廃液中の塩成分の充てん率をパラメータとした模擬セメント固化体を作製し、ガンマ線照射することで各固化体の $G(H_2)$を測定した。(注 1) LWTF 液処理設備（鉄共沈及び限外ろ過）により生成する廃液であり、硝酸塩及び鉄分を主成分とする廃液。

2. 実験　セメント固化設備の設計条件に基づき各試薬を所定量添加することで模擬廃液を調製した。照射用のセメント固化体のうち、スラリ固化体及びリン酸塩固化体は、日揮製のスーパーセメント（SC）で混錬後、円柱容器に充てんし、28 日間、20℃で養生することによって作製した（試料サイズ：ϕ11.5 mm×50 mmH）。炭酸塩固化体は、高炉セメント C 種で混錬後、上記と同様にして作製した。各固化体は、ガラスバイアル瓶（50 mL）に入れ密封した後、QST 高崎研の Co-60 ガンマ線照射施設にて照射し、容器内気相部の水素ガス濃度をガスクロマトグラフによって分析した上で $G(H_2)$を算出した。

3. 結果・考察　各固化体の $G(H_2)$測定結果を表 1 に示す。スラリ固化体（充てん率 10～50wt%）の $G(H_2)$は、約 0.03（/100eV）であり、スラリ廃液を添加していない場合に比べて、半分以下に低下した。一方、リン酸塩固化体の $G(H_2)$は、充てん率が上昇するほど高くなる傾向であり、12wt%では、約 0.37（/100eV）と今回測定した固化体の中で最も高い値であった。スラリ廃液中に含まれる硝酸イオンは、水素ガス発生量を減少させる作用がある[2]一方、リン酸イオンは、水素発生量を増加させる作用があるためと考えられる。また、炭酸塩固化体では、充てん率 10wt%で $G(H_2)$が最も高くなり、20～30wt%では、$G(H_2)$は低下する傾向であった。炭酸塩固化体の XRD 結果から、塩充てん率が高くなるほど、Na_2CO_3 と $CaCO_3$ の複合物である Pirrsonite が高く検出されており、この影響で $G(H_2)$は低下したと考えられる。

参考文献

[1] A. Sugaya *et al.*, WM2011 Conf. 11078 (2011).
[2] N. Nakagiri, T. Miyata, J. Atom. Energy Soc. Jpn. 36 (1994) 42.

本報は、量子科学技術研究開発機構の施設共用制度による成果を含む。

*Yoshiyuki Ito, Ryotatsu Matsushima, Fuminori Sato and Yasuo Saito
Japan Atomic Energy Agency

表 1　各固化体の $G(H_2)$ 測定結果

塩充てん率（wt%）	0	4	8	10	12	20	30	50
スラリ固化体 $G(H_2)$（/100eV）	0.08	－	－	0.03	－	－	0.03	0.03
リン酸塩固化体 $G(H_2)$（/100eV）	0.20	0.21	0.26	－	0.37	－	－	－
炭酸塩固化体 $G(H_2)$（/100eV）	0.09	－	－	0.14	－	0.04	0.02	－

注）各固化体に対して 2 回測定した平均値を示す

東海再処理施設における低放射性廃液の処理技術開発
（17）実規模混練による炭酸塩廃液のセメント固化の検討

Development of Treatment for Low Radioactive Effluent in Tokai Reprocessing Plant
(17) Study on Cement Based Encapsulation of Sodium Carbonate Liquid Waste by Full-scale Mixing

*松島 怜達[1]，佐藤 史紀[1]，齋藤恭央[1]，新 大軌[2]
[1]原子力機構，[2]島根大学

低放射性廃棄物処理技術開発施設(LWTF)における核種分離後の硝酸塩廃液に対するセメント固化技術開発として、高炉スラグ(BFS)を主成分としたセメント材の適用検討を行っている。本報告では、実規模大でセメント固化試験を行い廃液組成を変化させた際の圧縮強度への影響について検討した結果を報告する。

キーワード：東海再処理施設、低放射性廃棄物処理技術開発施設、低放射性廃液、炭酸ナトリウム、セメント固化

１．緒言　LWTF は、東海再処理施設より発生する低放射性の液体廃棄物及び固体廃棄物を処理する施設として建設された。現在、本施設による液体廃棄物の処理に伴って核種分離後の硝酸塩廃液に対して、硝酸根を分解し硝酸塩を炭酸塩に置換することで脱硝を行い炭酸塩廃液とし、その後セメント材を加えることによって固化体とする計画として、設備導入に向けた検討、設計を進めている。本報告では、セメント固化における廃液の脱硝率による影響を調査するため、炭酸塩と硝酸塩の割合を変化させた模擬廃液を固化した際の挙動について調査したので報告する。

２．試験　模擬廃液中の塩は脱硝率を考慮し、廃液に溶解させる塩の内、炭酸ナトリウムの割合(=脱硝率)を 90～100mol%、硝酸ナトリウムの割合を 10~0mol %とし、セメント材は高炉セメント C 種を使用し、試料の総重量は約 300Kg とした。また、塩充填率(総重量に対する塩の割合/wt%)、水セメント比(水の重量をセメントの重量で除した値)をパラメーターとした。作製した試料に対して 28,182,364 日養生後に試料の一部を採取(コアボーリング)して、圧縮強度を測定した。

３．結果・考察　一例として、水セメント比 0.75、塩充填率 17, 20wt%、脱硝率 90, 100 mol %の場合の結果を図 1 に示す。図 1 より、脱硝率の増加に伴って、圧縮強度の増加が確認された。また、何れの脱硝率、塩充填率においても、圧縮強度が長期にわたって増加することが確認された。本試験で使用した高炉セメント C 種の主成分である BFS は潜在水硬性を有しており、アルカリ成分によって反応が進行する[1]。また、廃液に含まれる炭酸ナトリウムはアルカリ性を示すため、脱硝率の増加に伴ってその割合が増加することで BFS の反応が促進され、圧縮強度の増加が引き起こされたと考えられる。さらに BFS の反応は長期にわたって継続されるため、経時変化による圧縮強度の増加を引き起こしたと考えられる。一方で、全体量に対する炭酸ナトリウムの割合がほぼ同じ場合(●：脱硝率 100%の塩充填率 17wt%　□：脱硝率 90%の塩充填率 20wt%)であっても、廃液内の塩に硝酸ナトリウムが混在した場合に、混在しない場合と比較して 182 日養生以降の圧縮強度が低くなることが確認された。このことから、硝酸ナトリウムは固化体の圧縮強度を低下させることが考えられる。

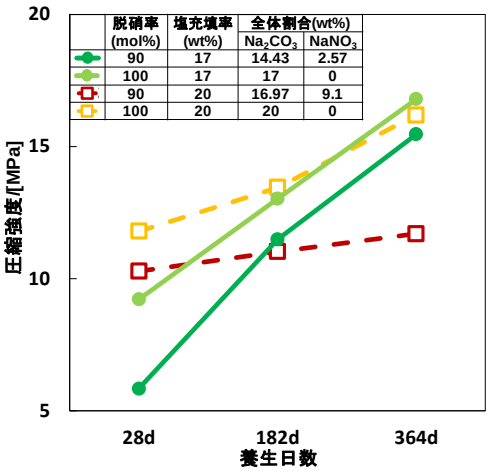


図 1 脱硝率と圧縮強度の関係

参考文献 [1]日本コンクリート工学協会,コンクリート便覧, (1996), p 99-102

* Ryotatsu Matsushima[1], Fuminori Sato[1], Yasuo Saito[1], Daiki Atarashi[2],
[1]JAEA, [2] Shimane University

放射性廃液中における乳酸の酸化分解処理

Oxidative decomposition of lactic acid in radioactive liquid waste

*荒井　陽一[1,2]，渡部　創[1]，小木　浩通[1]，久保田　俊夫[2]，野村　和則[1]

[1]日本原子力研究開発機構，[2]茨城大学

本報告では、還元剤として使用した乳酸を含有する放射性廃液の処理方法としてフェントン法の適用性を実験的に確認した結果を報告する。

キーワード：廃液処理，フェントン反応，酸化分解処理

1. 緒言

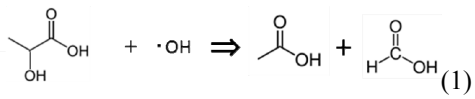
原子力研究開発機構では、過去に使用済高速炉燃料の再処理技術開発として、Pu の還元剤に乳酸を用いた試験を実施している。試験で発生した放射性廃液中の乳酸の処理方法として、吸着処理や固化処理、分解処理について調査・検討を行った結果、効率的に試験廃液中の乳酸を処理するためには、フェントン反応で発生した OH ラジカルと反応させて酸化分解する方法が有望と考えられた[1]。フェントン反応とは、鉄を触媒として過酸化水素との反応により、OH ラジカルを生成する反応である。乳酸と OH ラジカルの反応により、酢酸等のカルボン酸やカルボニル基を有するアルデヒド類、ケトン類が生成し、最終的には CO_2 にまで分解すると推察した。本報告では、試験廃液中の乳酸の分解に対するフェントン法の適用性を実験的に確認した結果について報告する。

2. 実験

実試験廃液の組成を参照し、2 M 乳酸と 4 M 硝酸の混合溶液を模擬廃液とした。模擬廃液 200ml と 0.5 M Fe^{3+}溶液 200ml を混合した後、液温を 60～70℃で調整した。その後、30%過酸化水素溶液を、分解反応の様子を観察しながら 10 ml / 5～10 min の速度で合計 200ml 添加した。処理後の溶液について、発色法による乳酸濃度の分析やイオンクロマトグラフによる有機酸濃度を測定した。

3. 結果と考察

処理後の溶液の分析から、溶液中の乳酸のほぼ全量が分解することを確認した。また、溶液中の有機酸を測定した結果については、約 80 mmol の酢酸と約 20mmol のギ酸が含まれることを確認した。試験に投入した乳酸量は約 400 mmol であるため、乳酸中のカルボキシル基が完全に分解されず、酢酸やギ酸として残留したと推察される。また、分解処理時に発生するガスの分析から、乳酸の酸化分解により酢酸、ギ酸のカルボン酸の生成を経由して、最終的に CO_2 ガスに分解されると推察される結果を得た。推定される分解反応の一例を式(1)、(2)に示す。なお、ガス中には水素などの爆発性の気体は検出されなかった。



(1)

$$HCOOH + {\cdot}OH \Rightarrow {\cdot}COOH + H_2O$$
$$2\,{\cdot}COOH + 2\,{\cdot}OH \Rightarrow 2\,HOCOOH \Rightarrow 2\,CO_2 + 2\,H_2O \quad (2)$$

以上の様に、安全に反応を制御することが可能であり、かつ、CO_2 等の安定な形態に処理することが可能であることを確認した。乳酸以外の有機酸についてもフェントン反応により酸化分解可能であると推察されることから、有機酸含有溶液の廃液処理への応用が可能である有望な方法を見出した。

参考文献

[1]土橋 源一, 有機合成化学 第 23 巻 第 2 号, P117-126 (1965)

---

*Yoichi Arai[1,2], Sou Watanabe[1], Hiromichi Ogi[1], Toshio Kubota[2] and Kazunori Nomura[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Ibaraki Univ.

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-1 Radioactive Waste Management

Wed. Sep 13, 2017 10:55 AM - 12:00 PM JST | Wed. Sep 13, 2017 1:55 AM - 3:00 AM UTC | Room H C212 - C Block

[1H04-07] Characterization of Waste Package

Chair:Keita Irisawa (JAEA)

10:55 AM - 11:10 AM JST | 1:55 AM - 2:10 AM UTC

[1H04] Development of Confirmation Methods of Waste Packages to Radioactive Wastes Generated from Research Facilities

(1)Development Plan for Confirmation Methods of Waste Packages for Near Surface Disposal

*Sari Izumo[1], Hirokazu Hayashi[1], Hisakazu Nakata[1], Yutaka Kameo[1], Hiroya Amazawa[1], Akihiro Sakai[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

11:10 AM - 11:25 AM JST | 2:10 AM - 2:25 AM UTC

[1H05] Development of Confirmation Methods of Waste Packages to Radioactive Wastes Generated from Research Facilities

(2)Construction of Radiochemical Analytical Scheme for Metal Samples

*Yusuke Shimomura[1], Mami Kochiyama[1], Tomoko Haraga[1], Ken-ichiro Ishimori[1], Yutaka Kameo[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

11:25 AM - 11:40 AM JST | 2:25 AM - 2:40 AM UTC

[1H06] Development of Confirmation Methods of Waste Packages to Radioactive Wastes Generated from Research Facilities

(3)Study of Common Evaluation Method to Determine the Radioactivity Concentration

*Hirokazu Hayashi[1], Sari Izumo[1], Hisakazu Nakata[1], Tomoyuki Tsuji[1], Hiroya Amazawa[1], Akihiro Sakai[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

11:40 AM - 11:55 AM JST | 2:40 AM - 2:55 AM UTC

[1H07] Development of Confirmation Methods of Waste Packages to Radioactive Wastes Generated from Research Facilities

(4)Study on Filling of Sandy Soil into Voids in Waste Container

*Hisakazu Nakata[1], Hirokazu Hayashi[1], Hiroya Amazawa[1], Akihiro Sakai[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

11:55 AM - 12:00 PM JST | 2:55 AM - 3:00 AM UTC

Time reserved for Chair

研究施設等廃棄物の廃棄体確認方法の開発
（1）浅地中処分に向けた廃棄体確認方法の開発方針

Development of Confirmation Methods of Waste Packages to Radioactive Wastes Generated from Research Facilities

(1) Development Plan for Confirmation Methods of Waste Packages for Near Surface Disposal

*出雲 沙理[1]，林 宏一[1]，仲田 久和[1]，亀尾 裕[1]，天澤 弘也[1]，坂井 章浩[1]

[1]日本原子力研究開発機構

原子力機構が計画している研究施設等廃棄物の浅地中処分〔ピット処分(L2)及びトレンチ処分(L3)〕に当たり、規制当局の廃棄体確認に合理的且つ簡便な方法により対応することとし、その技術基準に係る開発方針とこれまでの開発状況を紹介する。

キーワード：研究施設等廃棄物、浅地中処分、廃棄体確認

1. 緒言

研究施設等廃棄物は発電所廃棄物と異なり、発生施設や性状、核種組成等が多種多様であるとともに、埋設処分に当たり複数の容器形態が想定される(表参照)。そこで、発電所廃棄物での廃棄体確認方法を参考に、研究施設等廃棄物の特徴と埋設形態を踏まえた合理的且つ簡便な廃棄体確認方法を開発することを目的に、その方針を定め、技術開発を進めている。以下に開発方針の全体を概説する。

表　発電所廃棄物と研究施設等廃棄物の技術基準への対応

技術基準	発電所廃棄物（L2）	研究施設等廃棄物（L2、L3）
核種毎の放射能濃度	実用発電用原子炉からのみ発生し、含有核種と組成比が比較的一様なため、SF 法等の放射能濃度評価方法で決定	試験研究用原子炉、核燃料使用施設、RI 施設等発生元が多岐で、含有核種と組成比が多種多様なため、廃棄物を分類し放射能濃度評価方法を検討
廃棄体の耐荷重強度	200ℓドラム缶のみ	ドラム缶の他、鋼製角型容器等も想定
有害な空げき	モルタル充填で低減	モルタル充填の他、砂等による充填も考慮
健全性を損なう物質	混入することはない	硝酸塩、フッ化物等の制限

2. 開発方針

廃棄体等の技術基準について、埋設する放射性廃棄物の放射能に係る項目と、廃棄体の種類や容器、固型化材等の廃棄体性能に係る項目に大別し、それぞれ以下のように開発方針を定めた。

2-1. 放射能に係る項目：廃棄物を発生施設や汚染源、性状等により適切にグルーピングし、そのグループ毎にそれぞれ SF(スケーリングファクタ)法等の合理的な放射能濃度評価方法を構築する。その上で、これらのグループ間の共通化を検討する。

2-2. 廃棄体性能に係る項目：発電所廃棄物の廃棄体確認では適用されていない鋼製角型容器等の耐荷重強度や、多様な容器へのモルタル及び砂の充填性、廃棄物に含有することが想定される硝酸塩、フッ化物等の廃棄体の健全性を損なう物質(生活環境影響物質)の溶出率等について試験・評価を行い、技術基準に適合した廃棄体製作方法を開発する。

3. 検討状況及び今後の予定

これまでに試験研究用原子炉から発生した廃棄物の放射能濃度評価方法を検討し、また、耐荷重試験や容器に応じたモルタル及び砂の充填性試験を実施してきた。今後も再処理施設や RI 施設等から発生する廃棄物の放射能濃度評価方法の構築や共通化を図るとともに、生活環境影響物質の埋設上限値等の評価等、開発を継続する。

---

*Sari Izumo[1], Hirokazu Hayashi[1], Hisakazu Nakata[1], Yutaka Kameo[1], Hiroya Amazawa[1] and Akihiro Sakai[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

研究施設等廃棄物の廃棄体確認方法の開発
（2）金属試料に対する放射化学分析スキームの構築

Development of Confirmation Methods of Waste Packages to Radioactive Wastes Generated from Research Facilities

(2) Construction of Radiochemical Analytical Scheme for Metal Samples

*下村 祐介[1]，河内山 真美[1]，原賀 智子[1]，石森 健一郎[1]，亀尾 裕[1]

[1]日本原子力研究開発機構

研究施設等廃棄物に対する放射能評価方法を構築するため、試験研究用原子炉から発生した金属試料に対して、炭素鋼、ステンレス鋼、アルミニウム等の材質を考慮した放射化学分析スキームを構築し、放射能データを取得した。

キーワード：研究施設等廃棄物、金属廃棄物、放射化学分析、放射能濃度評価、試験研究用原子炉

1. 緒言　研究施設のうち試験研究用原子炉では、炭素鋼やステンレス鋼とともに、アルミニウム(Al)が構造材に使用されているため、これら種々の金属廃棄物に適用できる分析スキームを構築する必要がある。そこで、これまでに炭素鋼やステンレス鋼を対象に構築した分析スキーム[1](以下、炭素鋼等分析スキーム)を基に、新たに Al にも適用可能な分析スキームを構築した。

2. 分析スキームの構築　分析対象核種は、トレンチ処分における重要核種の候補として選定されている 12 核種(^{3}H、^{14}C、^{60}Co、^{63}Ni、^{90}Sr、^{94}Nb、^{108m}Ag、^{137}Cs、^{234}U、$^{239+240}$Pu、^{241}Am)とした。これらの核種について、実廃棄物試料及び Al 模擬試料(金属及び溶解液)を用いて、炭素鋼等分析スキームの適用性を確認するとともに、分析上の課題を抽出した。適用性確認の結果、^{63}Ni 以外の核種については、炭素鋼等分析スキームが問題なく適用できることがわかった。一方、^{63}Ni については、Ni を固相抽出する際の弱アルカリ性条件下で $Al(OH)_3$ が多量に沈殿したため $Al(OH)_3$ をメンブレンフィルターにより分離したが、この沈殿に Ni が取り込まれ、回収率が約 70%まで低下した。そこで、Al 及び Ni を弱アルカリ性条件下で可溶化させるため、固相抽出時に添加するクエン酸アンモニウムの量を従来の 1×10^{-3} mol から、溶存 Al 量に対して物質量換算で 1.5 倍量(4.2×10^{-3}－6.4×10^{-2} mol)まで増量したところ、95%以上の Ni 回収率が安定して得られるようになった。以上の検討により、図に示す Al を含む金属試料を対象とした分析スキームを構築することができた。また、本スキームを用いて、試験研究用原子炉(JRR-2 及び JRR-3)から発生した金属廃棄物(炭素鋼、ステンレス鋼、Al 合計 10 試料)の放射能データの取得を行い、回収率や操作性等から、本スキームの有効性を確認することができた。

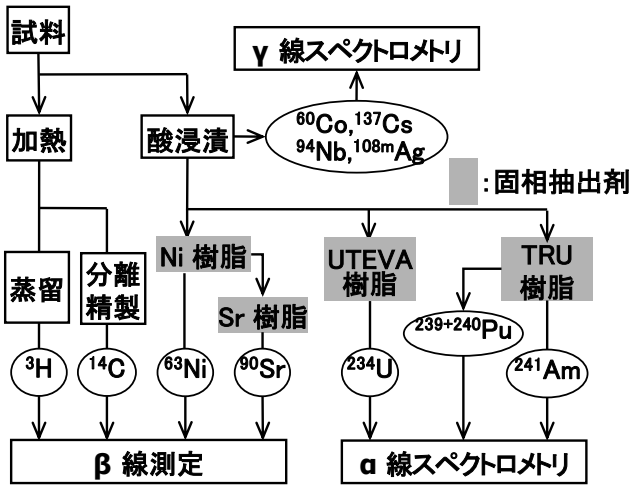


図 金属試料を対象として構築した分析スキーム（対象：炭素鋼、ステンレス鋼、アルミニウム）

参考文献 [1] 亀尾，石森，原賀，島田，片山，中島，高橋，“研究施設から発生する廃棄物に対する体系的な放射能分析法”，日本原子力学会和文論文誌，Vol.10, No.3, p.216-225 (2011).

*Yusuke Shimomura[1], Mami Kochiyama[1], Tomoko Haraga[1], Ken-ichiro Ishimori[1] and Yutaka Kameo[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

研究施設等廃棄物の廃棄体確認方法の開発
（3）共通的な放射能濃度評価方法の検討

Development of Confirmation Methods of Waste Packages to Radioactive Wastes Generated from Research Facilities

(3) Study of Common Evaluation Method to Determine the Radioactivity Concentration

*林 宏一[1]，出雲 沙理[1]，仲田 久和[1]，辻 智之[1]，天澤 弘也[1]，坂井 章浩[1]

[1]日本原子力研究開発機構

研究施設等廃棄物の特徴を踏まえた合理的な廃棄体確認方法を確立する一環として、試験研究用原子炉の廃棄物から試料を採取して放射化学分析を行い、取得したデータを用いて放射能濃度評価方法を検討し、試験研究用原子炉から発生する廃棄物へ共通的な放射能濃度評価方法を適用できる見込みを得た。

キーワード：研究施設等廃棄物、放射能濃度評価、試験研究用原子炉、JRR-2、JRR-3、JPDR

1. 緒言　研究施設等廃棄物は、試験研究用原子炉、照射後試験施設、RI 施設等の比較的規模が小さく複数の施設から発生する。放射能濃度評価方法として、施設毎に SF を設定する場合、実用発電用原子炉のピット処分で採用されている相関係数の統計値の推移の安定性からデータ点数の充足性を判断する方法を用いると、試料数が多く必要となることが課題となる。このため、試料数の低減を目指し、分散分析検定である F 検定を用いて適切な SF のグループ分類を行うことで、共通的な放射能濃度評価方法を検討した。

2. 検討内容　F 検定は、複数(2 つ以上)の母集団の差の有意性を検定する方法で、実用発電用原子炉のピット処分の SF の設定では、原子炉構成材料や燃料被覆管状況等の事象の有無を考慮した SF のグループ分類の判定に用いている。

この方法を用いて、炉型の異なる JRR-2、JRR-3 及び JPDR の SF についてグループ分類を判定することとし、核種は、上記の施設から発生した金属廃棄物のトレンチ処分において重要核種に予備選定した 12 核種(^{3}H、^{14}C、^{60}Co、^{63}Ni、^{90}Sr、^{94}Nb、^{108m}Ag、^{137}Cs、^{234}U、$^{239+240}$Pu、^{241}Am)を対象に検討を行った。

3. 検討結果　F 検定の結果、^{63}Ni/^{60}Co、^{90}Sr/^{137}Cs の SF について、グループ分類が不要と判定された。また、ヒストグラムを用いた放射能濃度比分布の比較例として ^{63}Ni/^{60}Co の例を図 1 に示す。これらの結果、炉型が異なる場合においても共通的な放射能濃度評価方法を適用できる見込みを得た。今後は、他の核種や施設について更なる放射化学分析データの蓄積を行い共通的な放射能濃度評価方法の適用範囲の拡大や信頼性の向上を図るとともに、SF 法以外の平均放射能濃度法や非破壊外部測定法の適用を含め、合理的な廃棄体確認方法の確立を目指していく。

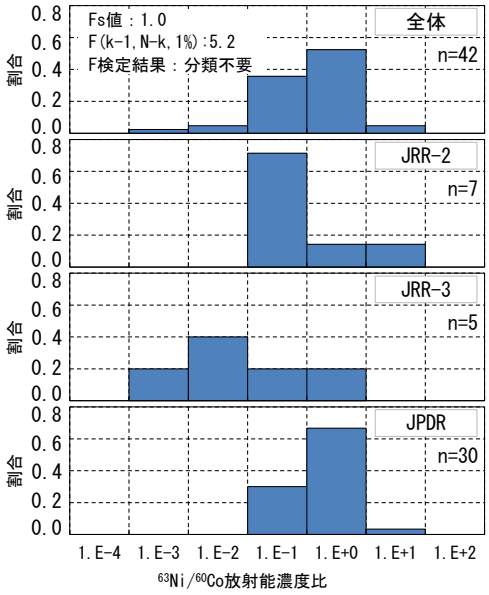


図 1　放射能濃度比分布の比較例

参考文献　[1] 辻, 坂井, 出雲, 天澤, JPDR 保管廃棄物に対する放射能濃度評価方法の検討(2), JAEA-Technology 2015-009, 日本原子力研究開発機構, (2015).

*Hirokazu Hayashi[1], Sari Izumo[1], Hisakazu Nakata[1], Tomoyuki Tsuji[1], Hiroya Amazawa[1] and Akihiro Sakai[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

研究施設等廃棄物の廃棄体確認方法の開発
（4）廃棄容器内の空げきへの砂の充填に関する検討

Development of Confirmation Methods of Waste Packages to Radioactive Wastes Generated from Research Facilities

(4) Study on Filling of Sandy Soil into Voids in Waste Container

*仲田　久和[1]，林　宏一[1]，天澤　弘也[1]，坂井　章浩[1]

[1]日本原子力研究開発機構

研究施設等廃棄物のトレンチ処分を行うために、廃棄物を鋼製角型容器に収納し、容器内の空げきを砂で加振充填する方法を検討した。本報では、小型振動台と模擬廃棄物を用いた基礎試験の結果を報告する。

キーワード：研究施設等廃棄物、トレンチ処分、砂

1. 緒言

廃棄物埋設地では、廃棄物上部の覆土に陥没が生じないよう、技術基準で放射性廃棄物の埋設が終了した場合において空げきが残らないこととある。この技術基準に対応するため、定型の廃棄物を容器に整然と配置し、砂質土を加振充填し、容器内の空げきを低減する方法について、技術的成立性は既に示されている。しかし、研究施設等廃棄物では、その発生施設が多岐で、様々な形状の廃棄物が発生しうるため、より充填が難しい形状の廃棄物を不規則に容器内へ収納した場合を考慮した試験を実施した。

2. 試験概要

砂の加振充填性に係るデータの取得は、内部観察が可能な土槽(図 1)に模擬廃棄物を収納し、小型振動台を用いて、加速度(1G, 2G)、周波数(10Hz, 20Hz, 30Hz)、及び加振時間をパラメータとして行った。充填砂は、一般的に鋳造用として使用されている 6 号珪砂の購入砂を用いた。含水比は 0.5%程度であった。模擬廃棄物は、口径が小さい熱交換器の伝熱管を模擬した細管とし、片側の管口を閉塞した。細管は、加振中に充填状況が確認できるよう半割して土槽ガラス面に貼り付け、加振方向に対して、平行から最大 45 度までの角度をつけた。細管の内部への砂の充填状況は、加振中は目視により確認した(図 2)。加振後は、細管を土槽から取り出し、細管内に充填された砂の質量を測定し、細管内の砂の嵩密度を測定した(図 3)。

3. 試験結果

加振方向に対して平行に配置した細管内は、加速度、周波数、加振時間を制御すると、土槽内の砂と同等の嵩密度で充填されることを確認した。一方で、加振方向に対して角度がある細管には十分に充填されなかった。また、砂の被りが浅い場合、細管等の模擬廃棄物は、加振中に浮き上がることがあった(図 4)。今後は得られた知見を元に、未充填部、浮き上がりを抑制するための廃棄物の収納条件、砂量並びに適切な砂の嵩密度に係る品質管理基準を検討する。



図 1 土層、模擬廃棄物



図 2 加振中の充填状況



図 3 加振後の砂の回収

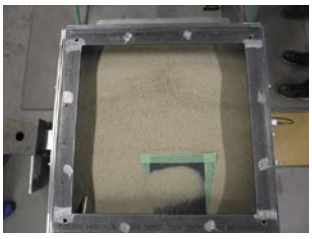


図 4 加振中の浮き上がり

参考文献 [1] 山内、磯部、高尾ら、日本原子力学会 2009 年春の年会(東工大)、D56

*Hisakazu Nakata[1], Hirokazu Hayashi[1], Hiroya Amazawa[1] and Akihiro Sakai[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency.

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-2 Waste Disposal and Its Environmental Aspects

Wed. Sep 13, 2017 2:45 PM - 4:20 PM JST | Wed. Sep 13, 2017 5:45 AM - 7:20 AM UTC | Room H C212 - C Block

[1H08-13] Performance Assessment and Scenario

Chair:Tamotsu Kozaki (Hokkaido Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[1H08] Geosphere Stability Project

(1)Analysis of uncertainties included in development of Geological-Evolutionary Models (GEMs)

*Toshiyuki Matsuoka[1], Hironori Onoe[1], Tetsuya Komatsu[1], Ken-ichi Yasue[2], Teruki Iwatsuki[1], Ryuji Takeuchi[1], Tomoko Kato[1], Eiji Sasao[1] (1. JAEA, 2. JAEA (pr.:AIT))

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[1H09] Geosphere Stability Project

(2)Analysis on effects of uncertainties for evaluation of long-term variability of groundwater flow conditions

*Hironori Onoe[1], Toshiyuki Matsuoka[1], Tetsuya Komatsu[1], Ken-ichi Yasue[2], Teruki Iwatsuki[1], Ryuji Takeuchi[1], Tomoko Kato[1], Eiji Sasao[1] (1. JAEA, 2. JAEA (Pr.: AIT))

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[1H10] Advance of biosphere assessment method and setting of transfer processes model by considering near-surface hydrological feature.

*Sanae Shibutani[1], Yukiko Fukaya[2], Takeshi Sugiyama[2], Kyoko Ichikawa[2] (1. Nuclear waste management organization of Japan, 2. JAPAN NUS CO.,LTD.)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[1H11] Evaluation for Influence of Human Intrusion on Geological Disposal System

Groundwater Flow Simulation for Borehole Excavation

*Shizuka Takai[1], Yuki Nishimura[1], Taro Shimada[1], Hideo Kimura[1], Seiji Takeda[1] (1. Japana Atomic Energy Agency)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[1H12] Applicability of the optimization method for radioactive waste disposal based on probabilistic approach

*Ryo Nakabayashi[1], Daisuke Sugiyama[1] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry)

4:00 PM - 4:15 PM JST | 7:00 AM - 7:15 AM UTC

[1H13] Effects of Heat Generation of High-Loaded Vitrified Waste on Design of Near-Field of Geological Disposal Facility

*Kota Kawai[1], Kenji Takeshita[1] (1. Tokyo Institute of Technology, Laboratory for Advanced Nuclear Energy)

4:15 PM - 4:20 PM JST | 7:15 AM - 7:20 AM UTC

Time reserved for Chair

地質環境長期安定性評価確証技術開発

(1)地質環境長期変動モデル構築に関する不確実性の抽出・分析

Geosphere Stability Project
(1) Analysis of uncertainties included in development of Geological-Evolutionary Models (GEMs)

*松岡 稔幸[1]，尾上 博則[1]，小松 哲也[1]，安江 健一[2]，岩月 輝希[1]，竹内 竜史[1]，
加藤 智子[1]，笹尾 英嗣[1]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]日本原子力研究開発機構（現：愛知工業大学 地域防災研究センター）

本研究では、東濃地域および幌延地域をそれぞれ山間部と平野部の事例として、地質環境長期変動モデルのうち、そのベースとなる地形・地質モデル構築の作業フローの検討およびモデル構築過程に内在する不確実性の抽出・分析に関するこれまでの取り組みおよび成果について示す。

キーワード：地質環境長期安定性，地質環境長期変動モデル，高レベル放射性廃棄物，地層処分

1. 緒言

高レベル放射性廃棄物の地層処分事業における安全評価では、処分施設閉鎖後、数万年以上に及ぶ将来の自然現象に伴う地質環境特性の長期安定性の評価が重要であり、そのためには超長期の地質環境の変動を考慮できる数値モデル（以下、地質環境長期変動モデル）を構築することが必要である。

日本原子力研究開発機構では、地質環境長期変動モデルの構築技術の開発を目的として、岐阜県東濃地域と北海道幌延地域をそれぞれ山間部と平野部の事例とした研究を実施してきた。百万年以上に及ぶ時間スケールで過去から現在までの地質環境の長期変動を評価する技術を確立するためには、これらの時間スケールの中で生じる地形・地質の変化が地表環境、水理、地球化学などに与える影響について、数値シミュレーションに基づき検討することが有効である。

そこで、地質環境長期変動モデルのベースとなる地形・地質モデルに着目して、百万年以上の時間スケールでの地史の検討、古地形および地質・地質構造の復元により構築した地形・地質の三次元数値モデル（地形・地質モデル）を対象に、モデル構築に係る一連の作業フローの検討およびモデル構築過程に内在する不確実性の抽出・分析を行った。

2. 実施概要および主な成果

東濃地域の事例では、現在および過去の特徴的な3つのステージ（土岐砂礫層の堆積時期：約100万年前、河成段丘の高位面形成期：約45万年前、河成段丘の中位面形成期：約14万年前）を設定し、各ステージの地形・地質モデルの復元には、地形・地質発達史から、「断層山地の隆起」、「濃尾傾動運動による変位」、「古地形面の復元」、「地形の開折」などを考慮して三次元地形・地質モデルを構築した。一方、幌延地域の事例では、現在および過去の特徴的な2つのステージ（宗谷丘陵の陸化：約100万年前、宗谷丘陵以西の陸化：約33万年前）を設定し、各ステージの地形・地質モデルの復元には、地形・地質発達史から「約2.3Ma以降の東西圧縮応力場に伴う地形・地質の変化（断層・褶曲運動による隆起・侵食、沈降・堆積、断層・割れ目の形成発達など）」、「地形の開折」、「海底地形」などを考慮して三次元地形・地質モデルを構築した。両地域を事例としたモデル構築の一連の作業を通じて、「情報の収集・整理」、「FEP解析」、「シナリオ作成」、「モデル化領域設定」、「概念モデル／数値モデルの構築」に至る作業プロセスを作業フローで整理した。また、不確実性は、作業フロー内のすべての作業項目に内在しており、モデル化領域の設定では、時間スケールの中で生じる地形・地質の変化を考慮する必要があること、地形・地質モデルのアウトプットとなる概念モデルや数値モデルは、上流の作業項目の不確実性により複数モデルが構築できることを具体例で示した。

3. 今後の予定

今後は、本事例研究の成果を統合的に取りまとめることで、地質環境長期変動モデルの構築の方法論および地下水流動状態の長期的な変動性の評価手法の体系化を進める。

本報告は、経済産業省資源エネルギー庁委託事業「地層処分技術調査等事業（地質環境長期安定性評価確証技術開発）」の成果の一部である。

---

*Toshiyuki Matsuoka[1], Hironori Onoe[1], Tetsuya Komatsu[1], Ken-ichi Yasue[2], Teruki Iwatsuki[1], Ryuji Takeuchi[1], Tomoko Kato[1] and Eiji Sasao[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2] Japan Atomic Energy Agency (Present: Disaster Prevention Research Center, Aichi Institute of Technology)

地質環境長期安定性評価確証技術開発

(2)地下水流動状態の長期的な変動性評価における不確実性の影響分析

Geosphere Stability Project
(2) Analysis on effects of uncertainties of Geological-Evolutionary Models for evaluation of long-term variability of groundwater flow conditions

*尾上 博則[1]，松岡 稔幸[1]，小松 哲也[1]，安江 健一[2]，岩月 輝希[1]，竹内 竜史[1]，
加藤 智子[1]，笹尾 英嗣[1]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]日本原子力研究開発機構（現：愛知工業大学 地域防災研究センター）

本研究では、日本原子力研究開発機構が進めてきた地質環境長期変動モデルの構築に関する研究開発のうち、地質環境長期変動モデルに内在する不確実性が、地下水流動状態の長期的な変動性の解析結果に及ぼす影響について示す。

キーワード：地質環境長期安定性，地質環境長期変動モデル，高レベル放射性廃棄物，地層処分

1. 緒言

高レベル放射性廃棄物の地層処分事業における安全評価では、処分施設閉鎖後、数万年以上に及ぶ将来の自然現象に対する地質環境特性の長期安定性の評価が重要であり、そのためには超長期の地質環境の変動を考慮できる数値モデル（以下、地質環境長期変動モデル）を構築することが必要である。

日本原子力研究開発機構では、地質環境長期変動モデルの構築技術の開発を目的として、岐阜県東濃地域と北海道幌延地域の山間部と平野部を事例とした研究を実施してきた。特に、地形変化や気候変動といった長期的な自然現象に伴う地下水流動状態の変化に着目し、地質環境長期変動モデルの構成要素である水理モデルを用いた地下水流動状態の長期変動性の評価手法を用いて、地質環境長期変動モデルに内在する不確実性が地下水流動状態の長期変動性に及ぼす影響を分析した。

2. 実施概要および主な成果

両地域における 100 万年前から現在にかけての地形・地質および地表環境の長期変遷シナリオや、そのシナリオの数値化にあたっての不確実性に基づき構築した複数の水理モデルを用いて、定常状態の地下水流動解析および粒子追跡線解析を実施した。解析結果を統計的に整理することで、水理モデルに設定した条件の不確実性が、地下水流動状態の長期的な変動性に及ぼす影響を評価した。特に不確実性としては、水理モデルの上部境界面となる地形条件として、古地形の復元に関する概念・プロセスの違いや復元解像度の違い、ならびに水理モデルの境界条件となる地表環境条件として、涵養量や海水準変動の設定値やばらつきに着目した。

その結果、本研究で適用した評価手法が、地質環境長期変動モデルに内在する不確実性の評価に有効であり、不確実性が地下水流動状態に及ぼす影響の程度や違いの定量的な分析、および地下水流動状態の長期変動性の評価にあたっての重要な不確実性の抽出が可能であることを示した。また、東濃地域と幌延地域を事例として、データ取得からモデル化に至る一連のアプローチに内在する不確実性の影響を定量的に考慮した地下水流動状態の長期変動性の評価のアプローチを具体例として提示した。これらの事例研究を通じて、古地形の復元においては細かな地形起伏ではなく、主要な山地や谷などの大局的な地形分布の復元が重要であること、平野部では気候変動の不確実性の影響がより顕著に現れる氷期の気候変動条件の設定が重要であることを明らかとした。

3. 今後の予定

今後は、本事例研究の成果を統合的に取りまとめることで、地質環境長期変動モデルの構築の方法論および地下水流動状態の長期的な変動性の評価手法の体系化を進める。

本報告は、経済産業省資源エネルギー庁委託事業「地層処分技術調査等事業（地質環境長期安定性評価確証技術開発）」の成果の一部である。

---

*Hironori Onoe[1], Toshiyuki Matsuoka[1], Tetsuya Komatsu[1], Ken-ichi Yasue[2], Teruki Iwatsuki[1], Ryuji Takeuchi[1], Tomoko Kato[1] and Eiji Sasao[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2] Japan Atomic Energy Agency (Present: Disaster Prevention Research Center, Aichi Institute of Technology)

生活圏環境を詳細化した核種移行プロセスモデルの設定と評価技術の高度化

Advance of biosphere assessment method and setting of transfer processes model by considering near-surface hydrological feature

*澁谷早苗[1]，深谷友紀子[2]，杉山武[2]，市川恭子[2]
[1]原環機構，[2]JANUS

The transfer process model for the biosphere assessment was improved by adding the new compartments with considering Japanese surface water supply. Furthermore, the plural GBIs (geosphere biosphere interfaces) setting became possible, and the distribution status of the radioactive nuclides among the compartments would be calculated more comprehensively.

Keywords： biosphere assessment, transfer process, near-surface hydrology, GBI

1. 緒言

第 2 次取りまとめ[1]における生活圏評価においては，地表環境を類型化しながら簡略化した核種移行プロセスを設定し，放射性核種の環境中の移行経路と人間の被ばく経路を様式化して被ばく線量への換算係数（DCF）を算出した。このモデルはレファレンスとしての簡略化されたサイト環境条件についての生活圏評価には適用できるが，今後，実際の具体的なサイトに適用するためには，我が国の土地利用状況や複雑な地表の水理状況を反映できるモデルが必要である。そこで，我が国の地表の水理状況等を考慮しながら，生活圏領域をより細分化した核種移行プロセスモデルを構築することとした。

2. 核種移行プロセスモデルの構築とパラメータの感度解析

第 2 次取りまとめ[1]で適用された生活圏評価における核種移行プロセスモデルを基に，我が国の多様な地表環境を考慮して，水田，湖沼，帯水層などを新たに環境媒体として追加した。さらに処分場から移行した放射性核種が帯水層を経て，他の複数の環境媒体に流入する経路を設定することで，より包括的に地表での放射性物質の分散状況を算出できるようにした。本研究で構築した核種移行プロセスモデル（図１）について，パラメータ毎に変動幅を考慮しながら感度解析を実施することにより，最終的に導出される DCF への影響度の大きなパラメータを抽出した。

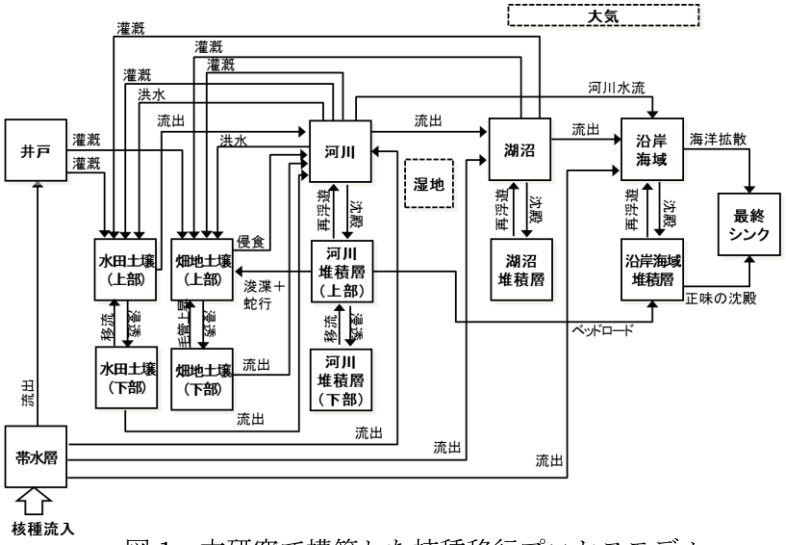


図 1　本研究で構築した核種移行プロセスモデル

3. 結論

本研究により，既往モデルではそれぞれの GBI(geosphere biosphere interface)に対して個別に評価されていた生活圏の核種移行プロセスを，1 つの包括的な核種移行プロセスモデルで取り扱うことが可能となった。既往のモデルでは，GBI に関与する水媒体の希釈水量により，DCF の感度がほぼ決まるものであった。一方，本研究で構築したモデルでは，新たに帯水層を考慮し，現実的な状況を反映した複数の環境媒体への流出を考慮したことから，DCF への感度の高いパラメータが複数抽出される結果となった。本研究で構築した核種移行プロセスにおいて，DCF に影響度の高いパラメータとして，環境媒体のサイズ，土壌や堆積層の分配係数，帯水層からの流出量や環境媒体間での水の流出入等水の再分配に関するパラメータ等が抽出された。文献調査や概要調査段階において具体的な地表環境条件に基づいた評価を実施する際には，これらのパラメータはサイト依存性の高いパラメータでもあることから，これらに関して優先的に信頼性の高いデータを入手することが，安全評価の信頼性を高めるために重要となる。

参考文献

[1] 核燃料サイクル開発機構（1999）：わが国における高レベル放射性廃棄物地層処分の技術的信頼性－地層処分研究開発第 2 次取りまとめ－分冊 3　地層処分システムの安全評価，核燃料サイクル開発機構，JNC TN1400 99-023.

*Sanae Shibutani[1], Yukiko Fukaya[2], Takeshi Sugiyama[2], and Kyoko Ichikawa[2]
[1]Nuclear Waste Management Organization of Japan, [2]JAPAN NUS CO., LTD.

人為事象による地層処分システムへの影響評価
－ボーリング掘削に対する地下水流動解析－

Evaluation for Influence of Human Intrusion on Geological Disposal System:
Groundwater Flow Simulation for Borehole Excavation

*高井　静霞[1]，西村　優基[1]，島田　太郎[1]，木村　英雄[1]，武田　聖司[1]
[1]国立研究開発法人　日本原子力研究開発機構

放射性廃棄物の地層処分において、処分場閉鎖後に周辺でボーリング掘削が行われた場合に地層処分システム周辺の地下水流動に与える影響を、仮想的な堆積岩サイトを対象として評価した。

キーワード：人為事象，ボーリング掘削，地層処分，安全評価，地下水流動

１．緒言

地層処分の安全評価において、偶発的な人為事象のうち一般的な地下利用による処分サイトへの影響は処分場の深度の確保等により対策できると想定されるが、処分サイト周辺での深部ボーリング掘削は処分場周辺の地下水流動を変化させる可能性があるため、核種移行への影響を評価する必要がある。本報では、こうしたボーリング掘削の影響評価の上で重要な条件を把握することを目的に、処分場を埋設した地層（処分地層）に隣接するより透水性の高い地層に対し揚水ボーリングを行ったシナリオを想定し、地下水流動系に及ぼす影響を処分地層の厚さ・透水係数・動水勾配・処分坑道の位置をパラメータとした 3 次元定常地下水流動解析および粒子追跡線解析により評価した。評価対象はボーリングの実態調査[(a)]から、掘削深度が深く頻度が高い温泉開発に伴うボーリングとした。

２．解析概要

解析モデルを図 1 に示す。2km 四方の中心でボーリングが行われると仮定し、対称性を考慮しその半分の領域を解析対象とした。処分地層（透水係数：10^{-8}～10^{-6}m/s）の上下に透水性の高い地層（上層・下層、10^{-5}m/s）がある互層構造を仮定し、上層または下層に対し揚水が行われるとした。揚水量は 1 源泉あたりの全国平均湧出量[(b)]から 100 L/min とした。また上流から下流への 1 方向の流れを仮定し、流れに垂直な面には動水勾配に応じた定水頭境界、それ以外には不透水境界を設定した。処分坑道の位置はボーリング孔より上流側に仮定した。

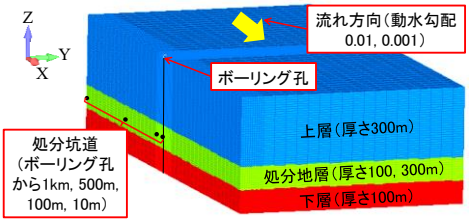


図 1　解析モデル

３．解析結果

下層からの揚水（動水勾配 0.001、処分地層厚さ 100m）の結果を以下に示す。処分坑道（ボーリング孔から 1km）からの移行経路は、揚水地層（下層）に浸入後ボーリング孔へ向かうことで移行経路が短絡する経路（赤）とそのまま揚水地層を流れる経路（青）に分けられた（図 2）。ボーリング孔へ向かう経路の割合およびボーリング孔へ向かう経路の平均流速を図 3 に示す。ボーリング孔へ向かう経路の割合は、処分地層の透水係数が小さく処分坑道とボーリング孔の距離が遠いほど大きい。平均流速は処分地層の全透水係数条件に対しボーリングを行わない場合より 1 桁以上増加し、増加の割合は処分坑道がボーリング孔に近いほど大きい。発表では他ケースの結果ともに、ボーリング掘削の影響評価における重要な水理・地質構造の条件について報告する。

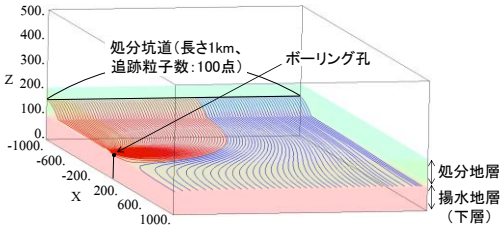


図 2　処分坑道からの移行経路
（処分地層の透水係数：10^{-8}m/s）

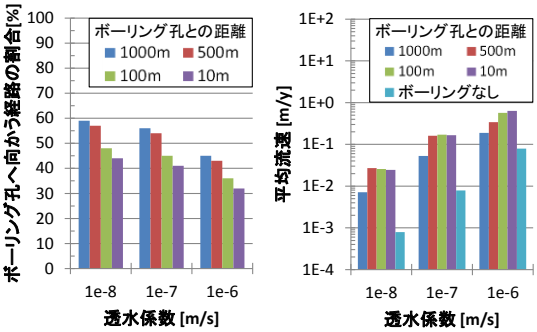


図 3　ボーリング孔へ向かう経路の割合
および当該経路の平均流速

参考文献 (a) 長澤寛和ほか，人間侵入に関する安全評価手法の開発 その 1－ボーリングシナリオを対象としたデータベースの整備－, JAEA-Data/Code 2010-018, 2010. (b) 環境省自然環境局，温泉資源の保護に関するガイドライン（改訂），2014.

（本研究は、原子力規制委員会原子力規制庁「平成 28 年度燃料デブリの処理・処分に関する予察的調査」として実施したものである。）

*Shizuka Takai[1], Yuki Nishimura[1], Taro Shimada[1], Hideo Kimura[1], Seiji Takeda[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

確率論的アプローチに基づく放射性廃棄物処分の最適化手法の適用性

Applicability of the optimization method for radioactive waste disposal based on probabilistic approach

*中林 亮[1]，杉山 大輔[1]

[1]電力中央研究所

ALARA の考え方に基づく廃棄物埋設の規制基準に対応すべく提案した、確率論的アプローチに基づく最適化手法について、要点を説明するとともに、余裕深度処分(中深度処分)を題材とした例題演習を通して手法の適用性について論ずる。

キーワード：放射性廃棄物処分、放射線防護、最適化、不確実性、確率論的アプローチ

1. 緒言

原子力規制委員会は規制期間終了後における廃棄物埋設の規制基準について見直しを進めている。そこでは、ALARA の考えに基づいて、合理的に利用可能な優れた技術の選択を含めた設計が求められ、さらに設計に係るプロセスの妥当性を示すことを求めている[1]。著者らは、この規制要求に対応すべく、確率論的アプローチに基づく最適化手法を提案している[2]。本報では、提案した最適化手法を概説するとともに余裕深度処分(中深度処分)を題材とした例題演習を通して手法の適用性について論ずる。

2. 最適化手法の概要

図に最適化手法の枠組みを示す[2]。本手法では、複数の処分オプション(施設設計・バリア性能などの選択肢)を設定し、確率論的安全評価手法[3]を適用することによって処分オプションごとの被ばく線量の確率分布を取得する。この確率分布の 95 パーセンタイル値が線量拘束値 0.3mSv/y を下回ることで線量基準への遵守を確認する。さらに、各処分オプションについて、最も確からしく公衆が被ばくする線量(最頻値)と、可能性は低いが被ばくしたときの影響が高い線量(不確実性の幅)の情報を取得する。線量低減の観点のみから考えると、線量分布の最頻値が小さい処分オプションが優先されるかもしれないが、長期の処分における不確実性を低減する観点からは、必ずしも線量分布の最頻値が小さい処分オプションが最適とは限らない。例えば、線量分布の最頻値の低減は高いバリア性能を要求することになり、不確実性の低減は工学的な品質管理の程度を高めることや、試験データを取得することを要求することになる。最適な処分オプションの選択においては、これらのバランスを、技術的・経済的要因等を考慮して検討することが重要である。

すなわち、本手法は、確率論的アプローチによって得られる線量の確率分布の最頻値と不確実性幅を、要求するバリア性能や品質管理に関する情報に変換し、最適化検討を可能とすることを意図したものである。

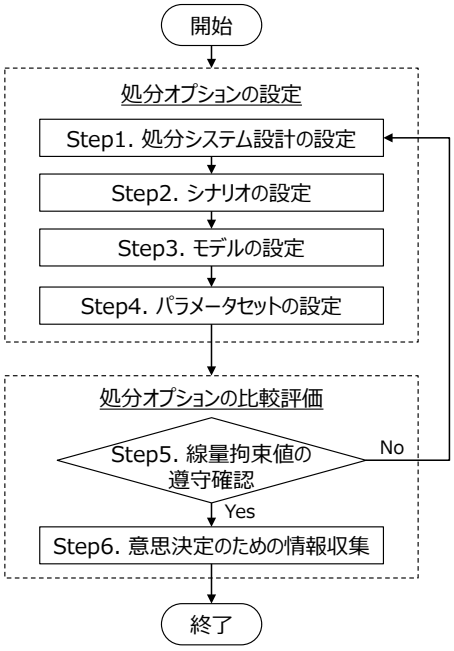


図　最適化手法の基本的枠組み
（[2]を参考に作成）

3. 最適化手法の適用性に関する考察

余裕深度処分(中深度処分)を題材とした例題演習では、材料仕様と施工性の観点から人工バリア(低透水層、低拡散層)の性能値と不確実性の幅を、サイト選定とデータ数の観点から周辺岩盤の性能値と不確実性の幅をパラメータとして複数設定し、これらの組合せで表現した複数のオプションについて確率論的安全評価を試行した。出力である線量分布の最頻値と不確実性幅は、入力であるオプション(に付随するパラメータ)の性能値と不確実性の幅と関連付けて整理できる。すなわち、施工の技術的実績や材料の安定調達、施工管理やデータ取得に係る経済的・技術的な実行可能性の観点で、複数の設計オプションの比較検討が可能である。以上から、本手法は放射性廃棄物処分の最適化に資する方法として有用である見通しを得た。

参考文献

[1] 原子力規制庁, 第二種廃棄物埋設に係る規制基準等の骨子案, 資料 21-1, 2017 年 5 月 18 日

[2] Nakabayashi and Sugiyama, Probabilistic safety assessment to optimize radiation protection in radioactive waste disposal after closure of a disposal facility, Journal of Nuclear Science and Technology [submitted]

[3] Nakabayashi and Sugiyama, Development of methodology of probabilistic safety assessment for radioactive waste disposal in consideration of epistemic uncertainty and aleatory uncertainty, Journal of Nuclear Science and Technology, 53, 2016

*Ryo Nakabayashi[1] and Daisuke Sugiyama[1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

高含有ガラス固化体の発熱量が及ぼす処分場ニアフィールド環境への影響

Effects of Heat Generation of High-Loaded Vitrified Waste on Design of Near-Field of Geological Disposal Facility

*川合 康太[1]，竹下 健二[1]
[1]東京工業大学　先導原子力研究所

高含有ガラス固化体の地層処分概念への影響を検討するために，地層処分場の温度評価を実施した．その結果，地層処分場のニアフィールド環境の熱制限の観点から，高含有ガラス固化体の処分には発熱性核種であるセシウム（Cs）／ストロンチウム（Sr）分離が重要であることが示唆された．

キーワード：使用済み燃料冷却期間，ガラス固化体，廃棄物含有率，地層処分場，ニアフィールド，固化体貯蔵期間，モリブデン・白金族元素分離，セシウム・ストロンチウム分離

1. 緒言　ガラス固化体の性質は，固化体貯蔵期間や地層処分場の設計に直接影響を及ぼし，ガラス固化体作製までの諸条件によって決定される．近年ガラス固化体発生本数削減による管理・貯蔵・処分コストの低減を目指して，ガラス固化体の廃棄物含有率の増加（高含有ガラス固化体）が検討されている．本研究では，高含有ガラス固化体処分時の地層処分場の温度評価を実施し，高含有ガラス固化体が地層処分概念に及ぼす影響を検討した．また，ガラス固化体発熱量の低減効果を期待して Cs/Sr 分離も想定し，核種分離の影響についても検討した．

2. 計算条件　UO_2 使用済み燃料中の核種生成，崩壊計算，再処理計算に ORIGEN-ARP[1]を用い，燃焼度は 45GWd/THM とした．ガラス固化体の廃棄物含有率の上限は，初期発熱量，酸化モリブデン（MoO_3）含有率および白金族元素（PGM；Platinum Group Metal）含有率で制限し，それぞれ①初期発熱量 2.3kW 以下，②MoO_3 含有率 1.5wt%以下，③PGM 含有率 1.25wt%以下の全てを満足するように廃棄物含有率を決定した．なお，PGM 含有率はいずれも金属量としての値を用いた．固化体作製後 50 年間の貯蔵期間を設けた後に処分するとし，処分場の温度評価として緩衝材の最高温度を COMSOL Multiphysics code[2]を用いて評価した．

3. 結果および考察　廃棄物含有率を 29.5wt%まで高めたガラス固化体（使用済み燃料冷却期間：10 年，Mo/PGM 分離：50%）の場合，緩衝材の最高温度は，専有面積（処分坑道離間距離×廃棄体ピッチ）が 300m^2 の場合に 116℃となった．次に Cs/Sr 分離を適用し，更なる高含有化を検討した結果，Cs/Sr を 90%分離した際には，含有率 35wt%のガラス固化体においても，専有面積が 75m^2 で緩衝材の最高温度が 100℃を下回る結果が得られた（図１）．本検討により，高含有ガラス固化体の処分における Cs/Sr 分離の重要性および必要な抽出率について評価した．

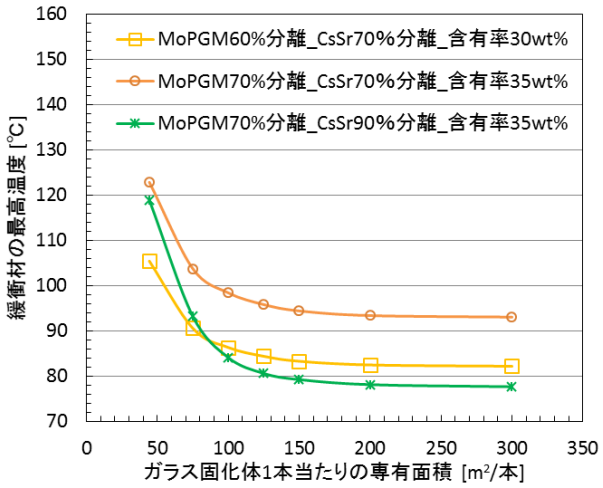


図１　専有面積と緩衝材温度の関係（UO_2 燃料，燃焼度：45GWd/THM，冷却期間：10 年）

参考文献

[1] I. C. Gauld, S. M. Bowman and J. E. Horwedel, ORNL/TM-2005/39, Version6.1, Sect. D1, 2011

[2] COMSOL 2016. *COMSOL Multiphysics 5.2a*, Heat Transfer Module. COMSOL AB, Stockholm

*Kota Kawai[1] and Kenji Takeshita[1]
[1]Tokyo Institute of Technology, Laboratory for Advanced Nuclear Energy

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-2 Waste Disposal and Its Environmental Aspects

Wed. Sep 13, 2017 4:20 PM - 5:25 PM JST | Wed. Sep 13, 2017 7:20 AM - 8:25 AM UTC | Room H C212 - C Block

[1H14-17] Solutes Transport

Chair:Hiromitsu Saegusa (NUMO)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[1H14] Modeling of solutes transport at the Horonobe URL
(1)In-situ tracer tests for fractures and rock matrices in mudstone

*Masaki Takeda[1], Hirokazu Ohno[1], Eiichi Ishii[1], Yukio Tachi[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[1H15] Modeling of solutes transport at the Horonobe URL
(2)Characterization of solutes transport in fractures based on data from in-situ tracer tests

*Hirokazu Ohno[1], Masaki Takeda[1], Eiichi Ishii[1], Yukio Tachi[1] (1. JAEA)

4:50 PM - 5:05 PM JST | 7:50 AM - 8:05 AM UTC

[1H16] Modeling of solutes transport at the Horonobe URL
(3)In-situ tracer tests in the rock matrix

*Tsuyoshi Ito[1], Yukio Tachi[1], Kazuaki Nemoto[1], Tomofumi Sato[1], Masaki Takeda[1], Hirokazu Ohno[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

5:05 PM - 5:20 PM JST | 8:05 AM - 8:20 AM UTC

[1H17] Geochemical condition and solutes transport property around a closure tunnel

*Teruki Iwatsuki[1], Kazuki Hayashida[1], Hiroaki Murakami[1], Yusuke Watanabe[1] (1. JAEA)

5:20 PM - 5:25 PM JST | 8:20 AM - 8:25 AM UTC

Time reserved for Chair

幌延ＵＲＬにおける物質移行特性評価：(1) 泥岩中の割れ目およびマトリクスを対象とした原位置トレーサー試験

Modeling of solutes transport at the Horonobe URL: (1) In-situ tracer tests for fractures and rock matrices in mudstone

*武田 匡樹[1]，大野 宏和[1]，石井 英一[1]，舘 幸男[1]
[1]日本原子力研究開発機構

幌延ＵＲＬでは、泥岩中の物質移行挙動を明らかにするために、室内／原位置試験を通じた物質移行評価技術の開発を進めている。本報告では、泥岩中の割れ目や岩石マトリクスを対象とした原位置トレーサー試験の概要を報告する。

キーワード：幌延ＵＲＬ、泥岩、割れ目、マトリクス、物質移行、原位置トレーサー試験

1. 緒言

泥岩中では，岩石マトリクス部の拡散のみならず断層帯や掘削影響領域（EDZ）に発達する割れ目が物質の主要な移行経路となりうることが知られている。しかしながら，泥岩中の割れ目を対象とした原位置トレーサー試験は世界的にも例がないことから，原子力機構ではこのような特徴を有する岩盤中のトレーサー試験に関する技術開発と，室内／原位置試験を通じた物質移行挙動を明らかにするための研究を進めている。今回のシリーズ発表では、本発表で幌延ＵＲＬ周辺の地質環境と、物質移行経路として重要となる水理地質構造を明らかにした上で、原位置試験手法を含めた概要について報告し、後段の２件の発表において、原位置試験結果と物質移行モデルによる解析結果について報告する。

2. 物質移行評価の対象とする水理地質構造

幌延ＵＲＬの深度 350m 調査坑道には稚内層と呼ばれる低透水性で（$k=10^{-12}$(m/s)程度）かつ比較的間隙率が高い（40%程度）珪質泥岩が分布している。一方、稚内層中における断層周辺に発達するダメージゾーンや坑道周辺に形成される EDZ には、せん断、引張および、両者の特徴を有するハイブリッド割れ目が発達するとともに、岩石マトリクスよりも数オーダー高い透水性を有することから、これらの割れ目も主要な水みちとなりうる。したがって、稚内層のような泥岩中においては岩石マトリクス中の間隙を介した拡散のみならず、EDZ や断層帯に発達する割れ目を介した移流・分散が主たる物質移行プロセスであると考えられる。そこで、今回は岩石マトリクスおよび割れ目の両方を対象に原位置トレーサー試験を実施し、割れ目を対象とした原位置トレーサー試験については、ダメージゾーン内の単一の割れ目を対象としたものと、ダメージゾーンでネットワーク構造を有する割れ目を対象とした試験を実施した。

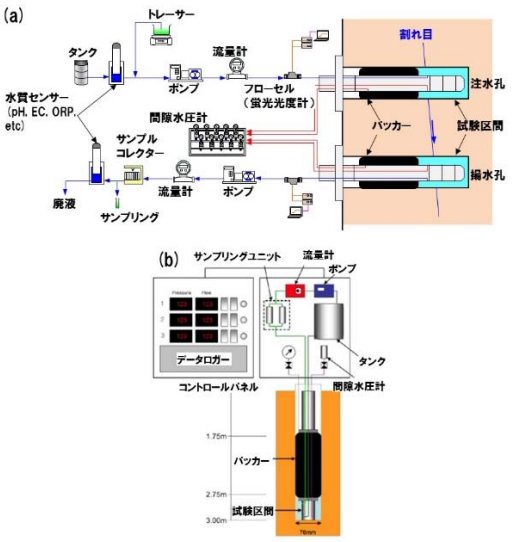


図 1　トレーサー試験装置（(a) ダイポール試験、(b) 拡散試験）

3. 原位置試験手法

割れ目を対象としたトレーサー試験ではダイポール試験（図 1(a)）により、単一の割れ目内や割れ目のネットワーク構造中の不均質な移流・分散やマトリクス拡散の評価を行うこととし、マトリクス部を対象としたトレーサー試験では、単孔での拡散試験（図 1(b)）により、マトリクス中の拡散・収着特性の評価を行うこととした。原位置トレーサー試験は幌延ＵＲＬの深度 350m 調査坑道で実施した。トレーサーは、ダイポール試験、拡散試験ともイオンの価数や収着特性の違いなどに着目し、複数の安定同位体を使用した。なお、稚内層中の地下水は溶存ガスが圧力解放に伴って脱ガスすることが知られているため、特にダイポール試験時のダイポール比（注水流量を揚水流量で除した値）の設定にあたっては、脱ガスの発生に留意して試験を行った。原位置トレーサー試験後は、両試験とも、室内分析用に各試験で対象とした構造（割れ目もしくはマトリクス部）のコアリングを行った。

4.結言

非収着性を有するウラニンを使用したダイポール試験から、ダイポール比によって破過曲線の形状、トレーサー回収率、脱ガスの発生の有無が異なり、ダイポール比を１よりわずかに大きくすることで、脱ガスの発生を抑制しつつ、比較的高いトレーサー回収率で試験を行うことが可能であることがわかった。また、拡散試験結果から、一部のトレーサーにおいて解釈上の課題が認められたものの、従来確認されている各トレーサーの収着・拡散特性と整合する結果が得られた。今後は原位置トレーサー試験から得られた知見に基づき、泥岩中における割れ目／マトリクス部を考慮した物質移行概念モデルの構築を進めていく予定である。

*Masaki Takeda[1], Hirokazu Ohno[1] Eiichi Ishii[1] and Yukio Tachi[1],
[1]JAEA

幌延ＵＲＬにおける物質移行特性評価
(2) 原位置トレーサー試験に基づく割れ目中の物質移行特性評価

Modeling of solutes transport at the Horonobe URL

(2) Characterization of solutes transport in fractures based on data from in-situ tracer tests

*大野 宏和[1]，武田 匡樹[1]，石井 英一[1]，舘 幸男[1]

[1]日本原子力研究開発機構

幌延ＵＲＬでは、泥岩中の物質移行挙動を明らかにするために、室内／原位置試験を通じた物質移行評価技術の開発を進めている。本報告では幌延ＵＲＬ地下 350m で実施した泥岩中の割れ目を対象とした原位置トレーサー試験の解析検討について報告する。

キーワード：幌延 URL、泥岩、割れ目、原位置トレーサー試験、移流、分散

1. 諸言

幌延 URL では、泥岩中の移流、分散、拡散、収着などの物質移行特性を明らかにすることを目的として、原位置トレーサー試験を実施している。本編では、ダメージゾーン内を構成する単一の割れ目を対象としたダイポール試験のうち、非収着のウラニンを用いた試験結果をもとに実施した物質移行パラメータの解析検討について報告する。

2. 解析

解析の対象とするのは、表 1 の試験条件で得られたウラニンの破過曲線である（図 1）。ウラニンの破過曲線から割れ目中の分散長を同定することを解析の主眼とした。未知パラメータは分散長とし、流路幅についても、破過曲線や間隙水圧測定結果から試験毎に変化していることが考えられたため、流路断面積として未知パラメータに加えた。割れ目中の平均流速については、ピークの時間やテールの変曲点の時間から算出した。解析モデルは、割れ目中の流れを平行平板中の 1 次元移流分散モデルで表現し、経路の本数については、トレーサーはいくつかの流路を選択的に流れていることを想定し、明瞭に 2 つのピークが見られるものついては 2 経路および 3 経路を、ピークが 1 つのみしか見られないものは 1 経路および 2 経路を仮定しそれぞれ解析を実施した。

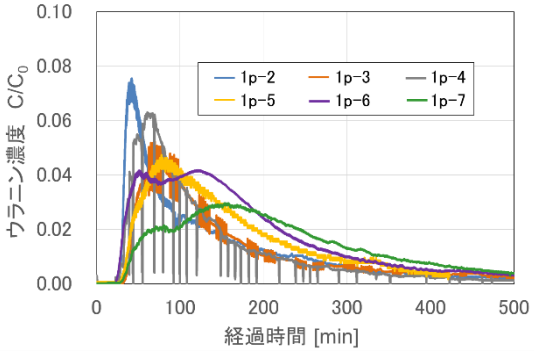


図 1　ウラニンの破過曲線

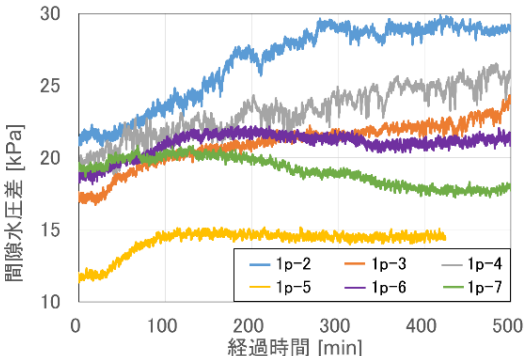


図 2　注水孔と揚水孔の間隙水圧差

表 1　試験条件

試験名	注水流量 [mL/min]	揚水流量 [mL/min]	ウラニン [mg/L]	回収率 [%]
1P-2	10.0	11.4	10.29	80.3
1P-3	10.0	11.5	9.97	83.8
1P-4	10.0	11.2	5.54	71.8
1P-5	10.0	11.7	1.01	73.9
1P-6	15.3	11.7	5.54	73.5
1P-7	12.0	11.7	5.03	74.8

3. 結果・評価

今回のダイポール試験の破過曲線の特性として、早期は分散長の影響が支配的であるのに対し、テールの部分は複数の経路による影響が支配的であると考えられる。よって以下では、最短経路を仮定した経路①のパラメータの同定結果について述べる。フィッティングの結果、ほとんどのケースで経路数を多くした方が R^2（決定係数）は高くなり、破過曲線を良好に再現できる。1p-2～1p-5 はウラニン濃度以外同条件で試験を実施したにも関わらず、破過曲線のピーク位置や濃度、注水孔と揚水孔の間隙水圧差（図 2）にばらつきが見られた。これは、同注水・揚水条件でも試験毎に、流路が異なることが原因であると考えられ、同定した流路断面積にもばらつきが見られた。流速については、ピークの時間やテールの変曲点の時間から仮定した値ではあるが、同流量条件である 1p-2～1p-5 は注水孔と揚水孔の間隙水圧差が高いものほど流速が大きく、1p-6,7 については注水流量が大きいほど流速が大きくなる傾向が見られた。縦分散長については、経路数が少ない方は孔間距離の 1/5～1.6、経路数を増やした方は 1/7～1/4 と経路数が増やした方がばらつきは少なく、後者の方が精度よく再現していると言える。今後は、透水性の異なる他の区間で実施した試験結果や試験後に採取したコアリング試料の分析結果を基に、本解析により同定したパラメータの評価を実施していく予定である。

---

*Hirokazu Ohno[1], Masaki Takeda[1], Eiichi Ishii[1] and Yukio Tachi[1]

[1]JAEA

幌延 URL における物質移行特性評価：(3)マトリクス中の原位置トレーサー試験

Modeling of solutes transport at the Horonobe URL: (3) In-situ tracer tests in the rock matrix

*伊藤 剛志[1]，舘 幸男[1]，根本 一昭[1]，佐藤 智文[1]，武田 匡樹[1]，大野 宏和[1]
[1]日本原子力研究開発機構

堆積岩中の物質移行モデルの確証に資するため，幌延 URL の 350m 調査坑道において岩石マトリクス中の原位置トレーサー試験及び解析を行い，室内と原位置とのデータの整合性やモデルの適用性を評価した。

キーワード：幌延 URL，泥岩，原位置トレーサー試験，マトリクス，物質移行，拡散係数，収着分配係数

1. 緒言

原子力機構では，地層処分の安全評価に係る重要な基盤技術である岩盤中の物質移行評価技術について，室内試験による現象理解とモデル化，原位置トレーサー試験による深部地質環境でのモデルの適用性評価を，相互に関連付けて確証することを目指した研究開発を進めている。本研究では，幌延深地層研究センターの 350m 調査坑道において実施した岩石マトリクス部の原位置トレーサー試験，原位置試験試料の室内分析，データの解析評価を行い，原位置と室内とのデータの整合性やモデルの適用性を評価した。

2. 原位置トレーサー試験及び室内試験の方法

本研究で対象としたのは 350m 調査坑道に開削した試験孔 D05 孔における泥岩（稚内層）マトリクス中の原位置トレーサー試験である。孔径 76mm の試錐孔の試験区間中に，安定同位体トレーサーとして HDO(重水, 10%), I(1000ppm), Cs(10ppm), Sr(50ppm), Ni(0.1ppm), Co(0.1ppm), Eu(Am のアナログ;0.1ppm), Mo(0.1ppm)を含む模擬地下水を循環させることにより，周辺岩石中への拡散に伴うトレーサー濃度の減衰データを約 11 カ月間にわたって取得した。試験期間終了後に，試錐孔と周辺岩石を含むオーバーコア試料を採取し，試錐孔表面から岩石内部へ研削及びトレーサー濃度分析を行うことにより，岩石中のトレーサー濃度分布を取得した。

3. 試験結果と解析評価

原位置で得られたトレーサー減衰曲線は，各トレーサーの収着特性に応じた明瞭な減衰傾向を示した（図 1a）。岩石中の濃度分布は，Cs の場合には，深さ 25mm 程度までの十分な精度の濃度分布が取得されたが（図 1b），I 等の一部トレーサーでは表面近傍の傾きが異なる 2 重プロファイルの傾向が確認された。単純なプロファイルのデータはそのまま，2 重プロファイルのデータは表面部分を除いたうえで，1 次元の拡散方程式の厳密解を適用し，実効拡散係数(D_e)及び収着分配係数(K_d)を導出した。この際，図 1a に示したトレーサーの濃度変化を境界条件として考慮した。フィッティング結果は，図 1a, b に示した Cs のように概ね良好な結果が得られた。原位置試験で得られた D_e，K_d データを，先行研究で得られた室内試験データ[1, 2]とあわせて図 2 に示す。ここで，室内試験データは，HDB-6 孔の深度 500m 付近の泥岩（稚内層）試料を対象に，トレーサー濃度や pH 等が原位置試験とは異なる条件で取得されたものである。D_e については，水分子(HDO, HTO)と Cs では原位置と室内試験で整合する値が得られた。また，Cs の陽イオン加速（図中赤矢印），オキソ酸陰イオンである Mo, Se の陰イオン排除（図中青矢印）に伴う D_e の変化も，原位置と室内データで同様の傾向が確認できた。ただし，I の陰イオン排除に伴う D_e の低下が原位置では確認されず，また，Ni の D_e 値に原位置と室内データ間で不整合が見られた。K_d については，陰イオン(I, Mo, Se)が低収着性，陽イオン(Cs, Ni, Eu, Am)が高収着性である傾向は原位置と室内データで同様であったものの，I, Ni や Eu/Am の K_d 値では原位置と室内で大きな不整合が確認され，pH やトレーサー濃度などの原位置と室内試験の条件の違いを考慮した解釈の必要性が示唆された。

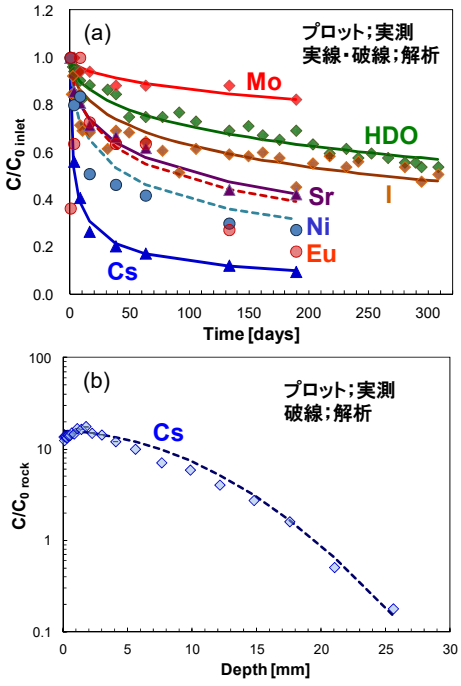


図1 原位置トレーサー試験の解析結果：(a)トレーサー減衰曲線，(b)岩石中Cs濃度分布

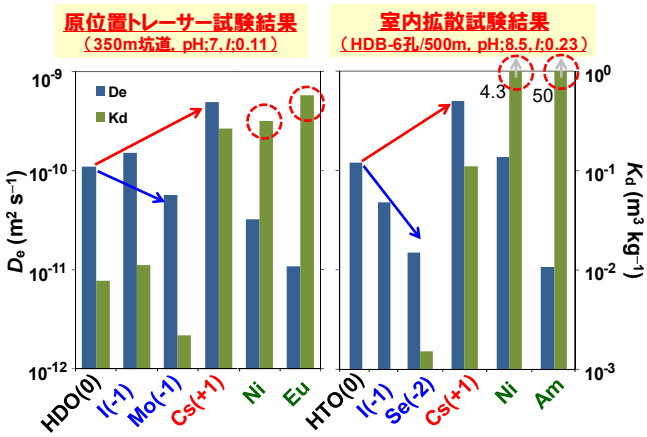


図2 原位置及び室内試験で得られた幌延の泥岩マトリクス中の拡散・収着データの比較

※本報告の一部は，経済産業省委託事業「平成 28 年度 処分システム評価確証技術開発」の成果である。

参考文献

[1]Tachi et al.(2011), Geochim. Cosmochim. Acta, 132, 75-93,
[2]Tachi et al.(2016), CMS workshop lecture series 21, Chap.19.

*Tsuyoshi Ito[1], Yukio Tachi[1], Kazuaki Nemoto[1], Tomofumi Sato[1], Masaki Takeda[1] and Hirokazu Ohno[1]　[1]JAEA

坑道閉鎖時に形成される化学環境と物質移動特性の事例研究

Geochemical condition and solutes transport property around a closure tunnel

*岩月輝希，林田一貴，村上裕晃，渡辺勇輔
国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構

花崗岩の深度 500m に模擬実験坑道を建設・閉鎖し，地下水中の希土類元素の観測を行った結果，閉鎖坑道は，吹付コンクリートやコロイドとの相互作用により希土類元素が移動し難い環境になることが判った。

キーワード：坑道閉鎖模擬試験，花崗岩，地下水，化学環境の変化，希土類元素の挙動

1. 緒言

高レベル放射性廃棄物の地層処分事業では，深度 300m 以深の地下環境において大規模坑道群の建設・操業・閉鎖が行われる。その安全性の評価においては，坑道閉鎖後の物質移動特性（地下水流動や化学環境，元素の挙動，元素の移動経路など）が重要な考慮事項となる。本研究では，坑道閉鎖後の物質移動特性を理解することを目的として，岐阜県瑞浪市の瑞浪超深地層研究所において研究用の坑道の一部を閉鎖し，坑道周辺の化学環境と元素の挙動を観察する模擬実験を行った。

2. 方法

花崗岩の深度 500m に建設された模擬実験坑道（以下，冠水坑道：幅 5m，高さ 4.5m，長さ約 45m：総容量約 900m^3）を止水壁により閉鎖し，周辺の地下水によって冠水させた。その後，約 1 年間にわたり定期的に冠水坑道内及び周辺岩盤中の地下水を採取し，主要化学成分濃度，トレーサー（蛍光染料）濃度，pH，酸化還元電位を測定するとともに，放射性核種のアナログ元素となる希土類元素の物理化学的挙動について観察・解析した。なお，冠水坑道壁面には吹付コンクリートが施工されており，実際の坑道建設～閉鎖時において作業安全確保のためにセメント材料が使用，残置された条件を模擬した状態になっている。

3. 結果・考察

冠水坑道閉鎖直後の地下水には酸素が溶存していたが，坑道閉鎖から約 4 ヵ月後には 0.02 ㎎/L 以下まで減少し，酸化還元電位も坑道掘削前の値（-180mV 前後）と同等となった。地下水の化学成分分析の結果，冠水直後から微生物による還元作用に特徴的な NO_3，NO_2，SO_4濃度の順次減少が認められ，微生物活動が還元環境の回復に関与していると推察された。一方，地下水の pH は，坑道閉鎖直後から上昇し始め，約 6 か月後には pH10 付近まで上昇した。吹付コンクリートに由来する可能性のある Si，Al，Fe 濃度が増加していたため，pH の上昇は吹付コンクリートの溶解によるものと推測された。坑道周辺の地下水中の希土類元素について分析を行った結果，希土類元素の数十%が懸濁粒子（主に炭酸塩コロイド）に付着して存在していた。一般的に地下水は炭酸塩鉱物に対して飽和平衡状態にあることから，炭酸塩コロイドの起源は主に花崗岩中の割れ目表面に存在する炭酸塩鉱物と推察された。また，坑道閉鎖環境では地下水中の溶存態及びコロイド態の希土類元素濃度が，時間とともに周辺の地下水に比べて有意に低下することが確認された。熱力学解析により地下水に溶存する希土類元素の主要な溶存化学形態を計算した結果，溶存態の希土類元素は主に炭酸錯体として存在していると推測され，坑道壁面のコンクリート吹付上に炭酸塩コロイドとともに吸着・共沈することで，その濃度が減少していると考えられた。以上の事から，セメント材料が残置された坑道閉鎖環境では，希土類元素が移動し難い環境が形成される可能性が示唆された。

*Teruki Iwatsuki, Kazuki Hayashida, Hiroaki Murakami and Yusuke Watanabe
Japan Atomic Energy Agency

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-2 Waste Disposal and Its Environmental Aspects

Wed. Sep 13, 2017 5:25 PM - 6:15 PM JST | Wed. Sep 13, 2017 8:25 AM - 9:15 AM UTC | Room H C212 - C Block

[1H18-20] Alumina Solidified Body and Vitrified Waste

Chair:Ryo Nakabayashi (CRIEPI)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[1H18] Effect of addition of alumina on iodine immobilization of alumina solidified body

*Kaoru Masuda[1], Shin-ya Okamoto[1], Hiroshi Murakami[1], Osamu Kato[2], Satoshi Yoshida[2], Yaohiro Inagaki[3], Tomofumi Sakuragi[4] (1. Kobelco Research Inst., 2. Kobe Steel, 3. Kyushu University, 4. RWMC)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[1H19] Effects of Magnesium ion on Dissolution of Nuclear Waste Glass

*Hajime Iwata[1], Nobuyuki Sekine[2], Seiichiro Mitsui[1] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. NESI)

5:55 PM - 6:10 PM JST | 8:55 AM - 9:10 AM UTC

[1H20] Dissolution Behavior of BPI Glass under Geological Disposal Conditions

*Atsushi Mukunoki[1], Takahiro Kikuchi[1], Tamotsu Chiba[1], sakuragi Tomofumi[2], Tsutomu Sato[3], Toshihiro Kogure[4] (1. JGC Corporation, 2. Radioactive Waste Management Funding and Research Center, 3. Hokkaido University, 4. The University of Tokyo)

6:10 PM - 6:15 PM JST | 9:10 AM - 9:15 AM UTC

Time reserved for Chair

アルミナ固化体のヨウ素閉じこめ性能に及ぼすアルミナ混合の影響評価

Effect of addition of alumina on iodine immobilization of alumina solidified body

*増田 薫[1]，岡本 晋也[1]，村上 裕[1]，加藤 修[2]，吉田 誠司[2]，稲垣 八穂広[3]，桜木 智史[4]
[1]コベルコ科研，[2]神戸製鋼所，[3]九州大学，[4]原子力環境整備促進・資金管理センター

放射性ヨウ素のアルミナ固化体のヨウ素閉じこめ性能向上策として、アルミナを追加混合した固化体を製造し、浸漬試験によるヨウ素放出挙動を評価した。アルミナ混合した固化体のヨウ素の規格化浸出速度はアルミナ混合率に伴い低下し、そのアルミナ混合率は、90%で十分な効果があることを確認した。

キーワード：TRU 廃棄物、地層処分、ヨウ素 129、アルミナ固化体、HIP

1. 緒言

再処理工場から発生する廃銀吸着材に含まれる I-129 は、地層処分の安全評価における重要核種の一つである。アルミナ固化体は、I-129 が吸着された廃銀吸着材を熱間等方圧加圧法（HIP）により固化したものであり、ヨウ素は難溶性物質 AgI として固定化され、廃銀吸着材の担体由来のアルミナのマトリクスにより囲まれることにより、放出抑制される。これまでに、HIP 条件や前処理条件検討による空隙率低下等、固化体性能向上検討結果を報告した[1]。本報告では、ヨウ素放出抑制効果を高める（以下、固化体の長寿命化と表現する）ことを目的として、アルミナの追加混合の効果を調べた結果を報告する。

2. 試験

市販のアルミナ（大明化学、純度 99.99%、粒径 0.2 μ m）を模擬廃銀吸着材に対して、所定の割合で混合し、1325℃、175MPa、保持時間 3h の条件で HIP により固化した。試験片を切り出し、低酸素環境下の浸漬試験に供しヨウ素の規格化浸出量（NL_i）を求めた。浸漬試験条件は、pH8～12.5、 [HS^-]:1～3×10^{-3} mol・dm^{-3}、温度 25℃および 60℃、試験期間 30～800 日とした。浸出試験結果において、アルミナ固化体からのヨウ素の規格化浸出量の時間変化は、浸漬時間とともに小さくなることから、浸出量の時間変化を平方根則（$NL_i \propto k\sqrt{t}$）で整理して、その比例係数 k を固化化体寿命の指標（k と寿命は反比例する）とした。

3. 結果と考察

図 1 に、同一浸漬条件において取得したアルミナ混合率と係数 k の関係を示す。追加アルミナ混合率 90%でヨウ素放出抑制効果が見られ、それ以上の追加は効果が低いことがわかった。図 2 に、追加アルミナ混合率 0 と 90%の固化体について、pH に対する係数 k の関係を比較したものを示す。pH が低くなると、係数 k が低下し固化体寿命が延びること、また、広い pH 範囲においてアルミナを追加混合した固化体（図中◆）は、さらに係数 k が低下し、固化体寿命が延びる可能性が示された。

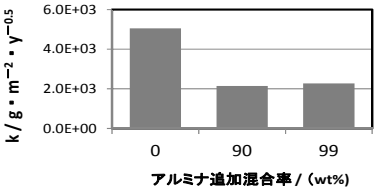


図 1　係数 k^{*1} とアルミナ追加混合率の関係
浸漬条件：pH11,[HS^-]:10^{-3}mol・dm^{-3},T=60℃

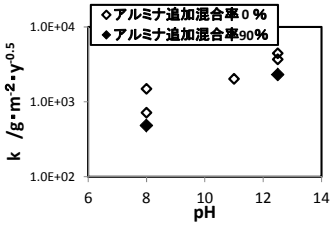


図 2　係数 k^{*1} と pH の関係
*1$NL_i \propto k\sqrt{t}$と整理したときの係数

※本発表は経済産業省資源エネルギー庁からの委託事業である平成 28 年度「地層処分技術調査等事業 TRU 廃棄物処理・処分技術高度化開発」の成果の一部である。

参考文献

[1] K.Masuda et al., *Progress in Nuclear Energy*, 92(2016)267-272.

*Kaoru Masuda[1], Shin-ya Okamoto[1], Hiroshi Murakami[1], Osamu Kato[2], Satoshi Yoshida[2], Yaohiro Inagaki[3] and Tomofumi Sakuragi[4] [1]Kobelco Research Inst., [2]Kobe Steel, Ltd., [3]Kyushu University, [4]Radioactive Waste Management Funding and Research Center

ガラス固化体の溶解に及ぼす Mg イオンの影響

Effects of Magnesium ion on Dissolution of Nuclear Waste Glass

*岩田 孟[1]，関根 伸行[2]，三ツ井 誠一郎[1]

[1]日本原子力研究開発機構，[2]NESI

$MgCl_2$ 溶液及び脱イオン水を用い、90°C，大気雰囲気下で、模擬ガラス固化体の静的浸出試験を実施した。その結果、脱イオン水条件では溶解速度が経時的に減少する一般的な傾向を示すのに対し、$MgCl_2$ 溶液条件では、長期（91 日～）の試験期間において溶解速度の増加が観察された。このような $MgCl_2$ 溶液条件での特異な溶解挙動は、ガラス表面に析出する Mg 含有鉱物種の変化に関係している可能性が考えられる。

キーワード：ガラス固化体，ガラスの溶解・変質，保護的効果，Mg ケイ酸塩，ハイドロタルサイト

1. 緒言　既往の Mg イオン共存下での高 S/V（ガラス表面積/溶液量）条件でのガラス浸出試験（例えば[1]）からは、Mg イオンとの相互作用により、ガラス固化体の溶解が長期的に促進される可能性が示されている。一方、$MgCl_2$ 溶液を用いた流水条件のガラス溶解試験では、溶解速度が時間とともに低下することが確認されており[2][3]、このうち平野ら[2]は、ガラス表面に析出したハイドロタルサイトが保護膜として機能したことが速度低下の要因と推定している。これらの知見は、Mg の影響がガラスの溶解ステージ[4]によって異なることを示唆する。そのため本研究では、対象となるガラスの溶解ステージが高 S/V 条件と流水条件の中間に位置づけられる低 S/V 条件において、$MgCl_2$ 溶液（以下、MgW）と脱イオン水（以下、DIW）を用いた静的浸出試験を実施し、溶解挙動を比較した。

2. 実験　模擬廃棄物ガラス（P0797）を使用し、MCC-1 タイプの静的浸出試験を大気雰囲気下で実施した。平板状のガラス（10×10×1 mm）を 4.8 mL の試験溶液（Mg 濃度 1300 mg/L の MgW 又は DIW）に浸漬し、温度 90°C, S/V = 50 m^{-1} の条件で所定の期間反応させた。試験後に、試験溶液中の元素濃度の分析を行い、ガラス中のホウ素及びナトリウムの重量分率に基づいて算出したガラスの規格化浸出量（以下、NL）を求めるとともに、SEM/EDX 分析及び XRD 分析により、変質層厚の計測及びガラス表面の二次鉱物の同定を行った。

3. 結果・考察　図 1 に各溶液条件におけるホウ素及びナトリウムの NL（NL_B，NL_{Na}）の経時変化を示す。溶解速度（NL 変化の傾き）について、DIW 条件では経時的な減少を示すのに対し、MgW 条件では 91 日以降に大きく増加している。SEM/EDX 分析で測定した各試料表面の変質層の厚さも、図 1 と同様の傾向で増加することが確認された。XRD 分析では、MgW 条件のガラス試料表面にハイドロタルサイト、タルク、サポナイトが検出されており、平野ら[2]の報告を踏まえると、91 日までに観察された低い溶解速度は、この期間ハイドロタルサイトが保護膜として機能した可能性を示唆するが、今後より詳細な検討が必要である。一方、182 日での Si 濃度は MgW 条件で 40 mg/L, DIW 条件で 75 mg/L であり、MgW 条件は DIW 条件の 1/2 程度となった。このことから、MgW 条件で観察された 91 日以降の溶解速度の増加は、Mg ケイ酸塩鉱物の析出により、溶液中の Si が低く維持されたことに起因すると考えることができる。Crovisier らは海水条件での玄武岩質ガラスの浸出試験において、ハイドロタルサイトが長期的には溶解し、サポナイトに変化したことを報告しており[5]、MgW 条件の特異な溶解挙動は、Mg 含有鉱物種の変化に関係していると考えられる。

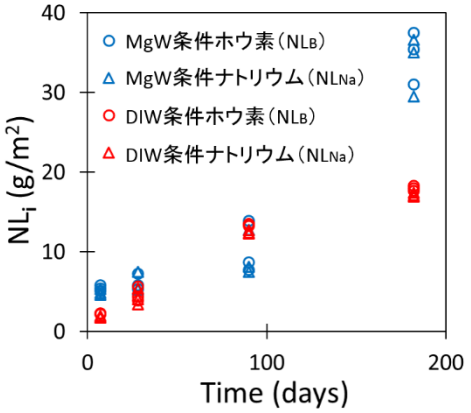


図 1 規格化浸出量の経時変化

参考文献

[1] Maeda et al., Int. J. Corros., 2011, 796457, (2011), [2] 平野ら，2016 年秋の大会，3D04, [3] Icenhower et al., ACerS GOMD Annual Meeting 2017, GOMD-S4-024-2017, [4] Gin et al., Mater. Today 16, 243–248 (2013), [5] Crovisier et al., Mat. Res. Soc. Symp. Proc., 50, 273–280, (1985).

※ 本報告の一部は、経済産業省委託事業「平成 28 年度処分システム評価確証技術開発」の成果である。

*Hajime Iwata[1], Nobuyuki Sekine[2] and Seiichiro Mitsui[1], [1]Japan Atomic Energy Agency, [2]NESI

地層処分環境下における BPI ガラス固化体の溶解挙動

Dissolution Behavior of BPI Glass under Geological Disposal Conditions

*椋木 敦[1]，菊池 孝浩[1]，千葉 保[1]，桜木 智史[2]，小暮 敏博[3]，佐藤 努[4]
[1]日揮(株)，[2]原環センター，[3]東京大学院理，[4]北海道大学

地層処分環境における BPI ガラス固化体の溶出挙動を理解するために浸漬試験を実施し，主要元素の浸出データを蓄積・整備した。また，浸漬試験後の表面変質層の固相分析と地球化学計算を実施し，両者の結果が整合的であることを確認した。

キーワード：ホウ酸鉛ガラス，TRU 廃棄物，地層処分，ヨウ素，浸漬試験

1. 背景・目的　再処理工場から発生する廃銀吸着材に含まれる I-129 は，地層処分の安全評価における重要核種の一つである。BPI ガラス固化体は，廃銀吸着材からヨウ素を乾式脱離した後，無機イオン交換体 $BiPbO_2NO_3$ を使用して $BiPbO_2I$ に転換し，これを $PbO\text{-}B_2O_3\text{-}ZnO$ ガラスと混合させ，溶融固化したものである。BPI ガラス固化体の溶解挙動の理解を深めるためには，変質層の形成過程と構成物質を同定することが重要であることから，変質層の固相分析を実施するとともに地球化学計算を実施し，両者を比較検討した。

2. 浸漬試験および変質層の固相分析　地層処分環境を模擬するためにグローブボックスを使用し，BPI ガラス試験体をベントナイト平衡水に浸漬した静的浸漬試験（800 日）を実施した。浸漬試験後の BPI ガラス固化体の表面変質層からの X 線回折パターンを図-1 に示す。浸漬期間 7 日~800 日までの全期間において主要なピークは，すべてハイドロセルサイト（hydrocerussite, $Pb_3(CO_3)_2(OH)_2$）に帰属された。ハイドロセルサイトの炭酸源は，ベントナイト平衡水(クニゲル V1 とイオン交換水を 1：50 の比率で混合し，1 ヶ月振とう後にろ過した溶液)中の CO_3^{2-}に由来するものと考えられる。

3. 地球化学計算　上記の浸漬試験条件について地球化学計算した結果は図-2 に示すとおりであり，浸漬試験条件（pH10.5，還元雰囲気）ではハイドロセルサイトが生成する結果が得られた。これは上記の固相分析結果と整合的であり，BPI ガラスが地層処分環境下において溶解する過程では，その主要構成物質である鉛が CO_3^{2-}と反応し，難溶性のハイドロセルサイトが変質層を形成することが確認された。

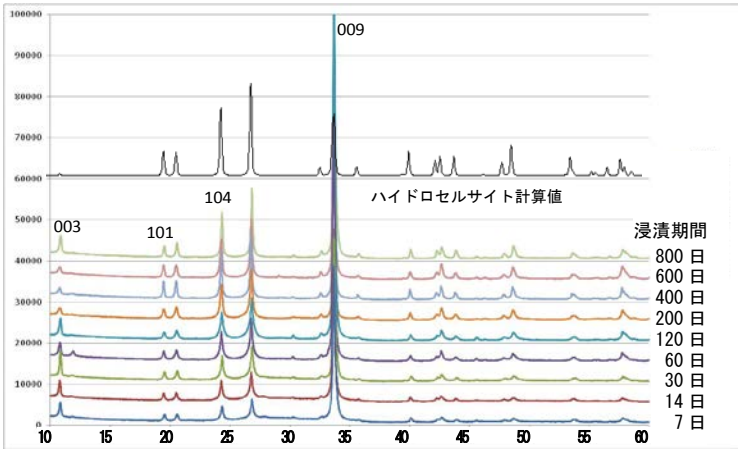


図-1　BPI ガラス固化体変質層の XRD パターン

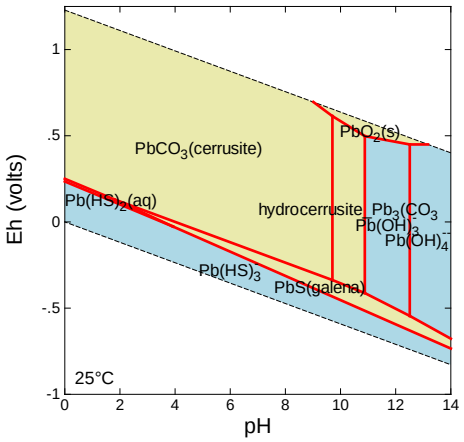


図-2　地球化学平衡計算結果

本発表は，経済産業省資源エネルギー庁からの委託事業である平成 28 年度「地層処分技術調査等事業 TRU 廃棄物処理・処分技術高度化開発」の成果の一部である。

参考文献[1] A. Mukunoki et al, “Corrosion and Alteration of Lead Borate Glass in Bentonite Equilibrated Water”, MRS (2012)

*Atsushi Mukunoki[1], Takahiro Kikuchi[1], Tamotsu Chiba[1], Tomofumi Sakuragi[2], Toshihiro Kogure[3], Tsutomu Sato[4]
[1] JGC Corporation, [2] Radioactive Waste Management Funding and Research Center, [3] Tokyo University, [4] Hokkaido University,

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：402-1 Nuclear Materials and the Irradiation Behavior

Wed. Sep 13, 2017 10:00 AM - 12:10 PM JST | Wed. Sep 13, 2017 1:00 AM - 3:10 AM UTC | Room I C310 - C Block

[1I01-08] Radiation Effect

Chair:Naoyuki Hashimoto (Hokkaido Univ.)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[1I01] Evaluation of irradiation effect for fracture toughness of austenitic stainless steel

*Tomonori Abe[1], Shigeaki Tanaka[1], Seiji Sakuraya[2], Tetsuya Toyota[3], Takayuki Kaminaga[4], Suguru Ooki[4] (1. Toshiba Corporation, 2. Nippon Nuclear Fuel Development CO., Ltd., 3. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., 4. Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[1I02] Thermal and irradiation effect on microstracture of duplex stainless steel in BWR environment

*Shigeaki Tanaka[1], Tomonori Abe[1], Yuuji Kitsunai[2], Testuya Toyota[3], Takayuki Kaminaga[4], Suguru Ooki[4] (1. Toshiba Corpration, 2. Nippon Nuclear Fuel Development Co., LTD., 3. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., 4. Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[1I03] Ion irradiation-induced microstructural changes in heat-affected zone of stainless weld overlay cladding of RPV steel

*Yoosung Ha[1], Hisashi Takamizawa[1], Satoshi Hanawa[1], Yutaka Nishiyama[1], Naoki Ebisawa[2], Takeshi Toyama[2], Yasuyoshi Nagai[2] (1. JAEA, 2. Tokoku Univ.)

10:45 AM - 11:00 AM JST | 1:45 AM - 2:00 AM UTC

[1I04] Consideration of the correlation between microstructures and mechanical properties of irradiated austenitic stainless steels.

*Hitoshi Seto[1], Yuji Kitsunai[1], Masato Koshiishi[1], Shigeaki Tanaka[2], Tetsuya Toyota[3], Takayuki Kaminaga[4], Masaru Harada[4], Suguru Ooki[4] (1. NFD, 2. Toshiba, 3. Hitachi-GE, 4. TEPCO)

11:00 AM - 11:15 AM JST | 2:00 AM - 2:15 AM UTC

[1I05] Electron-irradiation effects on diffusivity of Cu in Fe studied by 3D-AP

*Takeshi Toyama[1], Can Zhao[1], Masaki Shimodaira[1], Keiko Tomura[1], Koji Inoue[1], Yasuyoshi Nagai[1], Toshimasa Yoshiie[1] (1. IMR, Tohoku Univ.)

11:15 AM - 11:30 AM JST | 2:15 AM - 2:30 AM UTC

[1I06] Measurement of diffusion coefficient of carbon in pure zirconium

*Teppei Otsuka[1], Tsuyoshi Matsumoto[1] (1. Faculty of Science and Engineering, KINDAI University)

11:30 AM - 11:45 AM JST | 2:30 AM - 2:45 AM UTC

[1I07] Effect of Hydrogen Absorption and Irradiation on Microstructure and Mechanical Properties of Hafnium

*Kazuhiro Tsuchida[1], Mai Dung Thi Do[1], Kenta Murakami[1], Masahide Suzuki[1], Akihiro Iwase[2] (1. Nagaoka University of Technology, 2. Osaka Prefecture University)

11:45 AM - 12:00 PM JST | 2:45 AM - 3:00 AM UTC

[1I08] Reserach and Development of RBWR for High Efficiency Transuranium Elements Burner

(4)Effects of ion irradiation on Zr alloys (2)

*Hideo Watanabe[1], Katsuhito Takahashi[2], Yusaku Maruno[3] (1. Kyushu Univ.,, 2. NFD Co. Ltd., 3. Hitachi Ltd.)

12:00 PM - 12:10 PM JST | 3:00 AM - 3:10 AM UTC

Time reserved for Chair

オーステナイト系ステンレス鋼の破壊靭性に及ぼす照射影響評価

Evaluation of irradiation effect for fracture toughness of austenitic stainless steel

*阿部 友紀[1]，田中 重彰[1]，櫻谷 誠司[2]，豊田 哲也[3]，神長 貴幸[4]，大木 俊[4]
[1]東芝，[2]日本核燃料開発，[3]日立ＧＥニュークリア・エナジー，[4]東京電力ホールディングス

プラント高経年化技術評価で用いられるオーステナイト系ステンレス鋼の破壊靭性について、最新知見を踏まえた破壊靭性値と中性子照射量の相関式(破壊靭性評価式)の適正化を図った。

キーワード：炉内構造物，照射脆化，オーステナイト系ステンレス鋼

1. 緒言

プラント高経年化技術評価では、炉内構造物に想定される IASCC に対して、維持規格で定める照射影響を考慮した評価手法で健全性評価を行う。しかし、評価に用いられるオーステナイト系ステンレス鋼の破壊靭性評価式は、策定当時の限られた知見を基に定められたものであり、最新知見の反映が行われていない。そこで、規格への反映を目指した知見の拡充と最新知見を踏まえた破壊靭性評価式の適正化を行った。

2. 破壊靭性値と中性子照射量の相関式の検討

従来評価式でデータが不足していた照射量範囲(1～2×10^{25}n/m^2(E>1MeV))のオーステナイト系ステンレス鋼の破壊靭性値を取得すると共に、国内外の最新の破壊靭性データ[1]の収集及び破壊靭性に影響を及ぼす因子を調査した。影響因子として試験片の S 量や採取方向等を抽出し、これら因子を考慮してデータスクリーニングを行った。評価式の形状に関しては、照射損傷の蓄積により連続的に破壊靭性値が低下することから、広く用いられる指数関数で機械特性の照射量依存性を表現し、高照射量側で飽和傾向を示す既存の評価式を参考に[2]、データ群を下限フィッティングした。

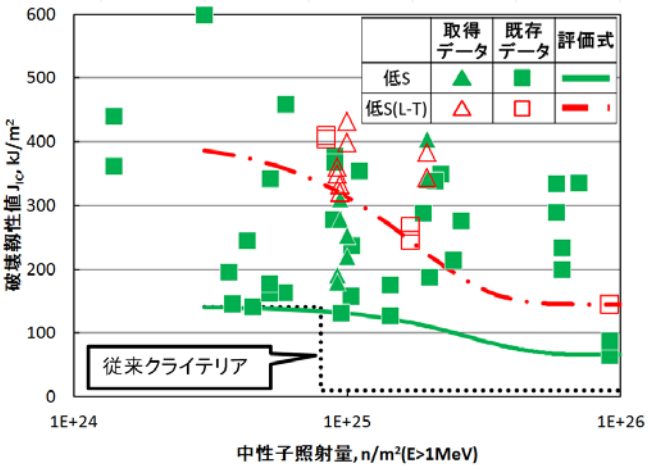


図 1 低 S 量データを用いた破壊靭性評価式

図 1 に既存、取得データから、実機炉内構造材の S 量を勘案した低 S 量(0.01wt.%以下)条件、及び試験片採取方向(L-T)によりスクリーニングしたデータ群を基に策定した破壊靭性評価式を示す。L-T 方向の評価式は全データ群の評価式と分離したが、これは圧延方向に伸長する MnS 系介在物の伸長方向に対し、直交に亀裂が進展する L-T 方向試験片では、介在物が破壊に関与しにくいことが一因と考えられる。

3. 結論

新たに破壊靭性データを取得すると共に、最新知見を反映した破壊靭性評価式を策定した。高照射量かつ L-T 方向への亀裂進展が予想される上部格子板などでは、材料の異方性を考慮することにより健全性評価の高精度化が見込まれる。

[1]例えば A. Demma et al., 13th EDM(2007), T. Torimaru et al., Fontevraud 7 (2010) 等

[2]O. K. Chopra, Degradation of LWR Core Internal Materials due to Neutron Irradiation, NUREG/CR-7027, ANL-10/11 (2010)

謝辞 本成果を報告するにあたり、御協力いただきました東北電力、中部電力、北陸電力、中国電力、日本原子力発電、電源開発ならびに電力中央研究所の研究関係各位に感謝の意を表します。

*Tomonori Abe[1], Shigeaki Tanaka[1], Seiji Sakuraya[2], Tetsuya Toyota[3], Takayuki Kaminaga[4], and Suguru Ooki[4]

[1]Toshiba Corporation, [2]Nippon Nuclear Fuel Development Co., LTD., [3]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., [4]Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.

BWR 環境における二相ステンレス鋼のミクロ組織に及ぼす熱及び照射の影響

Thermal and irradiation effect on microstructure of duplex stainless steel in BWR environment

*田中 重彰[1]、阿部 友紀[1]、橘内 裕寿[2]、豊田 哲也[3]、神長 貴幸[4]、大木 俊[4]
[1]東芝、[2]日本核燃料開発、[3]日立ＧＥニュークリア・エナジー、[4]東京電力ホールディングス

実炉あるいは試験炉で照射された溶接部を用いて、BWR 運転条件下に長時間さらされた二相ステンレス鋼の材料特性に及ぼす熱および照射の影響を評価した。BWR 運転条件下ではフェライト相中にスピノーダル分解が生じないこと及び、クラスタ体積分率や硬さの変化は主に照射の影響が大きいことが確認された。

キーワード：二相ステンレス鋼、熱時効、照射脆化

1. 緒言

BWR 運転条件下に長時間さらされた二相ステンレス鋼の材料特性に及ぼす熱および照射の影響を評価し、両者が重畳することによるフェライト相の硬化の影響を検討することを目的に、実炉あるいは試験炉で照射された溶接部より溶接金属を採取し、アトムプローブ（APT）分析および微小硬さ測定を実施した。

2. 結果

APT 分析で得られた Cr の濃度プロファイルよりスピノーダル分解の傾向を評価した。V パラメータ法及び第一近接分布解析（1NN）法による解析結果では Cr 濃度の変調を示唆する挙動は見られず、BWR 運転温度ではスピノーダル分解は確認されなかった。図 1 に 1NN 法による評価結果を文献値 [1]と比較して示す。本研究の評価値は未時効材と同程度だった。また、ATP 分析において数 nm の大きさで Ni、Mn および Si が濃化した領域（以降、クラスタと称する）が検出され、その寸法、数密度及び、体積分率と中性子照射量との関係を評価したところ、体積分率との間で最も良い相関を示し、照射条件（中性子束、照射時間）により若干分離する傾向が見られたものの、照射量の増加とともにクラスタの体積分率も増加する。同様にフェライト相中の硬さと中性子照射量の関係を図 2 に示す。硬さと照射量はよい相関を示し、照射条件による差異は見られなかった。なお、クラスタ、硬さとも鋼種による有意な違いはなかった。

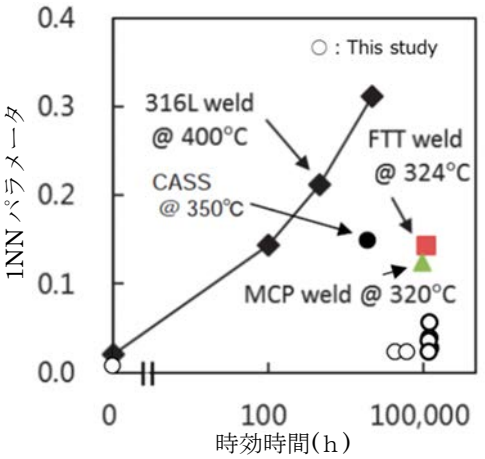


図 1　Cr-Cr の第一近接間距離の頻度分布[1]

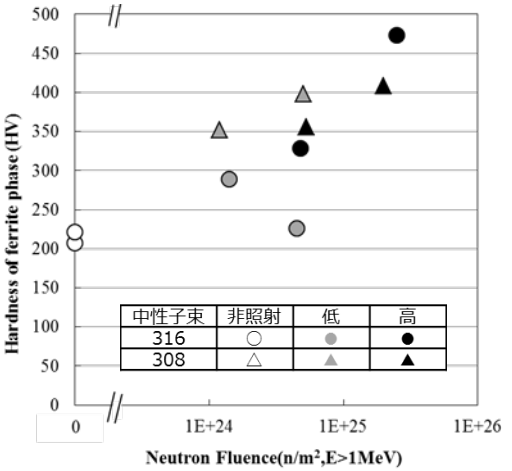


図 2　中性子照射量とフェライト相硬さの関係

3. 結論

APT 分析及び微小硬さ測定の結果より、BWR 運転温度ではスピノーダル分解は確認されなかった。また、クラスタ及びフェライト相中硬さは主に照射量に依存して増加した。

引用文献

[1] 藤井ら, INSS JOURNAL , Vol.22 (2015), NT-4.

謝辞

APT 分析に協力いただきました電力中央研究所ならびに原子力安全システム研究所の研究関係各位に感謝の意を表します。

*Shigeaki Tanaka[1], Tomonori Abe[1], Yuuji Kitsunai[2], Testuya Toyota[3], Takayuki Kaminaga[4], and Suguru Ooki[4]
[1]Toshiba Corporation, [2]Nippon Nuclear Fuel Development Co., LTD., [3]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., [4]Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.

原子炉圧力容器鋼ステンレスオーバーレイクラッド熱影響部のイオン照射による微細組織変化

Ion irradiation-induced microstructural changes in heat-affected zone of stainless weld overlay cladding of RPV steel

*河　侑成[1]，高見澤　悠[1]，塙　悟史[1]，西山　裕孝[1]，海老澤　直樹[2]，外山　健[2]，永井　康介[2]
[1]原子力機構，[2]東北大金研

ステンレスオーバーレイクラッドの施工により生じる原子炉圧力容器鋼の熱影響部及び母材にイオン照射を行い、溶質原子クラスターの形成を3次元アトムプローブで分析し、照射硬化量と比較した。

キーワード：原子炉圧力容器、ステンレスオーバーレイクラッド　溶接熱影響部、イオン照射、アトムプローブ、溶質原子クラスター

1. 緒言

原子炉圧力容器鋼のステンレスオーバーレイクラッド直下に生じる溶接熱影響部（HAZ）に対してイオン照射を行い、HAZ の熱履歴に応じて照射硬化量が異なることを前報で示した[1]。本研究では、HAZ に対する照射硬化のメカニズムを明らかにするため、イオン照射した HAZ および母材のアトムプローブ分析を実施、比較することにより、照射硬化の一因となる溶質原子クラスター形成に対する熱履歴の影響を調べた。

2. 実験

原子炉圧力容器鋼 A533B 材に対して照射表面から深さ約 600 nm での損傷量が約 0.5 dpa となるようにイオン照射した HAZ 及び母材を用いた。照射温度は約 290℃である。HAZ の粗大粒領域や微細粒領域を選択した上で集束イオンビーム（FIB）を用いて針状の試験片を加工し、アトムプローブ（APT）分析を行った。APT 分析は CAMECA 社製の LEAP-4000XHR を用い、電圧パルスモードのパルス周波数を 200 kHz、試料温度を約 55K に設定して 3 次元マッピングを得た。

3. 結果

APT 分析の結果、図 1 に示すように照射領域には Cu や Si-Mn-Ni 溶質クラスターが形成されていたが、未照射領域ではクラスターの形成が認められなかった。粗大粒 HAZ、微細粒 HAZ 及び母材においてはクラスターの分布形態がそれぞれ異なり、母材は HAZ に比べてクラスターの形成が少なかった。照射硬化量と微細組織の相関より、HAZ の照射硬化量が母材より大きくなる要因の一つとしてクラスター分布形態の差異があるものと推測した。また、一部の微細粒 HAZ で照射硬化量が最も高くなる結果が得られており、その理由を溶質クラスターの直径、組成、数密度の分析により考察した。

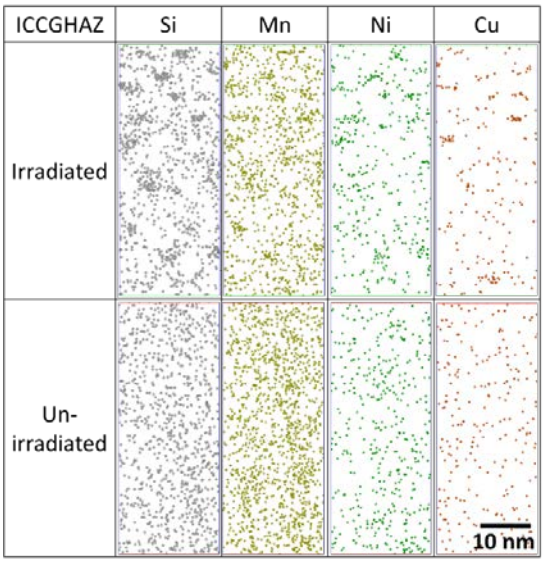


図 1　粗大粒 HAZ のクラスター分析結果
上：照射材、下：未照射材

参考文献

[1]　河　侑成　他、「イオン照射による原子炉圧力容器鋼溶接熱影響部の硬化と微細組織」、日本原子力学会 2017 年春の年会

*Yoosung Ha[1], Hisashi Takamizawa[1], Satoshi Hanawa[1], Yutaka Nishiyama[1], Naoki Ebisawa[2], Takeshi Toyama[2] and Yasuyoshi Nagai[2]
[1]JAEA, [2]Tohoku Univ.

照射オーステナイトステンレス鋼におけるミクロ組織と機械的特性の相関に関する検討

Consideration of the correlation between microstructures and mechanical properties of irradiated austenitic stainless steels.

*瀬戸仁史[1]，橘内裕寿[1]，越石正人[1]，田中重彰[2]，豊田哲也[3]，神長貴幸[4]，原田賢[4]，大木俊[4]
[1]NFD，[2]東芝，[3]日立 GE，[4]東電 HD

照射によって導入される照射欠陥の形成状況と機械的特性を調査し、それらの相関を検討した。

キーワード：炉内構造物、照射硬化、照射後熱処理、ミクロ組織、TEM、機械的特性

1. 緒言

照射硬化は照射誘起偏析とともに照射誘起応力腐食割れ（IASCC）の要因の 1 つであると考えられており、それぞれの予測手法を組み合わせることで、炉内構造物ごとの IASCC 感受性予測手法の検討がなされている[1]。著者らは、照射硬化が IASCC 感受性に及ぼす影響を調査するため、照射オーステナイトステンレス鋼に対し熱処理を施して照射硬化を回復させた後、様々な試験を行った。本発表では、左記試験のうちミクロ組織観察と機械特性試験の結果、及び、既存の照射材試験データ（未熱処理材）と併せてミクロ組織と機械的性質の相関を検討した結果を報告する。

2. 試験方法及び試験結果

供試材には、BWR の炉心領域において 1, 2, 6 サイクル照射されたオーステナイトステンレス鋼を用いた。供試材に対して、500℃で 1~60h の熱処理を行うことで照射硬化を回復させ、TEM によるミクロ組織観察及び引張試験を行った。図 1 にミクロ組織観察結果を、ブラックドット及び完全転位ループの場合を例として文献データ[2][3]と併せて示す。熱処理材のミクロ組織形成状況は未熱処理材のばらつきの範囲内にあることから、照射材特有の欠陥組織を保っているといえる。

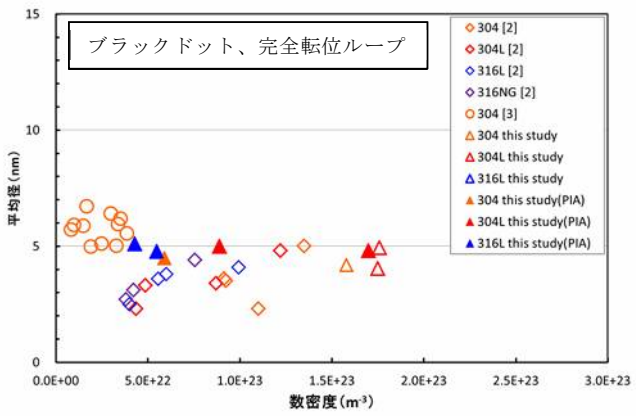


図 1　熱処理材と未熱処理材のミクロ組織形成状況の比較

照射によるミクロ組織変化と機械的特性との相関式として、式 1[4]がよく用いられるが、近年 Tan ら[5]によって照射欠陥のサイズによって強度因子 α の値を変化させる考え方が提案された（式 2, 3）。

$$\Delta\sigma_y = M\mu b\sqrt{\sum_i \left\{\alpha_i (N_i d_i)^{1/2}\right\}^2} \quad \cdots式1$$

$$\alpha_{PP} = \frac{0.271A}{(1-\upsilon^2)^{1/2}\sqrt{ND}(16-\pi tA)} ln\left(\frac{0.637D}{r_0}\right) \quad \cdots式2$$

$$A = \sqrt{16\pi ND + 4ND^2 - \pi^2 NDt}$$

$$\alpha = k_1 ln(k_2 d) \quad \cdots式3$$

M	テイラー因子
μ	剛性率
b	バーガースベクトルの大きさ
N	照射欠陥の数密度
D	照射欠陥の平均径
T	円盤状欠陥の厚さ
$k_{1,2}$	係数

上記の考え方に基づき、本研究で得られたデータに文献データ[2][3]を加えたデータセットを用いて、照射欠陥による転位運動の阻害効果を検討した。ミクロ組織から求めた強度（$\sigma y_{calc.}$）と引張試験結果（$\sigma y_{meas.}$）との比較を図 2 に示す。図 2 より、α を調整することにより照射欠陥の数密度と平均径から照射材の強度を精度良く見積もる事が可能であることが分かった。なお、熱処理材も未熱処理材のばらつきの範囲内に位置していることから、本報告の熱処理では材料や照射欠陥の傾向に大きな変化は生じず、当該熱処理材の IASCC 試験結果から照射材の IASCC 特性を評価可能と考えられる。

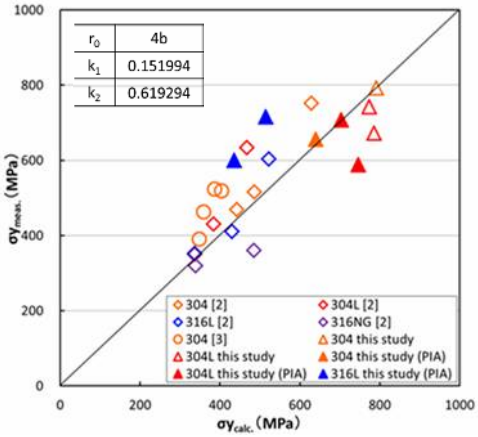


図 2　ミクロ組織観察結果から求めた強度※と引張試験結果との比較
※フランクループの α を式 2 を用いて計算。
ブラックドットと完全転位ループの α を 0.3 とした。

参考文献：[1] H. Seto et al., Proc. of Fontevraud 8. [2] 橘内ら、本会 2009 年秋の大会予稿集 [3] T. Torimaru et al., Journal of ASTM International, vol.2, No.8. [4] G. E. Lucas, JNM, 206, 287 (1993). [5] L. Tan and J. T. Busby, JNM, 465, 724(2015).

*Hitoshi Seto[1], Yuji Kitsunai[1], Masato Koshiishi[1], Shigeaki Tanaka[2], Tetsuya Toyota[3], Takayuki Kaminaga[4], Masaru Harada[4] and Suguru Ooki[4].
[1]Nippon Nuclear Fuel Development Co., Ltd., [2]Toshiba Corp. [3]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd. and [4]Tokyo Electric Power Company Holdhings, Inc.

３次元アトムプローブで調べた鉄中の銅拡散に対する電子線照射効果

Electron-irradiation effects on diffusivity of Cu in Fe studied by 3D-AP

*外山 健[1]、Zhan Can[1]、下平 昌樹[1]、海老澤 直樹[1]、戸村 恵子[1]、野中 明子[1]、井上 耕治[1]、永井 康介[1]、義家 敏正[1]

[1]東北大学

310-620℃で電子線照射した Cu-Fe 拡散対および Fe-Cu 合金中の銅拡散プロファイルおよび銅析出物をそれぞれ３次元アトムプローブで観察し、鉄中の銅拡散に対する電子線照射効果を調べた。

キーワード：拡散係数、電子線照射、3D-AP、原子炉圧力容器鋼

1. 緒言　RPV 鋼の照射脆化の主因の一つである溶質・不純物クラスターの形成および発展を理解する上で、Fe 中の溶質・不純物原子の拡散係数は重要なパラメーターである。我々は最近、Cu-Fe 拡散対を熱時効して３次元アトムプローブ（3D-AP）で Cu の拡散プロファイルを測定し、Fe 中の Cu の拡散係数および固溶限を従来の報告よりも約 150℃も低い温度まで求めた[1]。ところで、原子の拡散には空孔や格子間原子が関与するため、それらが熱平衡時に比べて大量に導入される照射下では拡散が大きく促進される場合がある（照射促進拡散）。照射促進拡散は反応速度論で議論されており、照射条件（照射速度・温度・照射量）や材料のシンク濃度に依存するとされる[2]。一方、その直接的な実験的な報告はあまり多くなく、特に RPV 鋼の照射脆化で重要な Fe 中の Cu 拡散に関する研究例はわずかである[3]。本研究では、Cu-Fe 拡散対および Fe-Cu 合金を電子線照射したのち、Cu 拡散プロファイルおよび Cu 析出物をそれぞれ 3D-AP で測定して Cu の拡散係数を求め、Fe 中の Cu 拡散に対する電子線照射効果を調べることを目的とする。

2. 実験方法　Cu-Fe 拡散対試料は、純 Fe（5N、水素焼鈍済み）板状試料を化学研磨後に直ちに 10-5Pa 以下に真空引きし、アルゴンイオンスパッタで表面を清浄にした後に純 Cu（5N）を膜厚約 3 μ m まで電子ビーム蒸着して作製した。Fe-Cu 合金は、Fe-1.0wt.%Cu、Fe-0.3wt.%Cu 合金を溶体化処理した後に氷水中に焼き入れて作製した。電子線照射は量研機構高崎研究所 1 号加速器にてビームエネルギー2MeV、ビーム電流 10mA、ヘリウムガス雰囲気で行なった。温度制御は熱電対およびセラミックスヒーターを用いて行ない、目標温度の 1.5℃以内を保って照射した。照射温度は 310-620℃、照射時間は 1000-60000 秒である。照射後、3D-AP を用いて拡散対試料では Cu-Fe 界面からの Cu 濃度プロファイルを、Fe-Cu 合金試料では Cu 析出物をそれぞれ観察し、照射中の Cu の拡散係数 $D_{irrad.}$ を求めた。

3. 結果　Cu-Fe 拡散対から求めた $D_{irrad.}$ をその温度における熱時効時の拡散係数 $D_{thermal}$ と比較すると、620℃では $D_{irrad.}$ は $D_{thermal}$ にほぼ等しかったが、570℃では約 2 倍、530℃では約 10 倍であった。従って、低温では照射促進効果が顕著になることが分かった。なお、照射中の Cu の固溶限濃度には照射効果はほとんど見られなかった。講演ではその他の照射条件や Cu 析出から算出した拡散係数の結果も示し、拡散に対する電子線照射の影響を議論する。

参考文献　[1] T. Toyama et al., Script. Mater., 449(2014)207. [2] R. Sizman, J. Nucl. Mater., 69&70(1968)386. [3] T. N. Le et al., Scrip. Metal. Mater. 26(1992)771.

---

*Takeshi Toyama[1], Zhan Can, Masaki Shimodaira, Naoki Ebisawa, Keiko Tomura, Akiko Tomura, Koji Inoue, Yasuyoshi Nagai and Toshimasa Yoshiie[1]

[1]Tohoku Univ.

ジルコニウム中の炭素拡散係数測定

Measurement of diffusion coefficient of carbon in zirconium

*大塚　哲平[1]，松本　剛[1]

[1]近大・理工

グロー放電発光分析により、1073 K および 1273 K における純ジルコニウム中の炭素拡散係数を決定した。得られた値は、文献値よりも一桁程度小さかった。

キーワード：ジルコニウム、炭素、酸素、水素、グロー放電発光分析、拡散係数、溶解

1. 緒言

ジルコニウム（Zr）合金は、水素（H）、炭素（C）、窒素（N）や酸素（O）を格子間に溶解し、一部を非金属間化合物として析出する。Zr 合金中に不純物として含まれる極微量の N や O などが中性子照射されると、Zr 中に放射性 C-14 が生成する。この C-14 が Zr 合金中、特に酸化膜近傍においてどのように分布しているのかを明らかにするには、Zr 中の C の移行挙動およびそれに及ぼす溶解 H および O の影響を明らかにする必要がある。しかし、純 Zr 中の C の拡散データさえ極めて少ないのが現状である。本研究では、純 Zr 中に C を導入したあと、グロー放電発光分析（GD-OES）により炭素深さ分布を測定することにより、1073～1273 K における純 Zr 中の炭素拡散係数を決定することを目的とした。

2. 実験方法

試料として純 Zr（純度 99.9%）の平板（10 mm^2×1 mm*t*）を用いた。メタンガス（1.2x10^4 Pa）中において、1073 K または 1273 K でそれぞれ 30 分および 2 時間、試料を焼鈍することにより、試料表面から C を導入するとともに、内部深さ方向に拡散させた。拡散実験後、試料中の C の深さ分布を GD-OES によって測定した。スッパタリング速度は 0.1 μm s^{-1} であった。

3. 結果および考察

図 1 に 1273 K で 2 時間拡散実験後のジルコニウム中の炭素深さ分布を示す。炭素は 12 μm 深さまで拡散侵入していた。

拡散実験中に表面において炭素濃度が一定であったと仮定し、フィックの拡散方程式から導かれた理論曲線を実験データに最小二乗フィッティングすることにより拡散係数を決定した。図 2 に純 Zr 中の炭素拡散係数を示す。本研究で得られたデータは文献値[1]に比べて一桁程度小さかった。この一因として、拡散実験中の Zr 表面におけるメタンの分解反応に伴って C が Zr 中に速やかに侵入しなかったこと、すなわち Zr への C の侵入に遅れが生じたために拡散時間がやや短くなったことが考えられる。

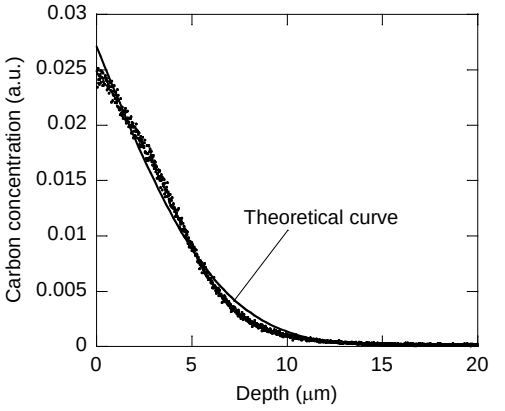


図 1　純 Zr 中の炭素深さ分布（1273 K, 2 時間拡散実験）

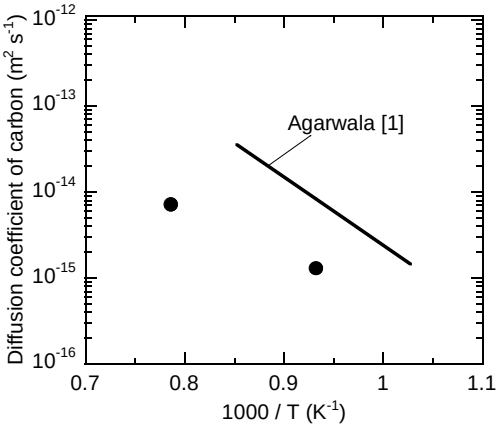


図 2　純 Zr 中の炭素拡散係数

4. 結論

GD-OES によって、1073 K および 1273 K における純 Zr 中の炭素拡散係数を決定した。発表では、炭素拡散係数の温度依存性および溶解酸素の影響について議論する。

参考文献

[1] R.P. Agarwala, A.R. Paul, Diffusion of carbon in zirconium and some of its alloys, J. Nucl. Mater., 58 (1975) 25-30.

*Teppei Otsuka[1], Tsuyoshi Matsumoto[1]

[1]KINDAI Univ.

ハフニウムの微細組織及び機械的特性に及ぼす水素吸収と照射の効果

Effect of Hydrogen Absorption and Irradiation on Microstructure and Mechanical Properties of Hafnium

*土田 雄大[1]，Do Thi Mai Dung[1]，村上 健太[1]，鈴木 雅秀[1]，岩瀬 彰宏[2]
[1]長岡技術科学大学，[2]大阪府立大学

カソードチャージ及び加速器を用いたイオン注入によってハフニウムに水素を導入し、ハフニウム中の水素挙動に対する集合組織や照射の影響について研究を行っている。いずれの水素導入方法においても、ハフニウム中にδ水素化物(HfH1.628)が観察された。カソードチャージにより水素導入した試料では、チャージ時間と共に表面硬さが増加する傾向が見られた。

キーワード：ハフニウム，制御棒，水素化物，水素注入，加速器

1. 緒言

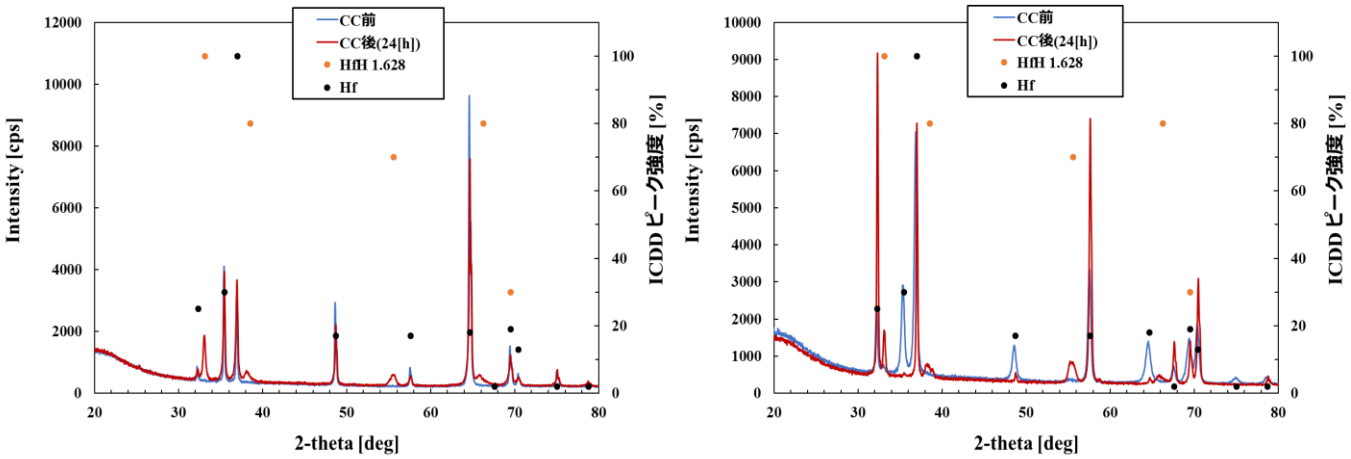
ハフニウムはジルコニウムと同様の稠密六方構造を持つ金属であり、BWR の制御棒材料に用いられている。平成 18 年、国内 BWR のハフニウム制御棒のシース部にて IASCC と推定されるひび割れが確認されたことから、ハフニウムの照射成長に対する集合組織の影響については既に研究が進められている。一方、ハフニウム中ではジルコニウム合金と同様、供用期間中の酸化反応に伴って水素化物が形成すると考えられるが、水素化に対する照射欠陥や集合組織の影響は十分調べられていない。そこで、集合組織や照射の影響に着目して、ハフニウム中の水素挙動を明らかにすることを本研究の目的とする。

2. 試験条件

試料は、主な不純物としてジルコニウムを 0.8wt%含む高純度ハフニウムであり、熱間圧延後に歪取り焼鈍を行った材料である。この試料から、圧延面に加えて圧延方向に対して垂直及び平行な断面を切り出して、三面の表面を平滑化し、集合組織を走査電子顕微鏡による後方電子散乱パターン(EBSD)によって確認した。水素の導入は、NaCl 水溶液中でのカソード水素チャージ法と、加速器を用いたイオン注入によって実施した。水素吸収による変化は、硬さ試験、エックス線回折、EBSD によって分析した。

3. 試験結果

XRD 分析を行った結果、水素化物のピーク(HfH1.628=δ水素化物)が確認された。カソードチャージとイオン注入のいずれの方法においても、δ水素化物に対応する回折ピークが見られた。しかし、カソードチャージ時間やイオン注入量に対するピークの有意な変化は見られなかった。一方、カソードチャージにより水素を導入した材料に対し硬さ試験を実施した結果、チャージ時間の増加と共に硬さも増加することが明らかになった。これは、水素化物はハフニウム母相より硬いことから、水素化物の数密度あるいは体積率がチャージ時間と共に増加したことを示唆する結果である。発表では、EBSD を用いて、水素化物の発達に対する集合組織の影響を分析した結果も報告する。



(a)圧延面 24 時間カソードチャージ　　(b)横断面 24 時間カソードチャージ

Fig.　XRD 測定結果

参考文献

[1]日本原子力研究開発機構 “商用再処理施設における機器の水素ぜい化割れに係るメカニズムに関する試験研究” (2013)

*Kazuhiro Tsuchida[1]，Thi Mai Dung Do[1]，Kenta Murakami[1]，Masahide Suzuki[1]，Akihiro Iwase[2]
[1]Nagaoka University of Technology，[2]Osaka Prefecture University

高効率 TRU 燃焼を可能とする革新的水冷却炉 RBWR の研究開発
(4)Zr合金の照射効果(2)

Research and Development of RBWR for High Efficiency Transuranium Elements Burner
(4)Effects of ion irradiation on Zr alloys(2)

*渡邊英雄[1]，高橋克仁[2]，丸野祐策[3]
[1]九州大学，[2]NFD,[3]日立製作所

照射環境下におけるジルカロイ２合金のＦｅ元素の影響を追求する目的で重イオン照射を実施し、高照射領域における Fe 析出物の相安定性、Ｃ型転位ループの形成挙動、水素化物の形成に関する知見を得た。

キーワード：水素化物，析出物再固溶，　Ｃ型転位ループ、イオン照射、収差補正電子顕微鏡

1. 緒言

RBWR では、中性子照射量は BWR よりも局所的に増えるものの、炉内の滞在時間は BWR と同等である。従って、照射環境での水素吸収および水素脆化を評価するために、照射量と炉内滞在時間の影響を分離して評価することが必要である。また、高照射領域では、照射により形成される空孔型のＣ型転位ループが水素化物の形成と密接な関係があることが報告されている。本研究では、イオン照射試験によりＣ型転位ループ並びに水素化物の形成挙動を明らかにし、RBWR 適用への指針を得る。

2. 実験方法

本研究では、ジルカロイ２（46ppm 水素含有）及びそのモデル合金として２種類の Sn 及び Fe を添加した合金を作成した。これらの試料に対して、九州大学応用力学研究所タンデム加速器にて、400℃、50dpa までの Ni イオンを照射し、FIB を用いて断面試料を作成した。照射後組織の STEM-EDS 観察及び分析には、収差補正機能を有する ARM200FC を用いた。また、60, 300ppm の水素を予注入した試料を作成し、同様の条件にてイオン照射し、照射後の組織・組成の分析を実施した。

3. 実験結果

図１にジルカロイ２に 400℃、50dp まで照射後の STEM-EDS による元素マッピングの結果を示す。(a)に示す様に照射領域に存在した Zr-Cr-Fe 系の析出物から Fe は既に消失している。また、(b)により析出物から消失した Fe は C 型転位ループ上に濃縮していることが分かる。図 2 は 300 ppm 水素予注入後の内部組織の元素マッピング像及び STEM-BF 像を示す。矢印で示す様に成長した板状水素化物は主に Zr-Cr-Fe 系の析出物の界面上で優先的に形成され、析出物周辺には転位組織が発達している。以上の事から、RBWR 照射条件下では Zr-Cr-Fe 系の析出物は、水素化物の形成場所としても重要な役割を果たすが、照射により消失し、Fe は C 型転位ループ界面に偏析することが明らかになった。実機被覆管では、複雑な応力が働くことが多く、水素化物は外部応力や試料内の微小歪場の存在により、その形態が大きく変化することが予測される。今後はより実機環境に近い水素導入・照射法の開発が求められる。

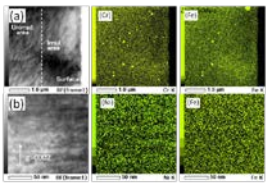


図1

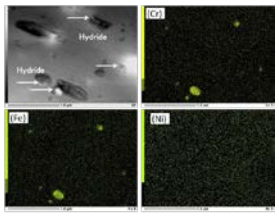


図2

図１．400℃、50dpa 照射後の STEM-EDS 結果　　図２．300ppm 水素予注入後の STEM-EDS 結果

*Hideo Watanabe [1], Katsuhito Takahashi[2] and Yusaku Maruno[3]
[1]Kyushu Univ., [2]NFD, [3]Hitachi Co..

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：402-1 Nuclear Materials and the Irradiation Behavior

Wed. Sep 13, 2017 2:45 PM - 4:25 PM JST | Wed. Sep 13, 2017 5:45 AM - 7:25 AM UTC | Room I C310 - C Block

[1I09-14] Reactor Pressure VesselRPV

Chair:Takeshi Toyama (Tohoku Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[1I09] Applicability advancement of probabilistic fracture mechanics for reactor pressure vessels

(1)Guideline on failure frequency calculation of Japanese reactor pressure vessels

*Yinsheng Li[1], Jinya Katsuyama[1], Kazuya Osakabe[2], shumpei uno[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Mizuho Information & Research Institute)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[1I10] Applicability advancement of probabilistic fracture mechanics for reactor pressure vessels

(2)Discussion on application of PFM into failure evaluation of reactor pressure vessels

*Jinya Katsuyama[1], Koichi Masaki[1], Yinsheng Li[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[1I11] Practicality advancement of probabilistic fracture mechanics for reactor pressure vessels

(3)Benchmark analysis for verification of probabilistic fracture mechanics analysis code PASCAL

*Koichi MASAKI[1], Shumpei Uno[2], Jinya Katsuyama[1], Yinsheng Li[1] (1. JAEA, 2. MHIR)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[1I12] Multiscale Modeling of Irradiation Embrittlement of RPV steels

*Toshiki Nakasuji[1], Xiaoyong Ruan[1], Kazunori Morishita[1] (1. Kyoto university)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[1I13] Effects of solute elements on microstructural change in ion-irradiated RPV model alloys

*Katsuhiko Fujii[1], Koji Fukuya[1] (1. Institute of Nuclear Safety System)

4:00 PM - 4:15 PM JST | 7:00 AM - 7:15 AM UTC

[1I14] Development of reconstitution technology for RPV surveillance test specimen with electron beam welding

*Seiji Sakuraya[1], Yuji Kitsunai[1], Masato Koshiishi[1], Yasuo Morishima[2], Tetsuya Toyota[3] (1. Nippon Nuclear Fuel Development Co.,LTD., 2. Toshiba Corpration, 3. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

4:15 PM - 4:25 PM JST | 7:15 AM - 7:25 AM UTC

Time reserved for Chair

原子炉圧力容器に対する確率論的破壊力学の適用性向上
(1)原子炉圧力容器の破損頻度算出のための標準的解析要領及び国内モデルデータ

Practicality advancement of probabilistic fracture mechanics for reactor pressure vessels
(1) Guideline on failure frequency calculation of Japanese reactor pressure vessels

*李 銀生[1]，勝山 仁哉[1]，小坂部 和也[2]，宇野 隼平[2]
[1]原子力機構，[2]みずほ情報総研

確率論的破壊力学 (PFM) に基づく原子炉圧力容器 (RPV) の破損頻度評価を実用化することを念頭に、最新知見等を踏まえ、PFM 解析に係る標準的な解析手順等を取りまとめた標準的解析要領を整備するとともに、国内モデル RPV に対する PFM 解析に必要なデータとその技術的根拠を取りまとめた。

キーワード：確率論的破壊力学，原子炉圧力容器，破損頻度，ガイドライン

1. 緒言　原子炉圧力容器 (RPV)を対象とした確率論的破壊力学 (PFM) に基づく構造健全性評価手法は、中性子照射脆化及び加圧熱衝撃事象に関連する様々な因子の確率分布を考慮して RPV の破損頻度を計算できる合理的な手法である。著者らは、国内における PFM の適用性向上を図るため、解析者がそれを参照することで、RPV に対する PFM 解析を行い、亀裂貫通頻度を算出できるよう、標準的解析要領及び国内モデルデータを整備した。本報では、標準的解析要領及び国内モデルデータの概要、並びにその技術的根拠を発表する。

2. 標準的解析要領　国内外の中性子照射脆化及び加圧熱衝撃事象を考慮した健全性評価に関する最新知見、原子力機構が開発を進めている PFM 解析コード PASCAL の整備、PASCAL による感度解析等により得られた知見を取りまとめて、図 1 に示す、PFM 解析を実施するための基本事項を記述した本文と、その技術的根拠等を示した解説を取りまとめて標準的解析要領を整備した。

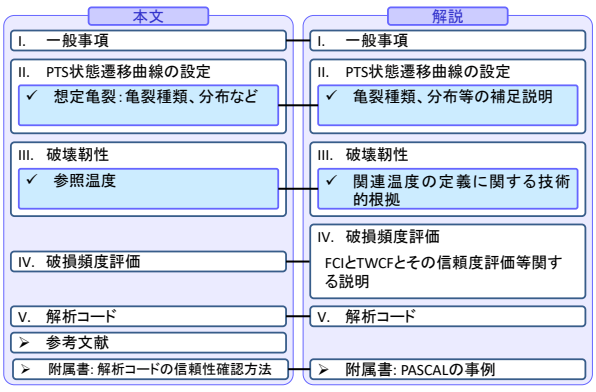


図 1 標準的解析要領の概要

3. 国内モデルデータ　国内モデルプラントに対する破損頻度を算出するため、上述の標準的解析要領を満足し、国内の現状の代表的事例として適切と考えられる手法及びデータについて、原則として国内の手法及びデータから選定し、その技術的根拠とともに整備した。具体的には、脆化予測や応力拡大係数、信頼度等の評価に必要な手法、考慮すべき過渡事象とその発生頻度、想定亀裂、化学成分、破壊靭性等の設定に必要なデータが取りまとめられている。

以上により、破壊力学に関する知識を有する解析者がこれを参照することにより、次報で述べるとおり、RPV の破損頻度を算出できるようになった。

4. 結論　国内 RPV を対象に破損頻度を算出できることを目的に、PFM 解析に関する標準的要領と国内モデルプラントの代表的事例として適切と考えられる解析手法及びデータを整備した。

謝辞　本報告は、原子力規制庁からの受託事業「平成２８年度高経年化技術評価高度化事業（原子炉一次系機器の健全性評価手法の高度化）」で得られた成果である。関係各位に謝意を表する。

*Yinsheng Li[1], Jinya Katsuyama[1], Kazuya Osakabe[2] and Shumpei Uno[2]
[1] Japan Atomic Energy agency, [2]Mizuho Information & Research Institute, Inc.

原子炉圧力容器に対する確率論的破壊力学の適用性向上
(2) 原子炉圧力容器に対する確率論的破壊力学の活用方策の検討

Practicality advancement of probabilistic fracture mechanics for reactor pressure vessels

(2) Discussion on application of PFM into failure evaluation of reactor pressure vessels

*勝山 仁哉[1]，眞﨑 浩一[1]，李 銀生[1]

[1]原子力機構

国内における確率論的破壊力学の適用性向上を図ることを目的に、前報の原子炉圧力容器の破損頻度評価のための標準的解析要領及び国内モデルデータを踏まえ、非破壊検査や安全性向上に係る取組みの影響について破損頻度を数値指標として定量的に評価できることを示した。

キーワード：確率論的破壊力学，原子炉圧力容器，破損頻度，非破壊検査，安全性向上

1. 緒言　国内の原子炉圧力容器 (RPV) に対する確率論的破壊力学 (PFM) の適用性向上を図るため、前報で述べた、中性子照射脆化及び加圧熱衝撃事象を考慮した RPV の確率論的健全性評価を実施するための標準的解析要領及び国内モデルデータに基づき、PFM 解析を実施し、破損頻度を評価した。また、非破壊検査や中性子束低減等が貫通頻度に及ぼす影響の評価を通じて、PFM の活用方策について検討した。

2. 解析条件　前報の国内モデルデータを基本ケースとし、原子力機構が整備を進めている PASCAL3 を用いて、破損頻度を求めた。その際、認識論的不確実さと偶然的不確実さを有する因子に分類し、それらを考慮することにより、破損頻度の信頼度の評価も行った。また、非破壊検査の影響について、RPV に対する非破壊検査で欠陥指示がない場合を想定し、ベイズ更新により亀裂分布モデルを更新することで、検査が破損頻度に与える影響を評価した。さらに、中性子束低減の影響について、運転期間中に中性子束低減措置を施すことを想定し、中性子束低減効果を考慮して関連温度のシフト量を算出する機能を PASCAL3 に導入し、破損頻度に与える影響を評価した。

3. 解析結果　表 1 に示す基本ケースの破損頻度 (FCI; 亀裂進展頻度、TWCF; 亀裂貫通頻度) の結果から、PASCAL3 は破損頻度の信頼度 (パーセンタイル値) 評価に有用であることが分かる。これに対し、非破壊検査を考慮すると、図 1 に示すとおり、精度の高い検査ほど TWCF が低いことが分かった。また、中性子束低減措置の効果を定量的に示すなど、PFM は安全性向上に係る取組みの評価に活用できることを示した。

表 1 基本ケースにおける破損頻度

	平均	50%tile	95%tile
FCI [/炉年]	2.9×10^{-7}	6.1×10^{-14}	7.9×10^{-7}
TWCF [/炉年]	5.9×10^{-9}	5.9×10^{-17}	4.6×10^{-10}

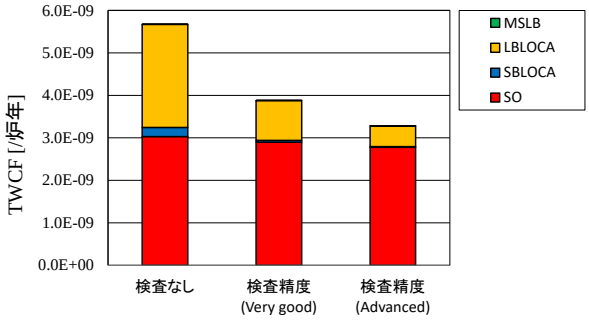


図 1 TWCF に及ぼす検査の影響

3. 結論　PASCAL3 が破損頻度の定量評価に有用であることを明確にするとともに、検査や安全性向上に係る取組みの効果について破損頻度を数値指標として定量的に評価できることを示した。

謝辞　本報告は、原子力規制庁からの受託事業「平成２８年度高経年化技術評価高度化事業（原子炉一次系機器の健全性評価手法の高度化）」で得られた成果である。関係各位に謝意を表する。

*Jinya Katsuyama[1], Koichi Masaki[1] and Yinsheng Li[1]

[1] Japan Atomic Energy agency

原子炉圧力容器に対する確率論的破壊力学の適用性向上
(3)確率論的破壊力学解析コード PASCAL の検証のためのベンチマーク解析

Practicality advancement of probabilistic fracture mechanics for reactor pressure vessels
(3) Benchmark analysis for verification of probabilistic fracture mechanics analysis code PASCAL

*眞崎　浩一[1]，宇野 隼平[2]，勝山 仁哉[1]，李 銀生[1]
[1]原子力機構，[2]みずほ情報総研

原子炉圧力容器 (RPV) に対する確率論的破壊力学 (PFM) 解析コード PASCAL に新たに導入した機能やその検証の例を概説するとともに、米国 PFM 解析コード FAVOR とのベンチマーク解析により、PASCAL の信頼性を検証した結果について発表する。

キーワード：確率論的破壊力学，PASCAL，FAVOR，ベンチマーク解析，コードの検証

1. 緒言　国内において確率論的破壊力学 (PFM) の適用性向上を図るためには、破損頻度の算出に用いられる PFM 解析コードの検証が不可欠である。著者らは、原子力機構が整備を進めている原子炉圧力容器 (RPV) に対する PFM 解析コード PASCAL に対する検証の一環として、PASCAL に導入した機能の検証を行うとともに、米国の PFM 解析コード FAVOR とのベンチマーク解析を実施した。

2. PASCAL の機能整備　PASCAL の適用性向上を目的として、条件付亀裂進展確率 (CPI) 及び条件付亀裂貫通確率 (CPF) に関する低損傷確率評価機能、認識論的不確実さを考慮した信頼度評価機能等を PASCAL に導入した。例えば、信頼度評価機能の整備では、これまで不確実さの分類を考慮せずにモンテカルロ法により CPI 及び CPF を算出していたのに対し、二重ループ化する改良を行った。具体的には、内側のループで偶然的不確実さのみを考慮して求めた CPI と CPF を、外側のループで認識論的不確実さに基づき統計処理することにより、前報で示したとおり破損頻度の信頼度を評価できるようにした。また、整備した全ての機能について検証を実施し、適切に動作していることを確認した。

3.ベンチマーク解析　PASCAL の信頼性向上を図るため、FAVOR との比較計算を実施した。PASCAL と FAVOR の機能の相違を確認した上で、単一亀裂に対する CPI 及び CPF の比較、RPV 炉心領域に対する亀裂進展頻度 (FCI) 及び亀裂貫通頻度 (TWCF) の比較等を実施した。PASCAL と FAVOR とでは開発機関が異なるため、個々の機能には違いがあるが、本比較計算を通じて、RPV 寸法や化学成分、応力拡大係数等の条件を合わせた場合にはほぼ同等の結果が得られることを確認した (図１)。

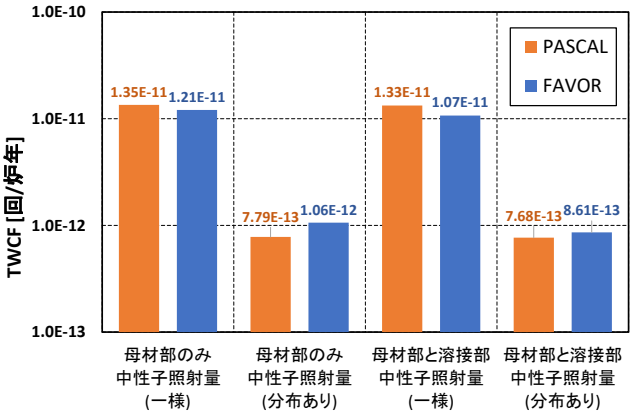


図 1. PASCAL と FAVOR の TWCF 比較

4. 結論　PASCAL に整備した個々の機能検証、及び PASCAL と FAVOR のベンチマーク解析を通じて、PASCAL の信頼性を検証し、実用性の向上を図った。

5. 謝辞　本報告は、原子力規制庁からの受託事業「平成２８年度高経年化技術評価高度化事業（原子炉一次系機器の健全性評価手法の高度化）」で得られた成果である。関係各位に謝意を表する。

*Koichi Masaki[1], Shumpei Uno[2], Jinya Katsuyama[1] and Yinsheng Li[1]
[1] Japan Atomic Energy agency, [2]Mizuho Information & Research Institute, Inc.

圧力容器鋼の照射脆化予測高度化のためのモデリング

Multiscale Modeling of Irradiation Embrittlement of RPV steels

*中筋 俊樹[1]，阮 小勇[1]，森下 和功[1]

[1]京都大学

軽水炉圧力容器鋼の照射脆化を予測することは、事故時における圧力容器の健全性を担保する上で重要である。ここでは、既存脆化データを活かすためにベイズ統計を用いた脆化予測法の精度向上について議論した。

キーワード：照射脆化，原子炉圧力容器，マルチスケールモデリング，銅リッチ析出物，照射相関

１．はじめに

軽水炉圧力容器鋼は、中性子の照射を受けて脆化する。脆化した圧力容器鋼は、事故時における緊急冷却時に生じる加圧熱衝撃(PTS)に耐えられず破損してしまう可能性がある。そのため、圧力容器の保全活動を行い、事故の未然防止を図ることは重要である。圧力容器の保全活動の１つとして、圧力容器鋼照射脆化の予測が挙げられる。この照射脆化予測の精度向上は、事故の未然防止のために重要である。精度向上のために、材料照射試験炉や商業軽水炉において既に得られている脆化データを用いて脆化予測法を改善することが挙げられる。ここでは、データサイエンス、特にベイズ統計を用いた脆化予測法改善を検討した。

２．ベイズ統計を用いた脆化予測法改善

照射脆化予測の現行規制である JEAC4201-2007(2013 年追補版)の脆化予測モデルをもとに、ベイズ統計を取り入れた簡易的な予測モデルを構築した。

$$\Delta\mathrm{DBTT}_{\text{最終予測値}} = \Delta\mathrm{DBTT}_{\text{JEAC4201-2007(2013)による予測値}} + a$$

ここで、aはパラメータである。実測値として玄海 1 号の照射脆化データ（運転時間の異なる 4 回の測定分）を使用し、aをベイズ統計により得る。測定データが 1 つ得られるごとにパラメータaの分布を更新する。4 回目の実測データにより更新したパラメータaを用いて、脆化予測を行った結果を図 1 に示す。このときの実測データと予測値の標準偏差は 14.0℃となり、ベイズによる補正がない場合の 21.2℃から大きく低減することができた。図 1 には、JEAC4201-2007(2013 年追補版)に記載されている Mc 補正を行った結果を同時に示した。Mc 補正は、プラントごとの DBTT 初期値のばらつきについて DBTT 予測値をシフトすることにより補正するものである。したがって、本研究の予測モデルと同様であるが、パラメータaの取得方法は異なる。4 回目の実測データが得られた後の Mc 補正による予測と実測の標準偏差は 13.7℃となった。このことから、ベイズによる補正においても十分に予測値の補正が行えることが分かった。

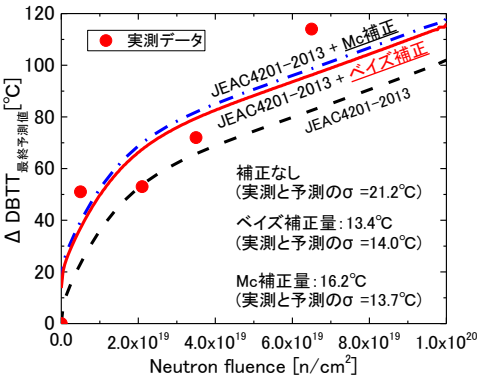


図 1　ベイズによる脆化予測法の改善

３．おわりに

本稿では、既存データを活用した脆化予測法改善による予測精度向上について紹介した。予測精度向上には、マルチスケールモデリングにより照射脆化の物理現象を詳細に取り入れることも重要である。これについては、脆化の要因となる銅リッチ析出物等の核生成プロセスのモデリングに関して発表時に紹介する。

*Toshiki Nakasuji[1], Xiaoyong Ruan[1] and Kazunori Morishita[1]

[1]Kyoto University

原子炉容器鋼の照射ミクロ組織変化への個別元素の影響

Effects of solute elements on microstructural change in ion-irradiated RPV model alloys

*藤井 克彦，福谷 耕司
原子力安全システム研究所

原子炉容器鋼のモデル合金を Fe イオンで損傷量 5 dpa まで照射して照射硬化を調べるとともに、アトムプローブ（APT）測定によりミクロ組成分布を調べ、個別元素の影響を検討した。Mn を含まない合金では大きく硬化は抑制された。Si 添加は硬化を抑制する傾向があり、溶質原子クラスタ形成への影響と一致した。

キーワード：原子炉容器鋼，照射脆化，アトムプローブトモグラフィ，溶質原子クラスタ

1. 緒言

低合金鋼の照射脆化因子として溶質原子クラスタやマトリックス損傷の形成が考えられており、照射脆化機構の解明にはミクロ組織を把握してそれらの硬化への寄与度を明らかにすることが重要である。しかし、形成するクラスタに対する材料組成や照射条件の影響は必ずしも明らかでなく、クラスタを構成する個別元素の役割もよく分かっていない。Fe-Mn 合金において顕著な照射硬化が確認されるなど Mn の効果は重要であると考えられるが、日本国内の軽水炉プラントで使用されている原子炉圧力容器鋼の Mn 含有量はほぼ 1.5wt%でプラント毎も違いは小さい。Cu を高濃度含む材料については Ni 濃度が高いほど Cu リッチクラスタのサイズは小さくなるのに対して数密度は高くなり体積率も増加することが Ni 影響として知られている。しかし、Cu をほとんど含まない材料での Ni や Si の影響については必ずしも明確ではない。そこで、Cu 濃度の低い原子炉容器鋼の化学組成を中心にして個別元素の添加量を変化させたモデル合金に対して Fe イオン照射を行い、個別元素の影響の検討を実施している。本報告では高照射領域までの照射硬化に対する個別元素の影響を中心に報告する。

2. 方法

低 Cu 濃度の低合金鋼の化学組成を模した Fe 基モデル合金（Fe-1.5Mn-0.5Ni-0.25Si-0.05Cu）をベースに作製したモデル合金（Fe-Mn-Ni-Si-Cu、Fe-Mn-Ni-Si、Fe-Mn-Si、Fe-Ni-Si、Fe-Mn-Ni）と、Fe-1.5Mn 合金に Ni を 0、1.0、2.0wt%、Si を 0、0.5、1.0wt%個別に添加したモデル合金を用いた。照射は京都大学 DuET で行い、6.4 MeV Fe イオンを 290℃で照射した。はじき出しエネルギーE_d = 40 eV とした場合の 600 nm 深さにおける損傷速度は 1～3×10^{-4} dpa/s であり、損傷量は最大 5 dpa である。次に、押込み深さを 300 nm に制御したナノインデンテーションで損傷領域の硬さを測定した。また、600 nm 深さを APT 測定用の試料に集束イオンビームで加工して APT 測定を行い、ミクロ組成分布を評価した。

3. 結論

照射後すべての合金で硬化した。Mn が未添加の Fe-Ni-Si 合金で硬化は小さく、Ni もしくは Si が未添加の Fe-Mn-Ni, Si 合金で大きくなった。また、Fe-Mn-Ni-Si-Cu 合金と Fe-Mn-Ni-Si 合金は同様な硬化を示し、0.05wt%の Cu の添加は本照射条件では硬化に大きく影響しないことが分かった。なお、これらの合金は 2 dpa まで Fe-Ni-Si 合金と同様な照射硬化挙動を示し、Ni、Si、Cu の複合添加が Mn の影響を抑制することが示唆された。Ni 添加の影響に関しては、1.0wt%までは硬化にあまり影響しないが、2.0wt%では逆に減少する傾向を示した。また、Si 添加の影響に関しては、Si 濃度の増加に伴い減少する傾向が認められた。APT 測定の結果、Si 濃度が高くなるほど、Mn クラスタの形成が抑制される傾向が確認された。

*Katsuhiko Fujii and Koji Fukuya
Institute of Nuclear Safety System, Inc.

電子ビーム溶接による RPV 監視試験片再生技術の開発

Development of reconstitution technology for RPV surveillance test specimen with electron beam welding

*櫻谷　誠司[1]，橘内　裕寿[1]，越石　正人[1]，森島　康雄[2]，豊田　哲也[3]
[1]日本核燃料開発，[2]東芝，[3]日立 GE ニュークリア・エナジー

運転期間延長認可制度の制定に伴い不足する原子炉圧力容器(RPV)監視試験片数を確保するために、試験済み監視試験片を対象とした電子ビーム溶接による監視試験片再生技術を確立することを目的として、JEAC4201-2007 [1] に求められている接合方法の確認試験を行った。その結果、電子ビーム溶接による試験片再生はシャルピー衝撃試験片の接合方法に適用可能であることを確認した。
キーワード：原子炉圧力容器、電子ビーム溶接、試験片再生、シャルピー衝撃試験、低合金鋼

1. 緒言

原子力発電プラントでは RPV の健全性を確認するために定期的に監視試験としてシャルピー衝撃試験が実施されているが、運転期間の延長申請を行う場合、従来分に追加して 2 回分の監視試験が求められている。不足する監視試験片は試験済みシャルピー衝撃試験片の一部を利用して新たな試験片を製作(再生)することで確保する計画である。試験片の再生方法として、接合部の信頼性が高く熱影響部幅が小さく、簡便な試験片接合方法であることから、海外では電子ビーム溶接による試験片の再生が実施されている。そこで、本研究ではホットセル内に設置可能な小型電子ビーム溶接機を導入し、電子ビーム溶接の監視試験への適用性を確認した。

2. 試験方法

狭い熱影響部幅でシャルピー衝撃試験片を再生することを目的に、溶接条件であるフォーカス電流およびビーム電流をパラメータとして、電子ビーム溶接を用いてシャルピー衝撃試験片を再生する際に十分な溶け込み深さを確保しつつ熱影響部幅が小さい溶接条件を選定した。選定した溶接条件で再生した試験片を用いてシャルピー衝撃試験を実施した。

3. 検討結果および試験結果

フォーカス電流については熱影響部幅が最小となる値を選定した。ビーム電流については 25～35 mA の範囲で検討し、いずれのビーム電流においても溶け込み深さは 5 mm 以上を確保できた。ビーム電流 35 mA では、30 mA 以下の条件に比べて熱影響部幅が増加した。ビーム出力の増大に伴って入熱効率は上昇するため [2]、入熱量が熱影響部幅の増加に影響したと推察される。これらの結果を基に、シャルピー衝撃試験片厚さ 10 mm に対して、試験片表面からと裏面からの溶け込みが試験片中央近傍で重なり未接合領域がなく、熱影響部幅が小さくなる溶接条件を選定した。選定した溶接条件で再生したシャルピー衝撃試験片の接合部の断面観察結果を図 1 に示す。接合部に欠陥は認められなかった。また、試験片高さ t に対して 1/4t、1/2t、3/4t の位置での熱影響部幅を平均すると 0.8 mm であり、JEAC4201-2007 にて標準接合方法として規定されている表面活性化接合法の標準再生条件で再生した場合の 1.2 mm よりも小さかった。図 2 に上部棚領域でシャルピー衝撃試験を実施した試験片の外観を示す。再生した試験片は接合部からの破壊や変形はなく、十分な接合強度を有していた。以上から、電子ビーム溶接は JEAC4201-2007 に記載されているシャルピー衝撃試験片の接合方法に適用可能であることを確認した。

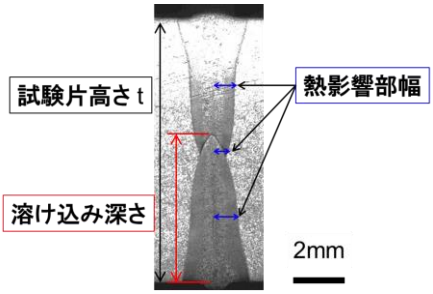


図 1　接合部の断面観察結果



図 2 試験後の試験片外観写真

参考文献：[1]　原子炉構造材の監視試験方法　JEAC 4201-2007、[2]　溶接・接合プロセスの基礎　黄地 尚義　産報出版（1996）

*Seiji Sakuraya[1], Yuji Kitsunai[1], Masato Koshiishi[1], Yasuo Morishima[2] and Tetsuya Toyota[3]
[1]Nippon Nuclear Fuel Development Co.,LTD. , [2]Toshiba Corporation, [3]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：402-1 Nuclear Materials and the Irradiation Behavior

Wed. Sep 13, 2017 4:25 PM - 6:05 PM JST | Wed. Sep 13, 2017 7:25 AM - 9:05 AM UTC | Room I C310 - C Block

[1I15-20] Corrosion Behavior

Chair:Hiroaki Abe (Univ. of Tokyo)

4:25 PM - 4:40 PM JST | 7:25 AM - 7:40 AM UTC

[1I15] Fundamental study on corrosion characteristics of wire-wrapped fuel cladding in lead-bismuth eutectic

*Yuhei Nakabo[1], Annette Heinzel[2], Alfons Weisenburger[2], Minoru Takahashi[3], Masatoshi Kondo[3] (1. Tokyo Institute of Technology, 2. Karlsruhe Institute of Technology, 3. Laboratory for Nuclear Energy)

4:40 PM - 4:55 PM JST | 7:40 AM - 7:55 AM UTC

[1I16] Study on corrosion immunity of RPV inner welding

(1)Material characterization

*Hideki Yuya[1], Masataka Oyama[1], Jian Xu[2], Zihao Wang[2], yoichi takeda[2], tetsuo shoji[2] (1. Chubu Electric Power Company, 2. Tohoku University)

4:55 PM - 5:10 PM JST | 7:55 AM - 8:10 AM UTC

[1I17] Tensile fracture behavior at grain boundary in irradiated stainless steels immersed in PWR primary water

*Terumitsu Miura[1], Takuya Fukumura[1], Katsuhiko Fujii[1], Koji Fukuya[1] (1. Instuitute of Nuclear Safety System)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[1I18] Grain Boundary Oxidation Behavior of 19 dpa Neutron Irradiated Stainless Steels in Simulated PWR Water

*Takuya Fukumura[1], Terumitsu Miura[1], Katsuhiko Fujii[1], Koji Fukuya[1], Yuji Kitsunai[2] (1. Institute of Nuclear Safety System, Inc., 2. Nuclera Fuel Development)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[1I19] Long term thermal aging effect on the SCC initiation susceptibility of L-grade austenitic stainless steel

*Keietsu Kondo[1], So Aoki[1], Shinichiro Yamashita[1], Yoshiyuki Kaji[1], Masahiro Yamamoto[1] (1. JAEA)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[1I20] Study on Applicability of Crack Growth Rate Models in IASCC Evaluations for BWR Internal Components

*Takahiro Hayashi[1], Tatsuya Kubo[1], Toshiyuki Saito[1] (1. TOSHIBA Corporation)

5:55 PM - 6:05 PM JST | 8:55 AM - 9:05 AM UTC

Time reserved for Chair

ワイヤースペーサー型燃料被覆管の鉛ビスマス中腐食特性に関する基礎的研究

Fundamental study on corrosion characteristics of wire-wrapped fuel cladding in lead-bismuth eutectic

*仲保 雄平[1], Annette Heinzel[2], Alfons Weisenburger[2], 高橋 実[3], 近藤 正聡[3]
[1]東工大大学院, [2]カールスルーエ工科大, [3]東工大先導原子力研

高温鉛ビスマス共晶合金(LBE)中で 15-15Ti 鋼燃料被覆管を同材料でできたワイヤーに対し接触させ動かし、荷重負荷、振幅、浸漬時間、接触方向を変化させて材料損失を評価した。
キーワード：Lead-bismuth, Fretting, Corrosion Steel, Accelerator driven system

1. 緒言

欧州における加速器駆動型核変換炉(ADS)の研究開発計画 MYRRHA は 15-15Ti 鋼製のワイヤースペーサー型燃料被覆管を想定している。しかし LBE の流れにより燃料被覆管が振動しワイヤースペーサーと接触してフレッティングを生じる可能性がある。フレッティングが燃料被覆管に損傷を与えることが予想されるため、LBE 中でのフレッティング試験が必要である。本研究では、LBE 中で 15-15Ti 鋼燃料被覆管を同材料でできたワイヤーに対し接触させて振動を起こし、実験的にフレッティングを模擬し、ワイヤースペーサーにおけるフレッティングによる腐食挙動を明らかにした。

2. 実験装置と方法

荷重負荷、振幅、浸漬時間、接触方向をパラメータとしてフレッティングと腐食の相互作用を確認する試験を行った。

実験装置は KIT が所有している FRETHME を用いて行った。試料は SCK-CEN に依頼し 15-15Ti 鋼を用いて被覆管チューブは直径 6.5 mm 厚さ 500 μmに加工し、ワイヤーは直径 1.8 mm に加工した。た。全ての試験は 400℃で行われ酸素濃度は 10^{-7} wt%、振動数は 10Hz に設定した。

荷重負荷は 20 N～100 N まで、振幅は 30 μm～275 μmまで、浸漬時間は 300 h まで変化させ、3 つの異なる接触角度を設けた。試験後は OM と SEM、表面粗さ計を用いて表面観察を、EDS を用いて定性、定量分析を行った。

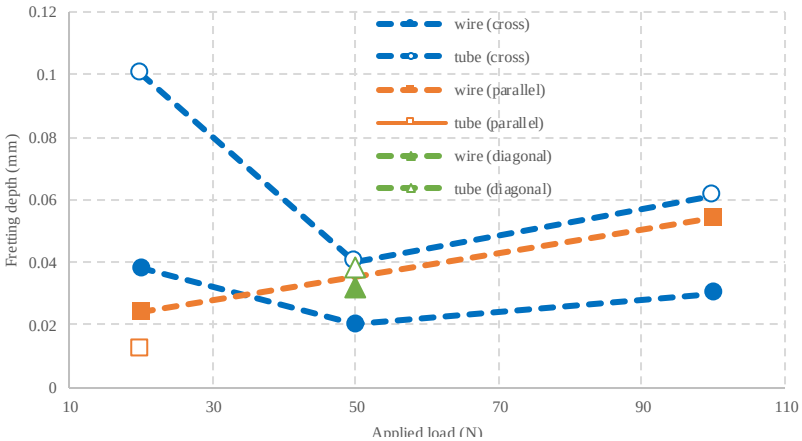


図 1　振幅 150 μmのフレッティング深さの荷重負荷依存性

3. 実験結果と考察

図 1 に浸漬時間 100 h における振幅 150 μmの損傷部の深さの荷重負荷依存性を示す。フレッティング損傷は 20 N のとき最も大きくなった。これは低荷重と長振幅が損傷を軽減する働きをもつフレッティングデブリを接触部から取り除いてしまうことに起因する。図 2 に 50 N, 150 μm, 直角方向の被覆管チューブ試料断面 SEM 画像を示す。高荷重によりフレッティングデブリが接触部に留まり、圧縮され酸化物層が試料表面に形成されているのが確認できた。また局所的荷重により酸化物層に割れが生じていた。この酸化物スケールがフレッティング損傷を軽減していると考えられる。

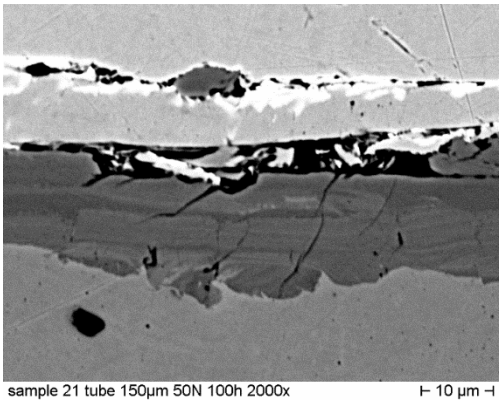


図 2　試験後の試料断面 SEM 像

4 結論

接触方向によってフレッティング損傷の振る舞いが異なった。低荷重長振幅のとき最もフレッティング損傷が大きくなることが判明した。酸化物層がフレッティング損傷を軽減していると考えられる。

参考文献

[1] M.Del Giacco, et al Journal of Nuclear Materials 432 (2012) 79-86
[2] M.Del Giacco, et al Journal of Nuclear Materials 450 (2014) 225-236

*Yuhei Nakabo[1], Annette Heinzel[2], Alfons Weisenburger[2], Minoru Takahashi[1], Masatoshi Kondo[1]
[1]Graduate School, Tokyo Tech., [2]Karlsruhe Tech., [3] Laboratory for Nuclear Energy(LANE), Tokyo Tech.

原子炉圧力容器内面溶接部の腐食に関する検討
（1）材料調査

Study on corrosion immunity of RPV inner welding
(1) Material characterization

*熊野 秀樹[1]，大山 正孝[1]，Xu Jian[2]，Wang Zihao[2]，竹田 陽一[2]，庄子 哲雄[2]
[1]中部電力 原子力安全技術研究所，[2]東北大学 未来科学技術共同研究センター

浜岡原子力発電所５号機の炉内には海水が混入し，原子炉圧力容器（ＲＰＶ）内面クラッディングには混入が原因とみられる孔食が発生していた。孔食はＲＰＶ内部には達していないと思われるが，知見拡充を目的に内面クラッディングとＲＰＶ本体の接合部近傍の材料調査を実施したので報告する。

キーワード：原子炉圧力容器，内面クラッディング，海水，孔食，材料調査

1. 緒言

浜岡原子力発電所５号機のＲＰＶ内面の孔食発生事象[1]を踏まえ，発生原因と今後の対策に資するために腐食試験の実施を検討している。今回，腐食試験に先立ち，ＲＰＶ内面を模擬したブロック材から試験片を切り出して硬さ分布，金相観察等の材料調査を実施した。

2. 材料調査

2-1. 素材調達

当社は，廃止措置中となった浜岡原子力発電所のＲＰＶ超音波検査校正ブロック（ＵＴブロック）を所有しており，本調査に活用することとした。本ＵＴブロックは，低合金鋼母材（SQV2A）の表面にクラッディング（SUS309L）が施工されている。この構造は号機に依らず類似しているため，本ＵＴブロックを試験片に加工し本調査に用いることとした。

2-2. 試験方法

光学顕微鏡と走査型電子顕微鏡（SEM）による金属組織調査に先立ち，ビッカース硬度計による硬さ分布を計測した。合わせて，SEM-EDS とオージェ電子分光分析（AES）で元素分布分析を行った。さらに結晶方位，結晶粒界特性評価，結晶粒度，結晶方位差を EBSD により評価した。

2-3. 試験結果

内面クラッディングからＲＰＶ母材方向へ硬さ分布が見られた。内面クラッディングはγ相とδフェライト相で構成され，内面クラッディングとＲＰＶの接合部からＲＰＶ方向へラス組織（多数の炭化物あり），ラス組織（炭化物なし），粗粒ベイナイト組織，細粒ベイナイト組織と変化していた。

3. まとめと今後

今回の材料調査から得られた知見は，今後予定する腐食試験の結果への考察に活用する予定である。

参考文献

[1] http://www.chuden.co.jp/corporate/publicity/pub_release/press/3258691_21432.html

*Hideki Yuya[1], Masataka Oyama[1], Xu Jian[2], Wang Zihao[2], Yoichi Takeda[2] and Tetsuo Shoji[2]
[1]Chubu Electric Power Company, [2]Tohoku university Research Lab.

高温水中で腐食試験した照射ステンレス鋼の粒界部の引張破壊挙動

Tensile fracture behavior at grain boundary in irradiated stainless steels immersed in PWR primary water

*三浦照光、福村卓也、藤井克彦、福谷耕司
原子力安全システム研究所

中性子照射材の粒界酸化部を室温で超微小引張試験した結果、酸化していない粒界部より低い応力で破壊が生じ、粒界酸化は粒界部の強度を低下させることが確認された。また、同様に腐食試験したイオン照射材では中性子照射材で認められた元粒界に沿った様な破壊は生じず、粒界に形成した酸化物が中性子照射材とは異なる可能性が示唆された。

キーワード：ステンレス鋼、中性子照射、粒界酸化、超微小引張試験、照射誘起応力腐食割れ

1. 緒言

中性子照射されたステンレス鋼を PWR 一次系模擬環境水中で腐食試験すると粒界に沿った優先酸化が生じる[1]。粒界酸化部が破壊されると粒界割れの起点になると考えられ、照射誘起応力腐食割れの発生にも関係すると考えられるが、その破壊挙動は良く分かっていない。また、中性子照射材では粒界に偏析が生じ、キャビティが形成する場合があることから粒界に形成される酸化物は母材の酸化物とは状態が異なる可能性が考えられるが詳細は良く分かっていない。本研究では粒界酸化部の破壊挙動を把握するため、高温水中で腐食試験した SUS316 ステンレス鋼の中性子照射材とイオン照射材の粒界部を対象に超微小引張試験を実施した。

2. 試験

試験材は 320°C の PWR 一次系模擬環境水中で約 1000 時間の腐食試験を行った冷間加工 SUS316 ステンレス鋼の中性子照射材（照射量 73dpa）と Fe イオン照射材（照射量 5dpa）である[1, 2]。試験材より大傾角粒界を含む 8×4×2μm の超微小引張試験片を集束イオンビーム（FIB）加工で作製し、中性子照射材では優先酸化した部位を、イオン照射材では中性子照射材ほど明確に優先酸化していないために内層酸化膜の元粒界であった部位と酸化していない粒界部をそれぞれの試験片中央に応力軸に対して垂直に配した。試験片側面よりスリットを導入して粒界部の大きさを 0.3×2μm とし、FIB 装置内で室温にて引張試験した。試験後、破面を SEM 観察して破壊の様子を調べた。

3. 結果

中性子照射材の破面を図に示す。母材側の端部で延性破壊が確認されたが、破面はほぼ平坦であり、試験片は酸化した元粒界に沿って脆性破断したと推測された。破断時の荷重は 660μN で、破面断面積で除した破断時の応力は 1100MPa であった。照射のままでは 800μN で粒界割れが生じ、破断時の応力は 2700MPa であったことから[3]、酸化した粒界部の強度は酸化前の 1/3 であることが分かった。また、イオン照射材では酸化部は 680μN で破断したが破面には凹凸があり、内層酸化膜が割れて破断し、未酸化部は 1460μN で粒界近傍が絞れて延性破断した。イオン照射材は粒界偏析が少なく、キャビティも形成していないため、粒界の酸化物が中性子照射材とは異なり、破壊挙動が異なった可能性が示唆された。

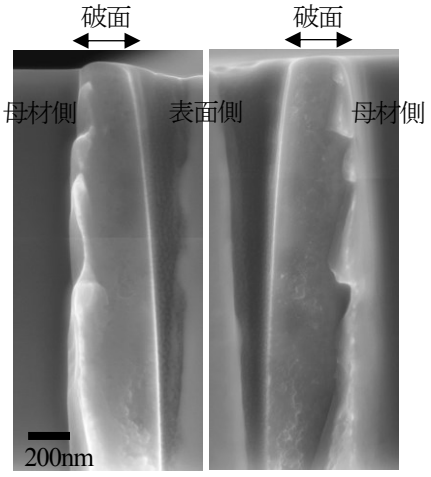


図　中性子照射材の破面

参考文献

[1] 福村他，日本原子力学会 2015 年秋の大会，I26. [2] 三浦他，日本原子力学会 2015 年秋の大会，I40.
[3] T. Miura et al., The Nuclear Materials Conference 2014, FL, USA, October 27-30, 2014.

*Terumitsu Miura, Takuya Fukumura, Katsuhiko Fujii, Koji Fukuya
Instuitute of Nuclear Safety System

PWR 模擬水中における 19 dpa 中性子照射ステンレス鋼の粒界酸化挙動

Grain Boundary Oxidation Behavior of 19 dpa Neutron Irradiated Stainless Steels in Simulated PWR Water

*福村 卓也[1]，三浦 照光[1]，藤井 克彦[1]，福谷 耕司[1]，橘内 裕寿[2]
[1]原子力安全システム研究所，[2]日本核燃料開発

19dpa まで中性子照射されたステンレス鋼を PWR 一次系模擬水中で腐食試験し，粒界酸化挙動を調べた。観察した全ての粒界に粒界酸化が観察された。これまでに調べた 3 および 73 dpa 照射材と比較した結果，粒界酸化長さは照射量とともに増加する照射量依存性が確認された。

キーワード：粒界酸化，IASCC，ステンレス鋼，PWR，腐食

1. 緒言

照射による腐食挙動の変化は照射誘起腐食割れ（IASCC）に関係していると考えられることから，IASCC メカニズム解明には照射材の腐食挙動の把握が重要になる。前報[1, 2]までに実機 PWR で照射された 316 ステンレス鋼製フラックスシンブルチューブに定荷重を負荷したまま温度 320℃の PWR 模擬水中で 1149 時間の腐食試験を行い，73 dpa 照射材の粒界酸化長さは 3 dpa 照射材より長いなどの知見を報告した。本研究では 19 dpa 照射材の粒界酸化状況を詳細に調べ，粒界酸化長さの照射量依存性や粒界酸化物の構造と組成を調べた。

2. 試験

本研究では前報[1]で腐食試験に供した 19 dpa 照射材から粒界を含む薄膜試料を集束イオンビーム加工で作製し，透過電子顕微鏡(TEM)とエネルギー分散型 X 線分析を用いて粒界酸化部の断面観察と組成分析を行った。19 dpa 照射材の照射条件は 4.8×10^{-8} dpa/s，照射温度は 323℃である。

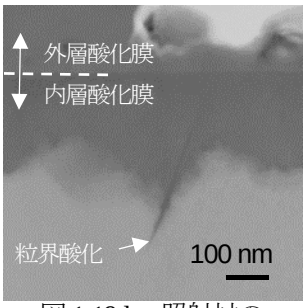


図 1 19dpa 照射材の粒界酸化断面 TEM

3. 結果と考察

19 dpa 照射材で観察された粒界酸化部の断面 TEM 像（Z コントラスト像）の一例を図 1 に示す。観察した 4 個の粒界全てに同様な粒界酸化が観察された。粒界酸化長さおよび内層酸化膜厚さと照射量の関係を図 2 に示す。粒界酸化長さは 3 dpa から 19 dpa にかけて大きく増加し，73 dpa にかけて緩やかに増加する照射量依存性が認められた。内層酸化膜厚さは 19 dpa で飽和する傾向が認められた。粒界酸化部は電子線回折からスピネル型の酸化物であることが確認された。粒界酸化部では Fe と Ni の欠乏，Cr と Si の僅かな濃化と粒界酸化の前方の粒界には Ni の濃化が確認された。構造と組成に照射量による違いは認められず，粒界酸化の基本的なプロセスは 3~73 dpa で変化しないことが分かった。照射量とともに粒界酸化長さが増加する要因として，照射誘起偏析の影響が考えられる。

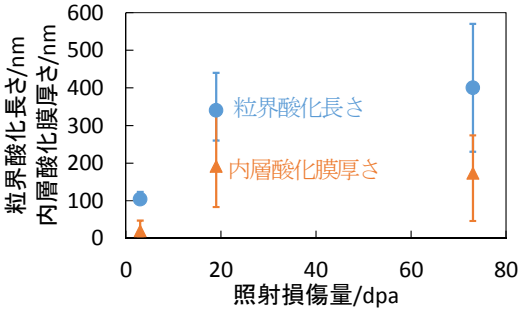


図 2 粒界酸化長さと内層酸化膜厚さの照射量依存性

参考文献

[1] 福村卓也，福谷耕司，藤井克彦，三浦照光，橘内裕寿，日本原子力学会 2016 年秋の大会予稿集，2B10，2016.
[2] 福村卓也，福谷耕司，藤井克彦，三浦照光，橘内裕寿，日本原子力学会 2015 年秋の大会予稿集，I26，2015.

*Takuya Fukumura[1], Terumitsu Miura[1], Katsuhiko Fujii[1], Koji Fukuya[1] and Yuji Kitsunai[2]
[1]Institute of Nuclear Safety System, Inc., [2]Nuclae Fuel Development Co., Ltd.

低炭素オーステナイト系ステンレス鋼の応力腐食割れ発生感受性に及ぼす熱時効影響

Long term thermal aging effect on the SCC initiation susceptibility of L-grade austenitic stainless steel

*近藤 啓悦，青木 聡，山下 真一郎，加治 芳行，山本 正弘
原子力機構

低炭素オーステナイト系ステンレス鋼の SCC 発生感受性に及ぼす BWR 炉内運転温度での長時間熱時効影響を評価した結果、冷間加工 SUS316L において長時間熱時効後の SCC 発生感受性が高まる結果が得られた。試験後の表面観察により、長時間熱時効によって塑性変形が局所化する可能性が示唆された。

キーワード：応力腐食割れ，低炭素オーステナイト系ステンレス鋼，CBB 試験，変形微細組織

1. 緒言

原子力発電プラント炉内構造材料として広く用いられている低炭素オーステナイト系ステンレス鋼の応力腐食割れ（SCC）発生促進因子の解明は、構造材料の経年劣化挙動の把握と正確な安全裕度評価を行うための重要課題の一つであると考えられる。プラント運転開始から数年経過して発生する SCC 事例があることから、構造材料が炉内運転温度で長時間熱時効（Long term aging、以下 LTA）に晒されることによる SCC 発生感受性の変化について評価を行った。

2. 実験方法

供試材である SUS316L 溶体化処理材に対して 20%冷間加工（CW）を施した後に、288℃、14000 時間の長時間熱時効（LTA）処理を行った。その後、短冊状試験片を作製し、BWR 炉内冷却水模擬環境中にてすきま付定ひずみ曲げ試験（CBB 試験）による SCC 発生感受性評価を行った。試験片表面は電解研磨にて最終表面処理を行い、CBB 試験時間は 1000 時間とした。

3. 結論

316L-20%冷間加工材（CW 材）およびそれらの長時間熱時効材（CW+LTA 材）の CBB 試験の結果、CW 材ではき裂発生は認められなかったが、CW＋LTA 材で粒界型 SCC の発生が認められた。SCC を発生した CW+LTA 材に関して、これまで実施した TEM/EDS による溶質元素分布評価において、粒界鋭敏化に繋がる炭化物形成や溶質元素偏析は確認されていない[1]。そこで、長時間熱時効が材料の塑性変形組織に及ぼす影響を評価するため、CW 材と CW+LTA 材の CBB 試験後の表面 SEM 観察を行った（図 1）。表面酸化被膜上に、曲げ変形によって生じたとみられるすべり線が確認できるが、熱時効を施していない CW 材は曲線状で密なすべり線が多く見られ、均一な塑性変形が起こっていると推測された。一方で、SCC き裂を発生した CW＋LTA 材では直線的で間隔が広いすべり線を呈している結晶粒が多く確認され、塑性変形が局在化している可能性が示された。

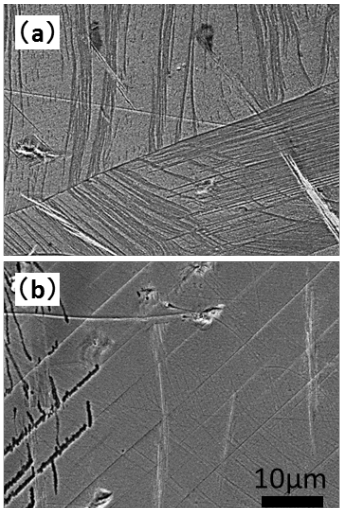


図 1. CBB 試験後の表面 SEM 像。(a) CW 材、(b) CW+LTA 材

参考文献

[1] S. Aoki et al., Proc. 18th Int. Conf. on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems Water Reactors, 2017, to be published.

*Keietsu Kondo, So Aoki, Shinichiro Yamashita, Yosiyuki Kaji and Masahiro Yamamoto, Japan Atomic Research Agency (JAEA).

BWR 炉内構造物の IASCC 亀裂進展速度モデルに関する適用性の検討

Study on Applicability of Crack Growth Rate Models in IASCC Evaluations for BWR Internal Components

*林　貴広[1]，久保　達也[1]，齋藤　利之[1]
[1]東芝

BWR 炉内構造物の照射誘起応力腐食割れ（IASCC）の評価に用いる亀裂進展速度評価式について、近年海外で提唱されているモデルや新たに検討したモデルを用いて亀裂進展解析を行い、適用性を検討した。最新の知見や試験データを踏まえモデルを適正化することで、より精度の良い IASCC 評価が可能となると考えられた。

キーワード：炉内構造物、照射誘起応力腐食割れ、亀裂進展速度、オーステナイト系ステンレス鋼

1. 緒言

既存の IASCC 亀裂進展速度評価式の構築後に取得された知見や試験データを踏まえて亀裂進展速度モデルを検討した。検討したモデルと併せて、近年海外で提唱されているモデルを用いた IASCC 亀裂進展解析を行い、適用性の検討を行った。

2. IASCC 亀裂進展速度モデルの検討

公開されている中性子照射を受けたステンレス鋼の亀裂進展速度データのうち、BWR 炉内構造物の評価条件に整合する試験条件で取得されたデータを対象とし、以下に示す亀裂先端のすべり酸化・溶解機構に基づく SCC 亀裂進展速度モデル[1]をベースに、IASCC 亀裂進展解析に適用可能なモデルを検討した。

$$\frac{da}{dt}=\left[\frac{M\cdot i_0}{Z\rho F(1-n)}\cdot\left(\frac{t_0}{\varepsilon_f}\right)^n\cdot\left(\frac{1}{\delta_0}\right)^n\right]^{1/(1-n)}\cdot\left\{\alpha\left(1-\nu^2\right)\cdot 2K\cdot\left(\frac{dK}{da}\right)\left(\frac{1}{E\cdot\sigma_y}\right)+\beta\left(\frac{\sigma_y}{E}\right)\cdot ln\left[\left(\frac{\lambda}{r}\right)\left(\frac{K}{\sigma_y}\right)^2\right]\right\}^{n/(1-n)} \quad (1)$$

a: 亀裂深さ、M: 原子量、Z: 反応価数、ρ: 密度、F: ファラデー数、i_0: 電流減衰曲線最大値、t_0: 電流減衰開始時間、ε_f: 被膜破壊ひずみ、δ_0: 亀裂開口基準距離、ν: ポアソン比、K: 応力拡大係数、n: 腐食環境と材料の感受性パラメータ、E: 縦弾性係数、σ_y: 耐力、$\alpha\cdot\beta\cdot\lambda$: 無次元係数

上記モデルのパラメータの検討では、中性子照射による材料特性の変化を考慮し、強度やすべり酸化・溶解プロセスに関連するパラメータを照射量の関数として表現した。試験データとのフィッティングにより関数の定数を設定することで、照射量に対する亀裂進展速度の依存性を表現できるモデルとした。図 1 に、検討対象とした試験データと式(1)による亀裂進展速度の評価結果(実線)を示す。上記のモデル化により、照射量や応力拡大係数の増大に伴い亀裂進展速度が上昇する傾向を精度よく表現できることが分かった。本モデルに加え、米国機械学会（ASME）[2]および NUREG レポート[3]で提唱されている亀裂進展速度モデルを用いた亀裂進展解析を行い、適用性を検討した。

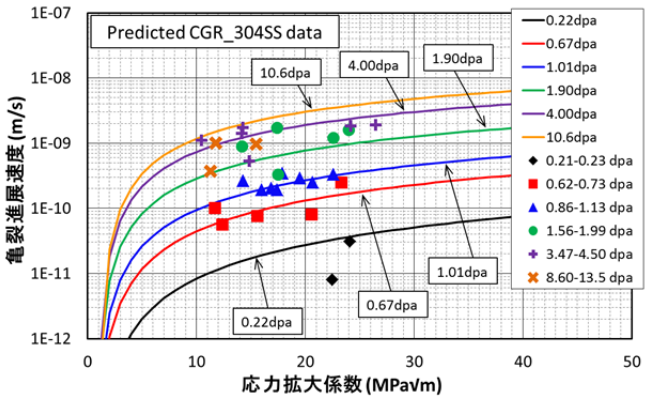


図 1 304 系ステンレス鋼の亀裂進展データに対する IASCC 亀裂進展速度モデルの評価結果（例）

3. 結論

最新の知見や試験データに基づき IASCC 亀裂進展速度モデルとその適用性を検討した。亀裂進展速度モデルを適正化することで、より実態に近い、精度の良い IASCC 評価が可能となると考えられた。

[1]久保ら, JSME M&M2003 予稿集(2003).　[2]E. Eason and R. Pathania, PVP2015-45323, ASME PVP Conference (2015).
[3]O. K. Chopra, NUREG/CR-7027, ANL-10/11 (2010).

*Takahiro Hayashi[1], Tatsuya Kubo[1] and Toshiyuki Saito[1]
[1]TOSHIBA Corporation

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：302-1 Advanced Reactor System

Wed. Sep 13, 2017 10:50 AM - 12:00 PM JST | Wed. Sep 13, 2017 1:50 AM - 3:00 AM UTC | Room J C309 - C Block

[1J01-04] Innovative Reactors and Technologies

Chair:Tetsuo Matsumura (CRIEPI)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[1J01] Study on safety enhancement of the fast reactor by using nanoparticle suspension sodium

Reaction Suppression (11)

*Keiichi Nagai[1], Jun-ichi Saito[1], Kuniaki Ara[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[1J02] Study on safety enhancement of the fast reactor by using nanoparticle suspension sodium

Reaction Suppression (12)

*Jun-ichi SAITO[1], Keiichi NAGAI[1], Kuniaki ARA[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[1J03] Research on fundamental technology for SCWR based on RISA

3rd report, Electrochemical measurement of radioactivated stainless steel

*Ryota Taguchi[1], Tomonori Ihara[1], Tatsuya Hazuku[1], Tomoji Takamasa[1], Sho Kano[2], Hiroaki Abe[2] (1. Tokyo University of Marine Science and Technology , 2. The University of Tokyo)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[1J04] Research on fundamental technology for SCWR based on RISA

4th report, RISA on metal surface wettability

*Toru Miyoshi[1], Tomonori Ihara[2], Tatsuya Hazuku[2], Tomoji Takamasa[2], Shinichi Morooka[1] (1. Waseda Univ., 2. Tokyo Univ. of Marine Science and Technology)

11:50 AM - 12:00 PM JST | 2:50 AM - 3:00 AM UTC

Time reserved for Chair

ナノ粒子分散ナトリウムによる高速炉の安全性向上に関する研究 (34) 反応抑制効果（その１１）

Study on safety enhancement of the fast reactor by using nanoparticle suspension sodium
(34) Reaction Suppression (11)

*永井桂一[1]、斉藤淳一[1]、 荒　邦章[1]
[1]原子力機構

高速炉の設計拡張状態において、漏えい燃焼とライナ破損に続いて生じるナトリウムーコンクリート反応（以下、ナトコン反応）について、ナノ粒子分散ナトリウム（以下、ナノ流体）の反応抑制挙動についてナトリウムと比較検討した。

キーワード：高速炉、ナトリウム、燃焼、ナトリウムーコンクリート反応、反応抑制、ナノ流体

１．緒言

ナトコン反応は燃焼と水反応が組み合わさり、さらに、その反応環境にコンクリートが介在する非常に複雑な反応現象である。これまでナノ流体はナトコン反応に対する抑制効果（水素発生量の低減）の可能性について報告してきた[1]。本報告では、これまでに取得したナトコン反応の実験による基礎的知見をまとめ、ナノ流体の抑制効果をナトリウムと比較して把握したので、その結果について述べる。

２．ナトコン反応挙動の評価手法

実機におけるナトコン反応はライナ鋼材が破損し、漏えい燃焼した高温ナトリウムがコンクリート上に落下することで生じる。本研究では高温ナトリウム（ナノ流体）がコンクリートとの接触後のコンクリートへの浸透および放出湿分との反応挙動に着目した。そのため、コンクリート片の一部を液体ナトリウム（ナノ流体）中に浸漬し、その反応挙動を把握した。ナトリウムおよびナノ流体温度は 500℃から設計基準を超える温度を想定して 525℃、550℃とした。

３．ナトコン反応挙動の時間推移

これまでの実験知見よりナトコン反応は以下に示す時間推移をすることが明らかになった。

① 漏えい燃焼ナトリウムの熱量のコンクリートへ伝熱（加熱）
② 加熱によるコンクリートからの自由水（蒸気）の放出、その自由水とナトリウムの反応による発熱と水素発生
③ ナトリウム（液体または蒸気）のコンクリートへの浸透
④ コンクリートからの結合水および結晶水の放出、その放出水とのナトリウムの反応（主反応）による発熱および水素発生

４．主反応に着目したナノ流体の抑制効果

ナノ流体によるナトコン反応の抑制効果を以下に示す。

A) 主反応に遅延が発生（図１）
B) 主反応の遅延はナトリウム(ナノ流体)温度が高温でも発生(図２)
C) 水素発生量が顕著に低減（図３）

これらの抑制メカニズムについては次報で詳細に報告する。

５．結言

プラントへナノ流体を適用した場合のナトコン反応は、主反応の起きる時間が遅れるとともに、水素発生量が顕著に低減し、アクシデントマネージメントに時間的裕度ができ、水素爆発回避の見通しと格納機能維持の可能性が示された。

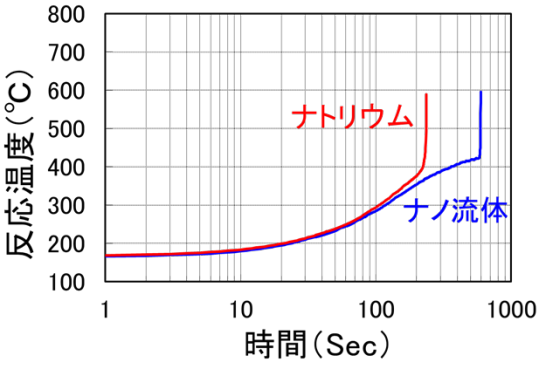


図１ 主反応の開始時間の相違

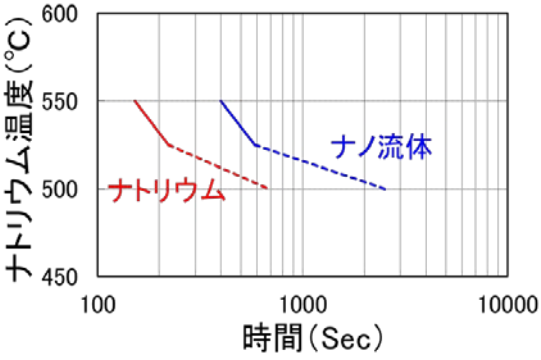


図２ 主反応遅延の高温での効果

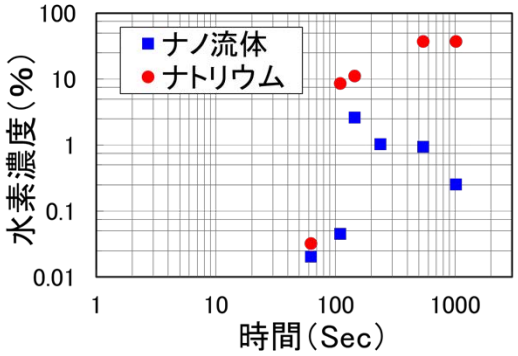


図３ 水素発生濃度の時間推移

参考文献　[1]永井、ほか、日本原子力学会「2016 年 秋の大会」、2I20

本研究は、特別会計に関する法律（エネルギー対策特別会計）に基づく文部科学省からの受託事業として、日本原子力研究開発機構が実施した平成 28 年度「ナノ粒子分散ナトリウムによる高速炉の安全性向上技術の開発」の成果です。

* Keiichi NAGAI[1] , Jun-ichi SAITO[1] and Kuniaki ARA[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

ナノ粒子分散ナトリウムによる高速炉の安全性向上に関する研究
(35) 反応抑制効果（その１２）

Study on safety enhancement of the fast reactor by using nanoparticle suspension sodium

(35) Reaction Suppression (12)

*斉藤淳一[1]、 永井桂一[1]、 荒　邦章[1]

[1]原子力機構

ナトリウム漏えい燃焼とライナ鋼材の破損に続いて起こるナトリウムーコンクリート反応（以下、ナトコン反応）の反応挙動をナノ粒子分散ナトリウム（以下、ナノ流体）のナノ粒子とナトリウムの原子間相互作用に起因する物性変化から反応抑制メカニズムを推測する。

キーワード：ナトリウム、燃焼、ナトリウムーコンクリート反応、反応抑制、ナノ流体

１．緒言

前報でナトコン反応へのナノ流体の反応挙動を評価し、抑制効果が明らかに確認された。本報ではナノ粒子とナトリウムの原子間相互作用による特性変化とそれに起因する反応抑制メカニズムについて理論的に推定する。

２．原子間相互作用および分散による基本的な反応抑制効果

ナノ流体中のナノ粒子とナトリウムの原子間相互作用による基本的な反応抑制メカニズムを以下に示す。

① ナノ粒子とナトリウムの原子間結合力：原子間結合力の増加により、ナノ流体の物性である表面張力の増加、蒸発速度の低下

② ナトリウムからナノ粒子への電荷移行：電荷移行により反応プロファイルのエネルギーが変化し、活性化エネルギーの増加による反応速度の低下、反応前の凝集エネルギーの低下による反応熱量の低減

③ ナノ粒子分散の効果：分散しているナノ粒子の表面原子と水素原子の結合（吸着）による水素の捕獲

３．ナトコン反応の抑制メカニズム（主反応抑制のメカニズム）

前報でナトコン反応におけるナノ流体による主反応の遅れ、水素発生量の抑制を実験により把握した。本報では主反応の遅れのメカニズムを解明する。ここでは、特にコンクリート中へのナトリウム（ナノ流体）の液体および蒸気浸透の相違に着目する。前提条件として、燃焼によるコンクリートへ加わる熱量はナトリウムおよびナノ流体で同一とする。

A)　前述の基本的な反応抑制効果①により、同一温度でおいてもナノ流体の表面張力は増加し、コンクリートへの浸透が鈍化する。

B)　同様の理由でナノ流体の蒸発速度は低下し、コンクリート内に浸透するナノ流体量は抑制する。

C)　図１にナノ流体とナトリウムのコンクリート内への蒸発量の時間推移（蒸発速度の実験値より推定）を示す。

D)　この図から、主反応が発生する蒸気量に閾値があると考えると、ナトリウムのある浸透量に到達するまでの時間❶とナノ流体のそれの時間❷に相違がある。

E)　この相違（差）は前報の主反応遅れの原因である。

F)　主反応が生じた後は上述の反応抑制効果である②により発熱量および反応速度が抑制されるとともに、ナノ粒子の分散により、③の効果より反応で発生した水素がナノ粒子により捕獲され、水素濃度が低下する。

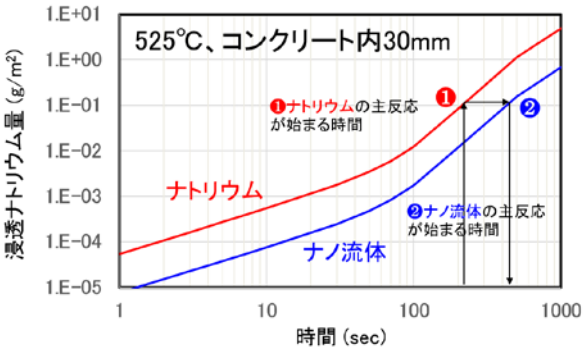


図 1 コンクリート中へのナトリウム浸透量の相違（蒸発速度の実験値からの推定）

４．結言

ナトリウムーコンクリート反応における主反応遅れは、ナノ粒子とナトリウムの原子間相互作用に起因すると推定できた。また、水素発生量の低減はナノ粒子の表面原子と水素の相互作用による原子の捕獲が原因であると推定できた。ナノ流体の適用により高速炉の運転基準を超える事象への抑制効果が期待できることを明らかにした。

本研究は、特別会計に関する法律（エネルギー対策特別会計）に基づく文部科学省からの受託事業として、日本原子力研究開発機構が実施した平成 28 年度「ナノ粒子分散ナトリウムによる高速炉の安全性向上技術の開発」の成果です。

---

*Jun-ichi SAITO[1], Keiichi NAGAI[1] and Kuniaki ARA[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

放射線誘起表面活性効果を用いた超臨界圧軽水冷却炉の基盤技術研究
（第 3 報　放射化金属材料の電気化学特性の計測）

Research on fundamental technology for SCWR based on RISA
(3rd report, Electrochemical measurement of radioactivated stainless steel)

*田口涼太[1]，井原 智則[1]，波津久 達也[1]，賞雅 寛而[1]，叶野 翔[2]，阿部 弘亨[2]
[1]東京海洋大学，[2]東京大学

重イオンビーム照射によって放射化させたステンレス鋼の電気化学特性を高温高圧環境下において計測し、非放射化材の計測結果との比較検討を行った。

キーワード：超臨界圧軽水冷却炉，放射線誘起表面活性，電気化学計測，放射化材料

1. 背景、目的

第 4 世代原子炉として超臨界圧軽水冷却炉（SCWR）の概念炉設計研究が進められている[1]。一方、放射線誘起表面活性（RISA）は，放射線照射下で金属材料及び酸化被膜表面の電気的相互作用により防食効果を生ずる現象である[2]。本研究の目的は，高温高圧下での RISA による腐食特性を実験的に評価し，最終的に SCWR の基礎的設計指針に反映することである。

2. 試験

2.1 試験装置および試験方法

試験体系を Fig. 1 に示す。試験片には 8×16×3mm の SUS304 ステンレス鋼（右図 WE）を使用した。140MeV の炭素イオン(C^{4+})照射した放射化試験片と非放射化試験片をそれぞれオートクレイブ内の純水に浸漬させる。そして、温度 300ºC 飽和圧力 8.6MPa における各試験片の腐食電位及びアノード分極を計測した。

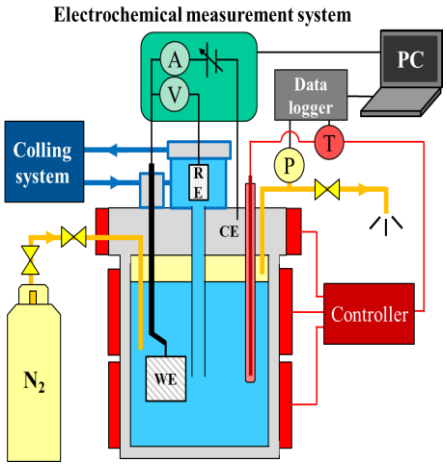


Fig.1 試験装置概要

2.2 試験結果・考察

Fig.2 に腐食電位曲線を示す。非放射化試験片の腐食電位は、時間の経過とともに-600 mV 近傍まで減少し、その後、徐々に上昇する傾向を示している。一方、放射化試験片の腐食電位は、全般的に高い値を示しているが時間の経過に伴って非放射化試験片の値に近づく傾向を示している。

Fig.3 に上記腐食電位の測定後の分極曲線を示す。放射化試験片の電流密度は、非放射化試験片と比較して低い値を示している。今後は再現性および放射化量や温度の影響を定量的に評価する。

3. 結論

温度 300ºC において放射化試験片の電流密度は、非放射化のそれと比較して低い値を示し、放射化により腐食が抑制されることを確認した。今後は、実験データの再現性を確認するとともに、腐食電位ならびに分極曲線に関する実験データベースを拡充する。

参考文献

[1] 岡芳明他，日本原子力学会誌，37-9，766-795 (1995)

[2] 賞雅寛而，阿部弘亨，秋葉美幸，安永龍哉，放射線誘起表面活性効果による高性能原子炉技術開発「放射線照射による表面活性効果を用いた炉内伝熱・防食技術の向上技術」，日本原子力学会誌，Vol.49, No.1，pp.45-50，2007.

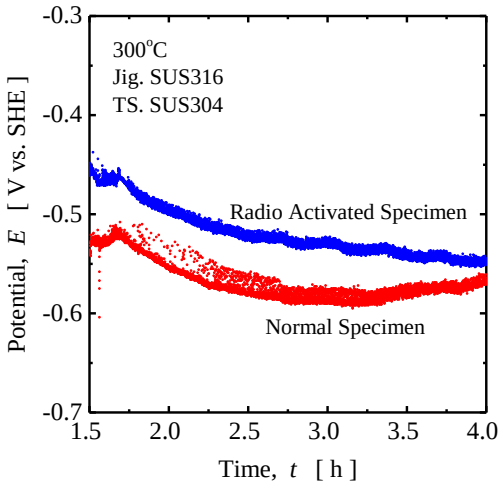


Fig.2 放射化前後の SUS304 腐食電位

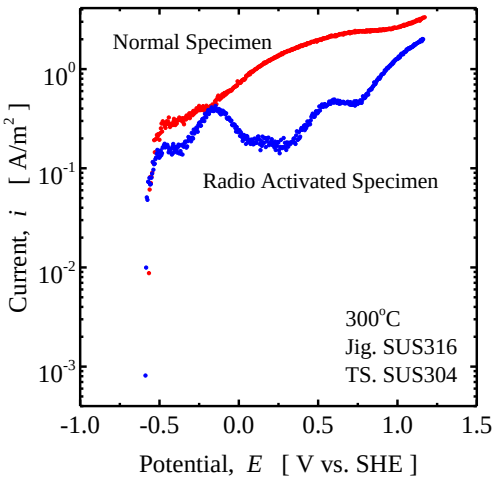


Fig.3 放射化前後の SUS304 分極曲線

*Ryota Taguchi[1], Tatsuya Hazuku[1], Tomonori Ihara[1], Tomoji Takamasa[1], Sho Kano[2], Hiroaki Abe[2]
[1]Tokyo Univ. of Marine Science and Technology, [2]The Univ. of Tokyo

放射線誘起表面活性効果を用いた超臨界圧軽水冷却炉の基盤的研究
（第４報　金属表面濡れ性への放射線誘起表面活性）

Research on fundamental technology for SCWR based on RISA

(4nd report, RISA on metal surface wettability)

*三好 徹[1]，井原 智則[2]，波津久 達也[2]，賞雅 寛而[2]，師岡 愼一[1]

[1]早稲田大学，[2]東京海洋大学

放射線誘起表面活性効果（RISA）は，金属母材への放射線照射により表面酸化皮膜に電気化学反応を生じせしめ，濡れ性とこれに起因する伝熱特性を向上させる技術である。本研究では高温高圧条件での RISA による濡れ性への影響を調べた。

キーワード：超臨界圧軽水冷却炉，伝熱促進，濡れ性，放射線誘起表面活性

1. 背景、目的

SCWR は，第４世代原子炉としての概念炉設計研究が進められている[1]。一方 RISA は，放射線照射下で基盤材料及び酸化被膜表面の電気的相互作用により濡れ性改善や防食効果、熱伝達向上を生ずる現象であり，プール沸騰限界熱流束が向上することが確認されている[2][3]。

本研究の目的は，亜臨界圧での RISA による濡れ性への影響を実験的に評価し，SCWR の基礎的設計指針および安全向上に寄与することである。本報告では，放射線を照射した試験片及び非照射試験片の高温高圧下における表面濡れ性を計測し，RISA 効果の影響を評価する。

2. 試験

2-1. 試験装置および試験方法

試験体系を Fig. 1 に示す。本試験の濡れ性計測は，試験片表面に滴下した液滴を横から撮影し，画像解析により接触角を計測している。材料は SUS304 を用いた。温度は常温から 300℃までとし，圧力は窒素を封入することで 11MPa または 14MPa とした。

2-2. 試験結果・考察

ガンマ線照射試験片および非照射試験片について，各温度での接触角を比較したグラフを Fig. 2 に示す。Fig. 2 より，RISA による濡れ性への影響は常温において特に顕著に表れており，高温条件下では差が小さくなっている。高温下では表面張力による濡れ性向上により，RISA による濡れ性への影響が確認しづらくなっていると推測される。

3. 結論

RISA による濡れ性への影響が確認できた。今後は，材料，圧力等のパラメータを変更した試験を行い，RISA の濡れ性（接触角，濡れ進行速度）へ及ぼす影響を更に検討していく。

参考文献

[1] 岡他，日本原子力学会誌，37-9，766-795 (1995)

[2] 賞雅他，放射線誘起表面活性による原子炉内伝熱向上のメカニズム，日本機械学会年次大会講演論文集 133-134 (2007-9)

[3] 波津久他，高温高圧下の表面濡れ性に及ぼす放射線照射の影響，機論(B 編)75 巻 758 号 (2009-10)

[4] 三好他，放射線誘起表面活性効果を用いた超臨界圧軽水冷却炉の基盤技術研究（第 2 報 高温下における金属材料の濡れ性の計測），日本原子力学会　2017 春の年会　要旨集 2G23 (2017-3)

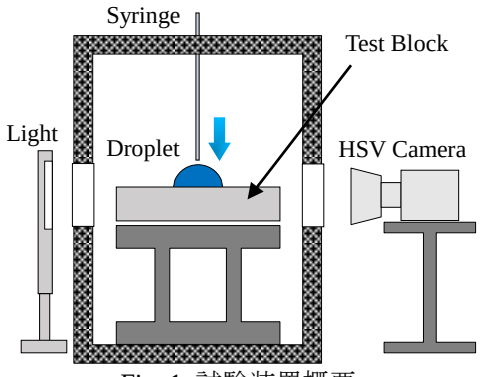


Fig. 1 試験装置概要

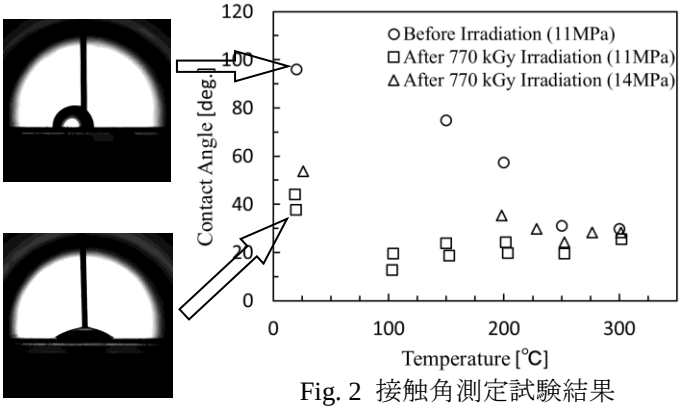


Fig. 2 接触角測定試験結果

*Toru Miyoshi[1], Tomonori Ihara[2], Tatsuya Hazuku[2], Tomoji Takamasa[2] and Shinichi Morooka[1]

[1]Waseda Univ., [2]Tokyo Univ. of Marine Science and Technology

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：302-1 Advanced Reactor System

Wed. Sep 13, 2017 2:45 PM - 3:55 PM JST | Wed. Sep 13, 2017 5:45 AM - 6:55 AM UTC | Room J C309 - C Block

[1J05-08] Pu-burning Gas-cooled Reactor

Chair:Masatoshi Kuroda (Kumamoto Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[1J05] Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR

(14)Objectives, current status and future

*Koji OKAMOTO[1], Kazutaka Ohashi[2], Koichi Ohira[3], Kazuhiko Kunitomi[4] (1. The University of TOkyo, 2. Fuji Electric Co., Ltd., 3. Nuclear Fuel Industries, Ltd., 4. Japan Atoic Energy Agency)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[1J06] Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR

(15)Vital Area Identification Analysis concerning Pu-burner HTGR

*Kazuyuki Demachi[1], Shi Chen[1], Koji Okamoto[1] (1. The University of Tokyo)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[1J07] Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR

(16)Experimental Study on the Transient Oxidation of Nuclear Graphite under Air Ingress Conditions

*Wataru SAGAWA[1], Yang Wu[1], Penghui Chai[2], Masahiro Kondo[1], Koji Okamoto[1] (1. The University of Tokyo, 2. The University of Tokyo(currently working at JAEA))

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[1J08] Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR

(17)Numerical Study on the Transient Oxidation of Nuclear Graphite under Air Ingress Conditions

*Yang Wu[1], Wataru Sagawa[1], Penghui Chai[2], Masahiro Kondo[1], Koji Okamoto[1] (1. The University of Tokyo, 2. The University of Tokyo (Currently working at JAEA))

3:45 PM - 3:55 PM JST | 6:45 AM - 6:55 AM UTC

Time reserved for Chair

プルトニウム燃焼高温ガス炉を実現するセキュリティ強化型安全燃料開発 (14)開発目的と進捗

Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR
(14) Objectives, Current status and Future

*岡本孝司[1]，大橋一孝[2]，大平幸一[3]，國富一彦[4]
[1]東京大学, [2]富士電機, [3]原燃工, [4]原子力機構

プルトニウム燃焼高温ガス炉は、プルトニウム消費をしつつ、廃棄物まで含めて安全性が極めて高い設計が可能な原子炉である。この概念を実証するため、セキュリティ強化型安全燃料を評価し、その実現性を確認する

キーワード：被覆燃料粒子　安全性　セキュリティ　直接処分　プルトニウム燃焼

1. 緒言

高温ガス炉は、物理的な固有安全性により、炉心溶融事故を引き起こさないという特徴を持つ。この安全な高温ガス炉において、プルトニウムを燃料として利用することによって、プルトニウムインベントリを減らすとともに、安全にエネルギーを得る一石二鳥のメリットがある。この時、化学的に安定な YSZ(イットリア安定化ジルコニア)を用い、燃料核を PuO2-YSZ とすることで被覆粒子燃料からのプルトニウム回収は極めて困難となり、従来の酸化物燃料に比べて核セキュリティリスクを大幅に低減することができる。プルトニウム燃焼高温ガス炉の安全性向上を目的として、被覆粒子燃料の破損を抑制するための研究開発、核熱設計、安全評価、および原子炉システムの成立性評価を行う。ライフサイクルのすべての過程において、セキュリティと安全性の両立について評価を行う事を目的とする。また、将来像について議論する。

2. 進捗

４年計画の 3 年度目の成果をまとめる。順調に進捗している

(1) セキュリティ評価　前年度作成した高温ガス炉に関する核セキュリティ脅威シナリオをベースに、シナリオに対抗するための物理的防護システムの設計・評価を行った。。インサイダーを考慮した場合、核セキュリティで弱点となる可能性が高いと考えられる、炉心の輻射伝熱冷却性能に対する評価を行った。

(2) セキュリティ強化型安全燃料の成立性評価と炉心核熱設計 整備した解析コードを用いた遊離酸素由来の CO ガスや ZrC 層による内圧抑制評価結果をベースにして被覆層の厚さを検討した。３次元全炉心計算及び燃料温度計算を行って核特性値及び燃料温度を算出し、核的及び熱的な成立性を評価した

(3) 安全評価　固有安全特性を確保しつつ、炉出力増加の可能性があるかを調査するために、設計基準事象である減圧事故時の原子炉温度挙動解析を進め、燃料温度制限を満たす寸法形状等を検討した。

(4) セキュリティ強化型安全燃料の試作と製造検討　Ce-YSZ 燃料核の試作を行い ZrC 被覆試験用試料とした。さらに ZrC 被覆された模擬粒子等を用い、温度等の被覆条件を変更させて被覆試験を行った。この結果を取りまとめ、製造条件パラメータと物性の相関を取得し、最適な条件範囲を選定した。

(5) ZrC 層被覆試験と特性評価　YSZ 模擬燃料核への ZrC 層被覆試験を行い、ZrC 化学蒸着条件データを取得するとともに、境界面の材料特性データを取得し、ZrC 化学蒸着条件との相関について検討した。

本研究は、文部科学省原子力システム研究開発事業により実施された「プルトニウム燃焼高温ガス炉を実現するセキュリティ強化型安全燃料開発」の成果である。

---

*Koji Okamoto[1], Kazuhiko Ohashi[2], Koichi Ohira[3], Kazuhiko Kunitomi[4]
[1]University of Tokyo, [2]Fuji Electric Co.,[3] Nuclear Fuel Ind., Ltd. , [4]JAEA

プルトニウム燃焼高温ガス炉を実現するセキュリティ強化型安全燃料開発 (15) プルトニウム高温ガス炉に係る枢要区域同定解析

Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR
(15) Vital Area Identification Analysis concerning Pu-burner HTGR

*出町 和之[1]、 陳 実[1]、岡本 孝司[1]
[1]東京大学

プルトニウム高温ガス炉に係る核燃料製造工程およびプルトニウム燃焼高温ガス炉プラントを対象に枢要区域同定（VAI: Vital Area Identification）解析を行い、各ターゲットの定性的リスクの試評価を行った。

キーワード：高温ガス炉、プルトニウム、核セキュリティ、枢要区域同定

1. 緒言

原子力施設の枢要区域同定手法として一般的なのはIAEAによる核セキュリティガイドライン:Technical Guidance(TG)のひとつである、IAEA Nuclear Security Series No.16, "Identification of Vital Areas at Nuclear Facilities"[1]である。このTGは、妨害破壊行為者が想定以上の放射性物質の放出を起こさせるシナリオを実現させるために原子力施設に侵入して機器等を損傷させる場合、最小限で何処を破壊すれば想定以上の放射性物質の放出に至らしめることができるかを分析することを推奨している。逆に言えば、何処を防御できさえすれば、想定以上の放射性物質の放出を阻止することが可能かを求めることが出来る。ここではVAIを、プルトニウム核燃料製作ラインからのプルトニウムを含む核燃料物質の盗取に対して適用した。

2. プルトニウム核燃料製作ラインへのVAI解析

平成28年度秋の大会で提案した燃料分配・燃料精製・燃料粒子製造－被覆工程から成るプルトニウム核燃料製作ラインにおける10のターゲットセットに対し、VAIを用いてその盗取を数式化することで、ミニマルカットセットを抽出した。抽出されたミニマルカットセットを評価することで、対象とする施設の核セキュリティ上の接近性・脆弱性を同定することができる。ここでは同定された接近性・脆弱性に基づき提案したプルトニウム核燃料製作ラインの改善を行い、さらに改善後のプルトニウム核燃料製作ラインに対してVAI解析を行うことで、ターゲットセットへの接近性・脆弱性に対する改善効果を可視化することができた。

3. 結言

VAI 解析は、プルトニウム核燃料製作ラインにおける核セキュリティ上の接近性・脆弱性の同定、および改善後の接近性・脆弱性対策の向上の可視化のために、有効な手法であることが示された。

本研究は、文部科学省原子力システム研究開発事業により実施された「プルトニウム燃焼高温ガス炉を実現するセキュリティ強化型安全燃料開発」の 成果である。

参考文献

[1] IAEA Nuclear Security Series No. 11, “Nuclear Security Recommendations on Nuclear and Other Radioactive Material out of Regulatory Control.”

---

*Kazuyuki Demachi[1], Shi Chen[1] and Koji Okamoto[1]
[1]The University of Tokyo

プルトニウム燃焼高温ガス炉を実現するセキュリティ強化型安全燃料開発
(16) グラファイトの空気侵入時過渡事象に関する実験的評価

Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR

(16) Experimental Study on the Transient Oxidation of Nuclear Graphite under Air Ingress Conditions

*佐川渉[1]，Wu, Yang[1]，Chai, Penghui[2]，近藤雅裕[1]，岡本孝司[1]

[1]東京大学、 [2]東京大学（現、原子力機構）

高温ガス炉の安全性を検討するために、高温ガス炉の炉心構成材料であるグラファイトの空気侵入時の過渡温度変化を酸素濃度をパラメータとして測定し、評価した。

キーワード：高温ガス炉，グラファイト，過酷事故，空気侵入事故，過渡温度変化

1. 緒言　同心円上に配置した２つの円筒状のグラファイト試験片を用いて、内側の試験片を加熱し、２つの円筒の隙間に空気・窒素混合ガスを注入した時の過渡温度変化を酸素濃度をパラメータとして測定し、評価した。

2. 実験方法および結果

2-1. 方法　図１に示すような同心円上のグラファイト試験片の内側を直流電源によりジュール加熱する。内外試験片の温度が定常に達した後に，内外試験片の間に 1.0 l/min の空気・窒素混合ガスを 5 分間注入し，内外試験片の温度変化を測定する。酸素濃度をパラメータとして温度変化への影響を評価する。

2-2. 結果　図２に酸素濃度を変えた注入試験時の内側グラファイト試験片の温度履歴を示す。注入後は酸素濃度により、+33℃～-12℃と温度変化に大きな差が生じた。温度変化は、混合ガスによる強制冷却とグラファイトの酸化反応発熱によるもので、酸化発熱量が酸素濃度に依存していることを示している。また酸素注入された内側試験片の試験後の質量は試験前より減少し、酸素濃度が高いほど減少していた。

3. 結論　空気酸化によるグラファイトの過渡温度変化について二重円管状の試験片を用いて実験的評価を行なった。酸素濃度をパラメータとして過渡温度変動データおよびグラファイトの質量減少データを取得し、酸素濃度と温度変化、質量減少のデータベースが得られた。

謝辞　本研究は、文部科学省原子力システム研究開発事業により実施された「プルトニウム燃焼高温ガス炉を実現するセキュリティ強化型安全燃料開発」の成果である。

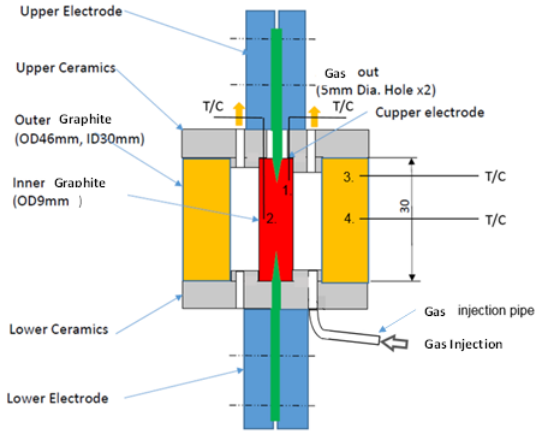


図１　実験体系

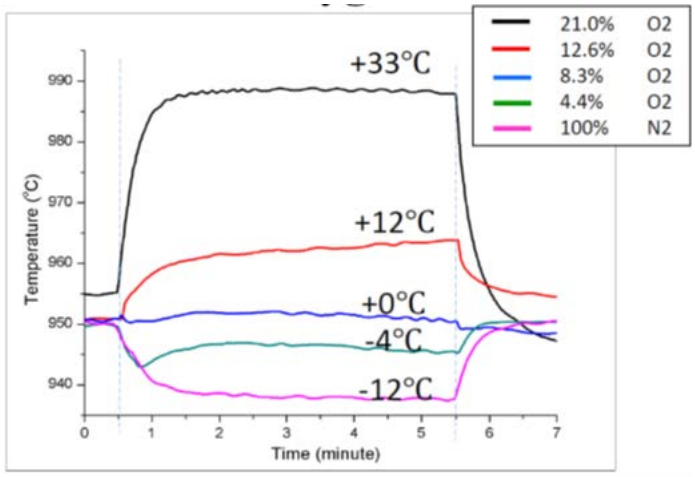


図２　酸素濃度を変えたガス注入時の内側試験片温度履歴

* Wataru Sagawa[1], Yang Wu[1], Penghui Chai[2], Masahiro Kondo[1], Koji Okamoto[1]

[1]University of Tokyo, [2] University of Tokyo (currently working at JAEA)

Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR (17) Numerical Study on the Transient Oxidation of Nuclear Graphite under Air Ingress Conditions

*Yang Wu[1], Wataru Sagawa[1], Penghui Chai[2], Masahiro Kondo[1] and Koji Okamoto[1]
[1]The University of Tokyo, [2]The University of Tokyo (currently working at JAEA)

Abstract In this study, a graphite oxidation model was incorporated into a system analysis code called RELAP5/SCDAP. The code was then validated against experiments to demonstrate its applicability on modeling graphite oxidation during an event of air ingress.

Keywords: HTGR, Air ingress accident, Graphite oxidation, Numerical study, RELAP5/SCDAP

1. Introduction

Graphite oxidation which occurs during air ingress could largely jeopardized the safety operation of HTGR. To improve the HTGR safety analysis during such accident, graphite oxidation model was improved and incorporated into REALP5/SCDAP. Validation of the improved code were carried out by comparing to a validation experiment.

2. RELA5/SCDAP code modification

RELAP5/SCDAP code was improved to support the analysis of air ingress accident in HTGR. The improvements include, first, a chemical equilibrium graphite oxidation model (of IG-110) and a CO combustion model were incorporated into the code; Second, the thermodynamic and transport properties of O_2, CO and CO_2 were added to the code to support the HTGR severe accident analysis.

3. Results and Conclusions

Fig.1 and Fig.2 show the comparison between the simulation and measurement of temperature transient and weight loss during graphite oxidation. Inspection of the figures shows that, the improved RELAP5/SCDAP can predict the general trend of graphite temperature during oxidation. The accuracy of the code was estimated by comparing the simulation to the measured graphite weight loss data of which the error ranges from 6.3%~20.7%. In general, the code tends to slightly over predicts graphite oxidation rate and hence RELAP5 would give conservative prediction on HTGR air ingress.

Acknowledgements This work was part of the "Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR" project supported by the Ministry of Education, culture, Sports, Science and Technology of Japan (MEXT).

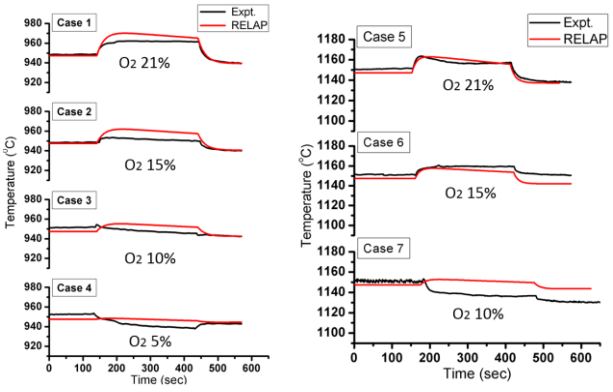


Figure 1 Comparison of the code simulated and experimental measured graphite temperature

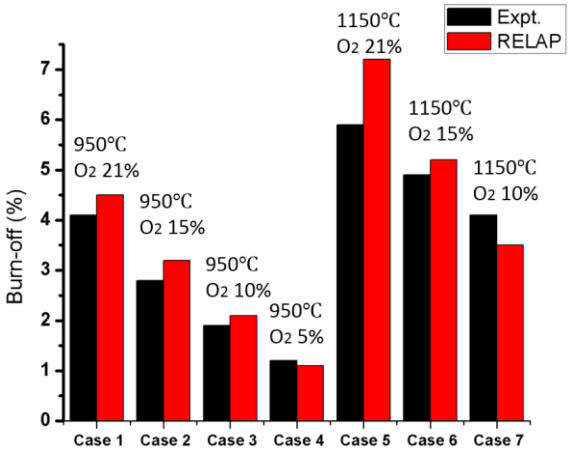


Figure 2 Comparison of the code simulated and experimental measured graphite weight loss

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：302-1 Advanced Reactor System

Wed. Sep 13, 2017 3:55 PM - 5:05 PM JST | Wed. Sep 13, 2017 6:55 AM - 8:05 AM UTC | Room J C309 - C Block

[1J09-12] Gas-cooled Reactors

Chair:Masaki Honda (NFI)

3:55 PM - 4:10 PM JST | 6:55 AM - 7:10 AM UTC

[1J09] Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR

(18)Fuel design and core design

*Minoru Goto[1], Yoshitomo Inaba[1], Shohei Ueta[1], Jun Aihara[1], Yuji Fukaya[1], yukio Tachibana[1], Koji Okamoto[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. The University of Tokyo)

4:10 PM - 4:25 PM JST | 7:10 AM - 7:25 AM UTC

[1J10] Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR

(19)Preliminary reactivity transient analyses

*Masaaki Nakano[1], Kazutaka Ohashi[1], Koji Okamoto[2] (1. Fuji Electric, 2. The University of Tokyo)

4:25 PM - 4:40 PM JST | 7:25 AM - 7:40 AM UTC

[1J11] Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR

(20)Study on 3S-TRISO fuel fabrication

*Yohei Saiki[1], Masaki Honda[1], Masashi Takahashi[1], Koichi Ohira[1], Takashi Okamoto[2] (1. Nuclear Fuel Industries, Ltd., 2. The University of Tokyo)

4:40 PM - 4:55 PM JST | 7:40 AM - 7:55 AM UTC

[1J12] Development of Security and Safety fuel for Pu-burner HTGR

(21)Test and Characterization for ZrC Coating

*Shohei Ueta[1], Jun Aihara[1], Yukio Tachibana[1], Kazuhiko Kunitomi[1], Koji Okamoto[2] (1. JAEA, 2. Univ. Tokyo)

4:55 PM - 5:05 PM JST | 7:55 AM - 8:05 AM UTC

Time reserved for Chair

プルトニウム燃焼高温ガス炉を実現するセキュリティ強化型安全燃料開発
(18) 燃料設計及び炉心設計

Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR
(18) Fuel design and core design

*後藤 実[1], 稲葉 良知[1], 植田 祥平[1], 相原 純[1], 深谷 裕司[1], 橘 幸男[1], 岡本 孝司[2]
[1]原子力機構, [2]東京大学

核分裂反応に伴い PuO2-YSZ 燃料核から放出される遊離酸素量を計算し、内圧を抑制するために酸素ゲッターとして直接被覆する ZrC 層の厚さを調べた。また、減圧事故時の燃料温度を低くするために、昨年度までに検討した Pu 燃焼高温ガス炉の炉心に比べて径方向の燃料領域幅を小さくした場合の核熱成立性を検討した。

キーワード：高温ガス炉、プルトニウム、燃料設計、炉心設計

1. 緒言

プルトニウム（Pu）燃焼高温ガス炉[1]では高燃焼度による核分裂性 Pu の削減を図る。本研究では、高燃焼度における被覆燃料粒子の内圧破損を抑制するために、核分裂に伴い燃料核から放出される遊離酸素（O）のゲッターとして炭化ジルコニウム（ZrC）を燃料核に直接被覆する燃料設計を行う。また、高燃焼度を達成するために、燃料シャッフリングを導入する炉心設計を行う。本年度は、ZrC 層の厚さ及び炉心の核熱成立性について検討した。

2. 計算方法

燃焼度及び燃料核の重金属量から燃料核あたりの核分裂回数を計算した。これに燃料核からの O 原子放出率 0.85 個/fission [2]を掛けた値を燃料核から放出される O の原子個数とし、ZrC と O が過不足なく反応するとして ZrC 層の厚さを計算した。

昨年度の解析評価において、減圧事故時に燃料温度が制限値を超えることが示唆された[3]。そこで、減圧事故時に燃料温度が制限値を超えないように、昨年度に比べて炉心の燃料領域を径方向に狭くした（図 1）。燃料シャッフリングの方法は軸方向サンドウィッチシャッフリング（330 日×2 バッチ）とし、炉心燃焼計算を行って平衡炉心の炉停止余裕及び反応度温度係数を算出するとともに燃料領域別に燃料温度を計算して核熱成立性を検討した。

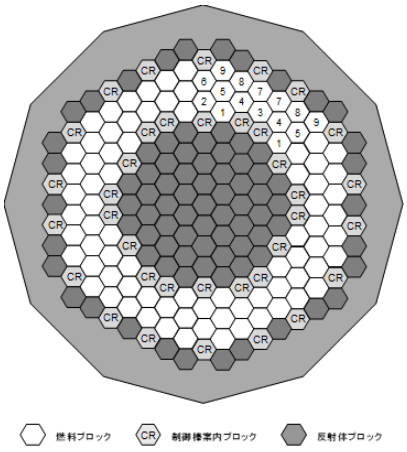


図 1　炉心断面図（数値は燃料領域番号を表し炉心中央からの距離が異なる）

3. 結果

目標とする 500～600 GWd/t の燃焼度で燃料核から放出される O 原子の全てを捕獲するために必要な ZrC 層の厚さは 3～8 μm である（図 2）。

3 バッチ目炉心と 4 バッチ目炉心の過剰反応度の値がほぼ同じであることから、4 バッチ目炉心を平衡炉心と定義した。平衡炉心の反応度温度係数は燃焼期間を通して負の値を維持できるが、炉停止余裕を確保するためには可燃性毒物（BP）ペレットの径を大きくするなどして燃焼初期の反応度を 1.4%Δk/k 下げる必要がある。燃料中期から末期にかけての通常時の燃料温度は、燃料の健全性確保の目安である 1400℃以下だが、燃焼初期から中期にかけては 1400℃以上であり、BP ペレットの径を調整するなどして出力分布を最適化し、燃料温度を下げる必要がある。

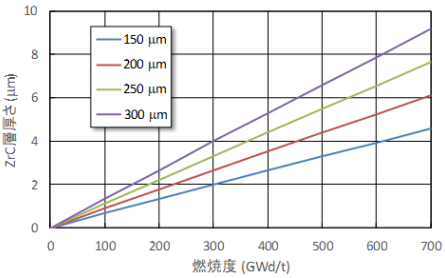


図 2　ZrC 層厚さの計算結果

参考文献

[1] Y. Fukaya, et al., J. Nucl. Sci. Technol., 51(6), 2014.　[2] 相原純　他、JAEA-Data/Code 2012-030 (2013).
[3] 中野正明　他、2016 年秋の大会, 2I05.

本研究は、文部科学省原子力システム研究開発事業により実施された「プルトニウム燃焼高温ガス炉を実現するセキュリティ強化型安全燃料開発」の 成果である。

---

*M. Goto[1], S. Ueta[1], Y. Inaba[1], J. Aihara[1], Y. Fukaya[1], Y. Tachibana[1] and K. Okamoto[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]The University of Tokyo

プルトニウム燃焼高温ガス炉を実現するセキュリティ強化型安全燃料開発
（19）反応度異常事象の予備解析

Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR

(19) Preliminary Reactivity Transient Analyses

*中野 正明[1]，大橋 一孝[1]，岡本 孝司[2]

[1]富士電機，[2]東京大学

プルトニウム燃焼高温ガス炉の安全性を評価するために、反応度異常事象として、制御棒飛び出し事象を対象とした動特性予備解析を行い、プルトニウム燃料が炉心動特性に与える影響を検討した。

キーワード：高温ガス炉，プルトニウム燃焼，反応度解析

1. 緒言

プルトニウム燃焼高温ガス炉は、燃料としてプルトニウムを用いていることから、炉心に反応度が異常に添加された場合の挙動が、参照炉心であるウラン炉心の GTHTR300[1]に比べて厳しくなると考えられる。ここでは、現状の炉心パラメータを用いて、制御棒飛び出し事象を対象とした動特性予備解析を行い、プルトニウム燃料が炉心動特性に与える影響を検討した。

2. 解析評価

解析コードは、1 点炉動特性計算と 1 ピンを対象とした温度計算を行う BLOOST-J2[2]を用いた。反応度添加量は GTHTR300 での 0.15%Δk/k[1]を基準ケースとした。

出力・燃料最高温度を図-1 に示す。プルトニウム炉心の方が、同じ反応度添加に対して事象発生直後の出力上昇、温度上昇は大きくなる。図-2 に反応度添加量と最高出力・燃料最高温度の関係を示す。反応度添加量が大きくなるほど、プルトニウム炉心とウラン炉心の挙動の相違が大きくなることが分かる。しかし、燃料温度制限 1600℃以下を十分満足した結果となっている。

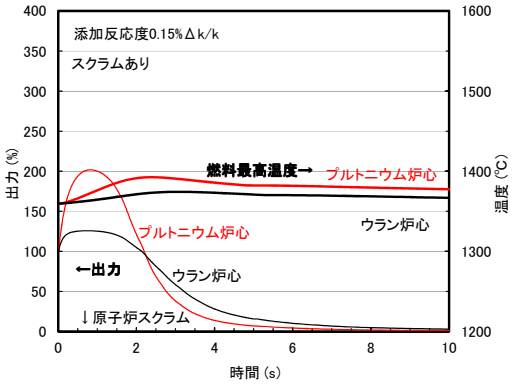


図-1　制御棒飛び出し時の出力、温度挙動

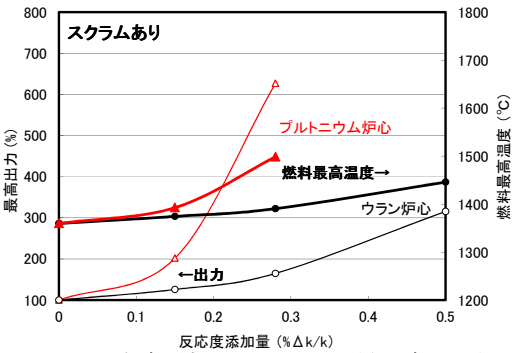


図-2　反応度添加量と出力・燃料温度の関係

3. 結言

反応度異常事象として、スタンドパイプ破断による制御棒飛び出し事故時の予備解析を行った。プルトニウム炉心はウラン炉心に比べて出力上昇、燃料温度上昇が大きくなる傾向であるが、燃料温度制限を十分満足があることがわかった。今後は、最終炉心の条件を用いて再評価を行う。

参考文献

[1] 中田，他，“高温ガス炉ガスタービン発電システム（GTHTR300）の核熱流動設計”，日本原子力学会和文論文誌，Vol.2, No.4, p.478-489 (2003)

[2] 中川，他，“高温ガス炉の炉心動特性解析コード; BLOOST-J2”，JAERI-M 89-013 (1989)

■ 本研究は、文部科学省原子力システム研究開発事業により実施された「プルトニウム燃焼高温ガス炉を実現するセキュリティ強化型安全燃料開発」の成果である。

*Masaaki Nakano[1], Kazutaka Ohashi[1] and Koji Okamoto[2]

[1]Fuji Electric, [2]The University of Tokyo

プルトニウム燃焼高温ガス炉を実現するセキュリティ強化型安全燃料開発
(20) 3S-TRISO 燃料の試作と製造検討

Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR

(20) Study on 3S-TRISO fuel fabrication

*齋木 洋平[1]，本田 真樹[1]，高橋 昌史[1]，大平 幸一[1]，岡本 孝司[2]

[1]原子燃料工業，[2]東京大学

PuO_2-YSZ 燃料核の製造性を検討するため、模擬粒子である CeO_2-YSZ 粒子の試作試験を実施し、外観等良好な粒子を得られる試験条件を見出した。また、試作した粒子について、相状態、成分の均一性について確認した。

キーワード：高温ガス炉、燃料核、3S-TRISO

1. 緒言

Pu 燃焼高温ガス炉向けの燃料として、YSZ マトリクスに Pu を分散させた粒子を燃料核とし、これに ZrC、及び従来 TRISO を被覆した、3S-TRISO 被覆燃料粒子(図 1)を用いることが提案されている[1]。本研究では、種々の試作試験によって、3S-TRISO 粒子の製造性について検討を行った。

2. 実験

2-1. Ce-YSZ 模擬燃料核粒子の試作試験

Pu の代替物質として Ce を用い、Ce-YSZ 模擬燃料核粒子の試作試験を行った。作製方法として外部ゲル化法を採用し、過去の HTTR 燃料製造時の条件を参考に、種々の試験パラメータが与える試作結果への影響について整理した。

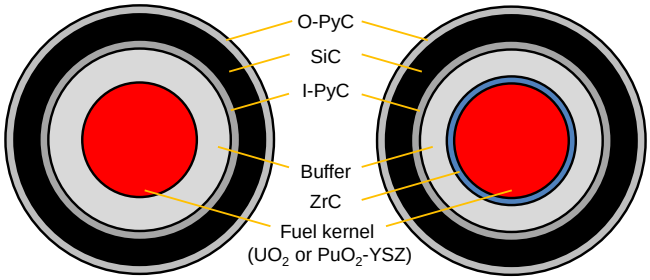


図 1 高温ガス炉向け被覆燃料粒子の概要

2-2. 3S-TRISO 被覆に向けた予備試験

3S-TRISO 被覆燃料粒子は、過去の HTTR 燃料と比較して目標とする径が小さく、また、試作試験においては、一度に被覆できるバッチサイズが従来よりも小さい。そのため、ZrC 被覆粒子による TRISO 被覆試験に先立ち、模擬粒子を用いた予備試験を行い、3S-TRISO 被覆条件の事前検討を行った。

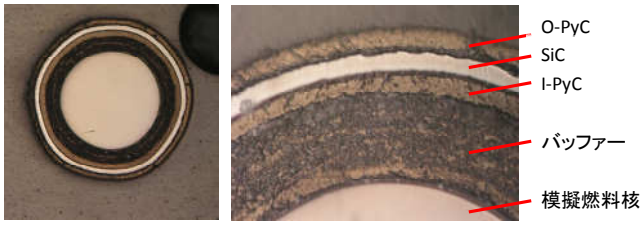


図 2 模擬被覆粒子の断面観察像

3. 結果・考察

Ce-YSZ 模擬燃料核粒子の試作試験の結果、滴下溶液の粘度等を最適化することで、欠陥がなく均一な組成を持つ粒子が得られる条件を見出した。また、模擬粒子を用いた予備被覆試験の結果、小粒径、少量バッチにおける 3S-TRISO 被覆条件の目安を得た。

本研究は、文部科学省原子力システム研究開発事業により実施された「プルトニウム燃料高温ガス炉を実現するセキュリティ強化型安全燃料開発」の成果である。

参考文献

[1] Y.Fukaya, M.Goto, H.Ohashi, Y.Tachibana, K.Kunitomi, S.Chiba, “Proposal of a plutonium burner system based on HTGR with high proliferation resistance” , Journal of Nuclear Science and Technology, 51 (2014) 818-831

*Yohei Saiki[1], Masaki Honda[1], Masashi Takahashi[1], Koichi Ohira[1] and Koji Okamoto[2]

[1]Nuclear Fuel Industries, Ltd., [2]The University of Tokyo

プルトニウム燃焼高温ガス炉を実現するセキュリティ強化型安全燃料開発
（21）ZrC 層被覆試験と特性評価

Development of Security and Safety fuel for Pu-burner HTGR

(21) Test and Characterization for ZrC Coating

*植田 祥平[1]，相原 純[1]，橘 幸男[1]，國富 一彦[1]，岡本 孝司[2]

[1]原子力機構，[2]東京大

セキュリティ強化型安全燃料の高燃焼度化のため、従来よりも小径のイットリア安定化ジルコニア（YSZ；Yttria-Stabilized Zirconia）模擬燃料核上へ臭化物化学蒸着法による炭化ジルコニウム（ZrC）の直接被覆を可能にし、ZrC の成長速度と透過型電子顕微鏡による ZrC と YSZ 境界面の材料特性をそれぞれ評価した。

キーワード：被覆燃料粒子，炭化ジルコニウム，化学蒸着，被覆試験，特性評価

1. 緒言

セキュリティ強化型安全燃料は、核拡散抵抗性を持つ PuO_2-YSZ 燃料核上へ酸素ゲッターとしての ZrC を直接被覆することで、燃料破損の主原因である遊離酸素に起因する内圧上昇を抑制し、500 GWd/t を目指す高燃焼度化を図る。平成 28 年度は、原子力機構の ZrC 被覆実験装置を用いて、高燃焼度化に向け小径化（ϕ700→400 μm）した YSZ 粒子による流動条件を取得するとともに、C/Zr 比が 1 の定比 ZrC を得られる臭化物化学蒸着法で被覆した ZrC と YSZ 境界面の材料特性を、透過型電子顕微鏡を用いて評価した。

2. 方法及び結果

2-1. 小径 YSZ 粒子に対応した流動条件の取得

小径 YSZ 粒子に対応した ZrC 被覆条件の取得に向け、流動床へ原料ガスを導入する従来の単孔ノズル（口径 ϕ3mm）を小径化および多孔化した新規ノズルを採用し、流動試験を実施した。ガス流量条件を従来の流動条件と理論上同一とするため、ノズル断面積が従来と同じとなるよう口数（口径）を 4 孔（ϕ1.5mm）および 9 孔（ϕ1.0mm）の 2 種類に設定した。常温非加熱下ならびに実際の ZrC 被覆温度（1350℃）下で、流動ガスに Ar 又は 1350℃下では H_2 ガスを用いて流動試験を行った結果、いずれも粒子落下がなく、ガス流量 8 L/min にて製造時の被覆層の破損が生じにくい安定流動状態が得られ、ZrC の被覆が可能となった。

2-2. ZrC 層被覆試験と微細構造観察

YSZ 粒子（ϕ700 μm）上への ZrC 層被覆試験を、温度約 1350℃、粒子装荷量 100 g の条件で実施した結果、厚さ約 21 μm、C/Zr 比約 0.95 の ZrC 層を取得し、定比 ZrC 被覆条件の再現性を確認するとともに、ZrC 成長速度を約 0.20～0.23 μm/分と評価した。また、ZrC と YSZ 境界面の材料特性を把握するため、走査型電子顕微鏡を用いて観察した結果（図 1）、ZrC と YSZ は結合しているものの、境界部にポアの分布が確認された。ポアの原因は、化学平衡計算（FactSage5.5）の結果より、臭化物法の $ZrBr_4$ 等の原料ガスによる劣化の可能性が極めて小さいことから、ZrC 結晶の欠落の可能性が高いと考えられる。

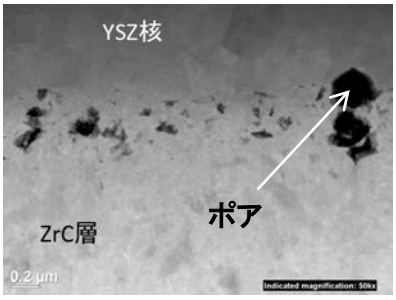


図 1　YSZ/ZrC 境界の暗視野像
（C/Zr 比 0.99）

3. 結論

平成 29 年度は、CeO_2-YSZ 模擬燃料核への ZrC 層被覆試験を行い、材料特性と ZrC 化学蒸着条件との相関を検討する予定である。本研究は、文部科学省原子力システム研究開発事業により実施された「プルトニウム燃焼高温ガス炉を実現するセキュリティ強化型安全燃料開発」の成果である。

**Shohei Ueta[1], Jun Aihara[1], Yukio Tachibana[1], Kazuhiko Kunitomi[1] and Koji Okamoto[2]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Univ. of Tokyo

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：302-1 Advanced Reactor System

Wed. Sep 13, 2017 5:05 PM - 6:15 PM JST | Wed. Sep 13, 2017 8:05 AM - 9:15 AM UTC | Room J C309 - C Block

[1J13-16] Gas-cooled Reactor Fuel

Chair:Masaaki Nakano (Fuji Electric)

5:05 PM - 5:20 PM JST | 8:05 AM - 8:20 AM UTC

[1J13] Research on Advanced Fuel Element for Upgrading Safety of High Temperature Gas-Cooled Reactors

(1)Outlines

*Yukio Tachibana[1], Koichi Ohira[2], Masatoshi Kuroda[3] (1. JAEA, 2. NFI, 3. Kumamoto University)

5:20 PM - 5:35 PM JST | 8:20 AM - 8:35 AM UTC

[1J14] Research on Advanced Fuel Element for Upgrading Safety of High Temperature Gas-Cooled Reactors

(2)Development of fabrication technology of oxidation resistant fuel element

*Jun Aihara[1], Shohei Ueta[1], Masaki Honda[2], Hiroaki Ogawa[1], Taiju Shibata[1], Naoki Mizuta[1], Yoshitomo Inaba[1], Yukio Tachibana[1] (1. JAEA, 2. NFI)

5:35 PM - 5:50 PM JST | 8:35 AM - 8:50 AM UTC

[1J15] Research on Advanced Fuel Element for Upgrading Safety of High Temperature Gas-Cooled Reactors

(3)Development on Inspection of Oxidation Resistant Fuel Element

*Masaki Honda[1], Atushi Yasuda[1], Koichi Ohira[1], Yukio Tachibana[2] (1. Nuclear Fuel Industries, LTD., 2. Japan Atomic Energy Agency)

5:50 PM - 6:05 PM JST | 8:50 AM - 9:05 AM UTC

[1J16] Research on Advanced Fuel Element for Upgrading Safety of High Temperature Gas-Cooled Reactors

(4)Modeling for Casting Oxidation Resistant Fuel Element

*Masatoshi Kuroda[1], Takuya Tojo[1], Takenori Yamamoto[1], Jun Aihara[2], Yukio Tachibana[2] (1. Kumamoto University, 2. JAEA)

6:05 PM - 6:15 PM JST | 9:05 AM - 9:15 AM UTC

Time reserved for Chair

高温ガス炉の安全性向上のための革新的燃料要素に関する研究
（1）全体概要

Research on Advanced Fuel Element for Upgrading Safety of High Temperature Gas-Cooled Reactors
(1) Outlines

*橘 幸男[1], 大平幸一[2], 黒田雅利[3]
[1]原子力機構, [2]原燃工, [3]熊本大

耐酸化性能の向上のため、高温ガス炉の燃料要素の黒鉛母材を SiC を含む母材（SiC/C 母材）に置き換えるための技術開発を行った。この技術開発の全体概要について述べる。

キーワード：高温ガス炉，耐酸化燃料，炭化ケイ素

1. 緒言

高温ガス炉は、優れた安全性を有するとともに、900℃以上の高温の熱を原子炉から取り出すことができ、水素製造、プロセス熱利用（化学工業への高温蒸気供給等）、発電、海水淡水化等の多様な熱利用が可能な第 4 世代原子炉である。高温ガス炉の安全性の更なる向上を目的として、高温ガス炉特有の事故である減圧事故（配管破断事故）に伴う空気侵入事故時に、想定をはるかに超える空気が炉心に侵入した場合においても、形状及び健全性を維持できる、SiC を含む母材とすることで耐酸化性能を付与した革新的な燃料要素の研究開発を H26-28 にかけて行った。ここではその全体概要を述べる。

2. 製造技術開発

被覆燃料粒子の模擬材としてアルミナ粒子を、母材原料粉末として黒鉛・Si・樹脂の混合物を各々用い、耐酸化燃料要素（模擬）試作試験（図 1 ）及び酸化試験を行った。その結果、先行研究[1]の 3 倍の Si を母材に含む（Si/C=約 0.551）耐酸化燃料要素（模擬）の試作に成功し、酸化試験により優れた耐酸化性能を確認した。



図 1　試作した耐酸化燃料要素

3. 検査技術開発

燃料要素中の被覆燃料粒子の破損率評価のため、被覆燃料粒子を破損させずに燃料要素の母材を解砕する必要があるが、耐酸化燃料要素においては母材が従来の物と異なる。そこで新たに母材解砕技術を開発し、耐酸化燃料要素に適用可能である見通しを得た。

4. 成形モデルの構築

耐酸化燃料の成形体の強度に影響を及ぼすパラメータとしてホットプレス条件を取り上げ、実験計画法を適用することによりホットプレス条件から成形体の強度を予測できる応答曲面モデルを構築するとともに、その構築したモデルより成形体の強度が高くなるホットプレス条件を予測した。

5. 結論

メーカー・大学と分担して耐酸化燃料要素に関する研究開発を行い、基本的な製造技術（原子力機構・原燃工）、検査技術（原燃工）、及び評価技術（成形モデル、熊本大学）を確立した。

参考文献

[1] 井川勝市、他：レジンボンド黒鉛成形体と SiC ボンド黒鉛成形体の水蒸気腐食の比較、JAERI-M7477(1978).

本研究は、文部科学省英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業により実施された「高温ガス炉の安全性向上のための革新的燃料要素に関する研究」の成果です。

---

*Yukio Tachibana[1], Koichi Ohira[2], Masatoshi Kuroda[3]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Nucler Fuel Industries, Ltd., [3]Kumamoto University

高温ガス炉の安全性向上のための革新的燃料要素に関する研究
（2）耐酸化燃料要素の製造技術開発

Research on Advanced Fuel Element for Upgrading Safety of High Temperature Gas-Cooled Reactors
(2) Development of fabrication technology of oxidation resistant fuel element

*相原純[1], 植田祥平[1], 本田真樹[2], 小河浩晃[1], 柴田大受[1], 水田直紀[1], 稲葉良知[1], 橘幸男[1]
[1]原子力機構, [2]原燃工

耐酸化性能の向上を目指し、高温ガス炉における燃料要素の黒鉛母材を、耐酸化性のある SiC を含む母材(SiC/C 母材)に置き換えるための技術開発を行った。耐酸化燃料要素(模擬)を試作し、良好な耐酸化性能を確認した。

キーワード：高温ガス炉, 耐酸化燃料要素, 製造

1. 緒言：現在の高温ガス炉における燃料要素は、セラミックス製の直径 1mm 程度の被覆燃料粒子(CFP)を黒鉛/炭素母材で焼き固めたものである。耐酸化燃料要素は、母材を SiC を含むものに置き換えたものである。1970 年代に日本原子力研究所(当時。現在は原子力機構)において、CFP(もしくはその模擬材)を含まない母材のみを焼き固めたものを製造する研究[1]が行われた。具体的には C と Si の混合粉末を熱間加圧(HP)し、SiC と C の混合物を製造した。本研究では、この先行研究に基づき、模擬 CFP(アルミナ粒子)を母材で焼き固めた耐酸化燃料要素(模擬)を製造し、酸化試験を行う。

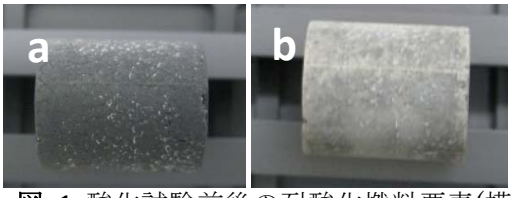


図 1 酸化試験前後の耐酸化燃料要素(模擬)外観, (a) 酸化試験前, (b) 酸化試験後

2. 製造技術開発及び酸化試験：本研究では、模擬 CFP を母材で焼き固める方法として高温工学試験研究炉(HTTR)の燃料で採用しているオーバーコート(OC)法を適用した。これは、(模擬)CFP を転がしつつ母材原料粉末で OC した物(OC 粒子)を型に詰め、加圧成形する方法である。OC 層が(模擬)CFP から剥落しないよう、OC 層には樹脂を混合する必要があるが、HP 時に樹脂から発生する揮発性ガスを抑制するため、まず、樹脂の割合を低減させた母材原料粉末での OC を試みた。その結果、HTTR 燃料の場合の 1/10(2wt%)に低減できることがわかった。この OC 粒子を HP することにより、問題なく耐酸化燃料要素(模擬)を試作することができた。次に、Si/C モル比を先行研究[1]において上限とされていた約 0.184 の 3 倍(約 0.551)まで増やしたが、問題なく耐酸化燃料要素(模擬)を試作できた。母材の XRD 測定を行ったが、Si のピークは検出されなかった。

試作した耐酸化燃料要素(模擬)を 20%O_2 中に、900℃で 30 分酸化させた。過去の研究において同等な条件で行われた酸化試験においては、一部の模擬 CFP が落剥した[2]が、この酸化試験では全く落剥しなかった(図 1)。従って、本研究で得られた結果は、過去に行われた研究における結果よりも良好であった。

3. 結論：耐酸化燃料要素(模擬)を試作し、良好な耐酸化性を示した。

参考文献

[1] 井川勝市、他：レジンボンド黒鉛成形体と SiC ボンド黒鉛成形体の水蒸気腐食の比較、JAERI-M 7477(1978).
[2] 沢和弘、他：高温ガス炉用耐酸化燃料コンパクトの概念検討、JAERI-Tech 99-077 (1999).

本研究は、文部科学省英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業により実施された「高温ガス炉の安全性向上のための革新的燃料要素に関する研究」の成果です。

---

*Jun Aihara[1], Shohei Ueta[1], Masaki Honda[2], Hiroaki Ogawa[1], Taiju Shibata[1], Naoki Mizuta[1], Yoshitomo Inaba[1], Yukio Tachibana[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Nucler Fuel Industries, Ltd.

高温ガス炉の安全性向上のための革新的燃料要素に関する研究
（3）耐酸化燃料要素の検査技術開発

Research on Advanced Fuel Element for Upgrading Safety of High Temperature Gas-Cooled Reactors
(3) Development on Inspection of Oxidation Resistant Fuel Element

*本田 真樹[1], 安田 淳[1], 大平 幸一[1], 橘 幸男[2]
[1]原子燃料工業株式会社, [2]原子力機構

耐酸化性能の向上のため、高温ガス炉の燃料要素の黒鉛母材を、SiC を含む母材（SiC/C 母材）に置き換えるための技術開発を行った。この技術開発の内、検査技術開発について述べる。

キーワード：高温ガス炉，耐酸化燃料要素，検査手法

1. 緒言

高温ガス炉の安全性向上に寄与する耐酸化燃料要素は、従来の燃料要素に用いられる黒鉛母材と異なる SiC/C 母材であることから耐酸化性能や硬度等の特性が大きく異なるため、新たに検査技術開発が必要となった。本報告では平成 26 年から平成 28 年度にかけて実施した成果を報告する。

2. 検査技術開発

被覆燃料粒子の模擬材としてアルミナ粒子を、SiC/C 母材原料粉末として黒鉛、ケイ素等の混合物を用い、試作した模擬耐酸化燃料要素を用いて、SiC/C 母材の均質性ならびに粒子分散状態等の評価を目的とした検査手法の技術開発を行い、問題点を摘出し対処法を検討、適用性を確認した。

また、高温ガス炉燃料性能検査として必須である、被覆燃料粒子の破損率評価を目的とした SiC/C 母材解砕技術開発を行い適用性を評価した。

3. 試験結果

SiC/C 母材の均質性ならびに粒子分散状態等の評価を目的とした検査技術開発として、金相試料作製法の開発及び非破壊検査である X 線透過検査について試験及び評価を行い、SiC/C 母材においても適用可能であることを確認した。

また、被覆燃料粒子の破損率評価を目的とした SiC/C 母材解砕技術開発として、溶融 KOH 法、加圧酸分解法（加熱法として、マッフル炉及びマイクロ波[1]それぞれの方法を検討）による解砕技術について試験及び評価を行い、それぞれが SiC/C 母材の解砕技術として適用可能である見通しを得た（図 1）。



図 1　溶融 KOH 法試験結果の例
（上：解砕前、下：解砕後）

4.まとめ

耐酸化燃料要素開発として、燃料の特性及び性能評価に必要な検査技術開発を行い、SiC/C 母材の均質性ならびに粒子分散状態等の評価及び検査手法及び被覆燃料粒子の破損率評価を目的とした SiC/C 母材解砕技術を確立した。

参考文献

[1] A. K. Kercher, J. D. Hunn, J. R. Price, G. E. Jellison, F. C. Montgomery, R. N. Morris, J. M. Giaquinto, D. L. Denton, Advanced characterization methods for TRISO fuels, February 17, 2005

本研究は、文部科学省英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業により実施された「高温ガス炉の安全性向上のための革新的燃料要素に関する研究」の成果です。

*Masaki Honda[1], Atushi Yasuda[1], Koichi Ohira[1], Yukio Tachibana[2]
[1]Nucler Fuel Industries, Ltd., [2]Japan Atomic Energy Agency

高温ガス炉の安全性向上のための革新的燃料要素に関する研究 （4）耐酸化燃料要素の成形モデルの構築

Research on Advanced Fuel Element for Upgrading Safety of High Temperature Gas-Cooled Reactors
(4) Modeling for Casting Oxidation Resistant Fuel Element

*黒田雅利[1], 東條拓也[1], 山本健義[1], 相原 純[2], 橘 幸男[2]
[1]熊本大, [2]原子力機構

耐酸化燃料要素の成形体の強度に影響を及ぼすパラメータとしてホットプレス条件を取り上げ、成形体の強度が高くなるホットプレス条件を本研究で構築したモデルにより予測した。

キーワード：高温ガス炉，耐酸化燃料要素，強度

1. 緒言

固有の安全性を有する第 4 世代原子炉である高温ガス炉の更なる安全性向上を目的として、高温ガス炉特有の事故である空気侵入事故時に想定をはるかに超える空気が炉内に侵入した場合においても健全性が保たれるような、耐酸化性能を有する革新的な燃料要素の研究開発が進められている[1]。燃料要素の健全性が事故時においても維持されるためには、高強度な耐酸化燃料要素の作製技術が求められる。そこで本研究では、耐酸化燃料要素の成形体の強度に影響を及ぼすパラメータとしてホットプレス条件を取り上げ、実験計画法的アプローチを適用することによりホットプレス条件から成形体の強度を予測できる応答曲面モデルを構築した。またその構築したモデルにより、高強度な耐酸化燃料要素を作製できるホットプレス条件を予測した。

2. 実験計画

まず、耐酸化燃料要素の成形体の強度に影響を及ぼすパラメータとして、前報[2]に基づきホットプレス時の温度および時間の 2 因子を選定した。次に、2 因子に対する中心複合計画に基づき、成形モデルの構築に必要な耐酸化燃料要素の焼成条件を設定した。

3. 実験方法

本研究では、母材である Si と C に被覆燃料粒子を模擬したアルミナ粒子を混ぜたものをコールドプレスで成形後、前節の焼成条件にて反応焼結させ作製した円柱状の SiC 焼成体を、耐酸化燃料要素の模擬試験片として用いた。その円柱状の試験片に対して、超音波音速測定と圧縮試験によりヤング率と圧縮強さのデータを取得した。圧縮試験の様子を図 1 に示す。

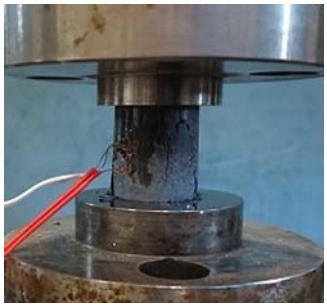


図 1　圧縮試験の様子

4. 成形モデル

取得した実験データに対して統計解析を実施することで、ホットプレス時の温度と時間から耐酸化燃料要素の模擬試験片のヤング率と圧縮強度が予測可能となる応答曲面モデルを作成した。

参考文献

[1] 橘幸男、他：高温ガス炉の安全性向上のための革新的燃料要素に関する研究（1）全体概要、日本原子力学会 2017 年秋の大会予稿 (2017).

[2] 山本健義、他：高強度な高温ガス炉燃料成形体の焼成条件の検討、日本原子力学会 2016 年秋の大会予稿 (2016).

本研究は、文部科学省英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業により実施された「高温ガス炉の安全性向上のための革新的燃料要素に関する研究」の成果です。

---

*Masatoshi Kuroda[1], Takuya Tojo[1], Takenori Yamamoto[1], Jun Aihara[2] and Yukio Tachibana[2]

[1]Kumamoto University, [2]Japan Atomic Energy Agency

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：202-1 Radiation Behaviors, Radiation Shielding

Wed. Sep 13, 2017 10:00 AM - 11:55 AM JST | Wed. Sep 13, 2017 1:00 AM - 2:55 AM UTC | Room K N301 - N Block

[1K01-07] Experiment, Detector, Radioactive Inventory Evaluation

Chair:Masahiro Taniguchi (TAISEI)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[1K01] Development of LED coupled scintillation fiber detector for radioactivity measurement of decontaminated waste (2)

*Noriaki Nakao[1], Motoyuki Asada[1], Yoshihiko Susuta[1], Masakazu Iwabuchi[1], Shimada Tomoo[1] (1. Shimizu Corporation)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[1K02] Measurement of light fragment yields from carbon bombarded with 800 MeV/u Si

*Tomoki Yui[1], Tsuyoshi Kajimoto[1], Kenichi Tanaka[1], Satoru Endo[1], Nobuhiro Shigyo[2], Seung-Woo HONG[3], Tae-Sun PARK [3], Koan Sik JOO[4], Cheol Woo LEE[5] (1. Hiroshima Univ., 2. Kyushu Univ., 3. Sungkyunkwan Univ., 4. Myongji Univ., 5. Korea Atomic Energy Research Institute)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[1K03] Application of adjoint neutron flux for evaluation of radioactive inventory

*Jun Ueno[1], Kazuki Isitani[1], Hidenori Tanabe[2], Tadashi Murakami[2], Ken-ichi Tanaka[3] (1. Nuclear Engineering and Services Co., 2. The Japan Atomic Power Co., 3. The Institute of Applied Energy)

10:45 AM - 11:00 AM JST | 1:45 AM - 2:00 AM UTC

[1K04] Shielding experiment with 24 GeV protons at CERN/CHARM

(4)Dependency of Shield Thickness on Neutron Energy Spectrum

*Eunji LEE[1], Nobuhiro Shigyo[1], Tsuyoshi Kajimoto[2], Toshiya Sanami[3], Noriaki Nakao[4], Masayuki Hagiwara[3], Hiroshi Yashima[5], Hirohito Yamazaki[3], Robert Froeschl[6], Markus Brugger[6] (1. Kyushu Univ., 2. Hiroshima Univ., 3. High Energy Accelerator Research Organization, 4. Shimizu Corporation, 5. Kyoto University Research Reactor Institute, 6. CERN)

11:00 AM - 11:15 AM JST | 2:00 AM - 2:15 AM UTC

[1K05] Benchmark experiment for activation induced by high-energy neutrons

*Masayuki Hagiwara[1,2], Seiji Nagaguro[1,2], Kouichi Nishikawa[1,2], Atsushi Kanai[3], Fuyuki Kouno[3], Hiroaki Watanabe[1,2] (1. High Energy Accelerator Research Organization, 2. J-PARC Center, 3. Tokyo Nuclear Services)

11:15 AM - 11:30 AM JST | 2:15 AM - 2:30 AM UTC

[1K06] Consideration of low-activation methods for concrete by neutron irradiation test and PHITS calculation

*Seiichiro Tanaka[1], Koichi Okuno[1] (1. HAZAMA ANDO CORPORATION)

11:30 AM - 11:45 AM JST | 2:30 AM - 2:45 AM UTC

[1K07] Radiation dosimetry in Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant

*Kohei Iwanaga[1], Hideo Hirayama[1,2], Kenjiro Kondo[1,2], Seishiro Suzuki[1] (1. Nuclear Regulation Authority, 2. KEK)

11:45 AM - 11:55 AM JST | 2:45 AM - 2:55 AM UTC

Time reserved for Chair

除染廃棄物放射能濃度測定用 LED シンチレーションファイバー検出器の開発 (2)

Development of LED coupled scintillation fiber detector for radioactivity measurement of decontaminated waste (2)

*中尾徳晶、浅田素之、須々田嘉彦、岩渕雅和、嶋田智郎（清水建設株式会社）

フレコンパックに詰められた除染廃棄物の放射能濃度を効率よく安全に測定し、フレコン周囲の濃度分布を LED で色表示できる LED シンチレーションファイバー検出器を開発した。

キーワード：LED シンチレーションファイバー検出器，中間貯蔵施設，フレコン，放射能濃度，除染

1. 緒言　福島第一原発事故に伴い発生した除染土壌等は大型土嚢袋（フレコン）に入れて仮置き場に保管されており、今後中間貯蔵施設に移送され分別・保管される。このような大規模事業において、作業員の被ばくを抑えるために、空間線量率や汚染を常に把握する必要がある。そのため大量データの処理自動化と高速化、および可視化による作業員とのリアルタイムリスクコミュニケーションが重要な課題となる。

2. 開発　線量率分布をリアルタイムで可視化できる検出器を開発した。図 1 に本システムの構成を示す。プラスチックシンチレーションファイバー両端に到達した光の信号到着時間差で入射位置情報が得られるが、並べて設置した LED ラインテープに位置情報を伝達し、その場所の空間線量率を色別表示することでリアルタイムに放射線量の見える化を実現した。今回、この検出器の応用として、フレコンに保管された除染土壌等の放射能濃度を効率的かつ精度良く測定する LED ファイバーフレコン濃度モニターを開発した。図2に示すように容器の周囲に検出器をらせん状に配置し､フレコン全体を一様に測定できるようにした。重量計を組み合わせることにより、重量と放射能濃度も数秒で測定可能とした。検出器内にフレコン設置後、瞬時に LED の色で線量率の高低を表示し可視化した。フレコンの個別情報を管理するタグデータと共に管理サーバーに自動転送し、ヒューマンエラーのない正確かつ迅速なデータ収集と管理を可能とした。

3. 実験　実証試験と校正を福島県大熊町の除染現場にて行った。攪拌して濃度を均一化した土壌の入った標準線源フレコンを様々な重量や濃度に関して製作し、土壌試料の一部はゲルマニウム半導体検出器で放射能濃度を精度よく測定した。フレコン重量(体積)の違いによる平均線量率と放射能濃度の換算係数を実験的に求めた。現在大熊町の中間貯蔵施設に納入し、今後、受入・分別施設にてフレコンの放射能濃度の測定に用いられる予定である。

謝辞　開発にあたり、日本放射線エンジニアリング(株)および(株)アクティオの協力を頂いた。

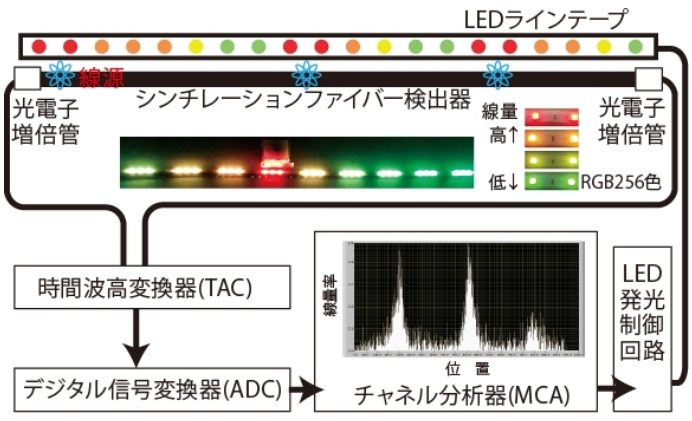


図 1: 検出器のシステム構成

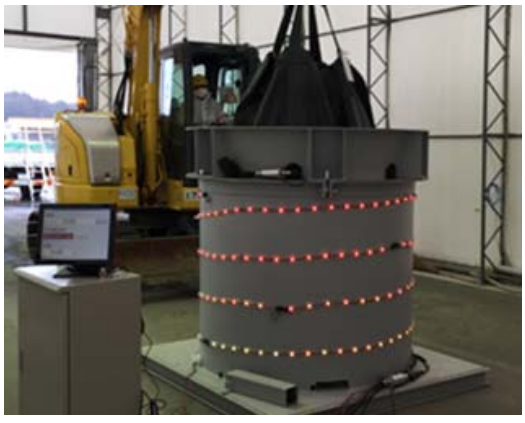


図 2: フレコン濃度モニター測定状況

*Noriaki Nakao, Motoyuki Asada, Yoshihiko Susuta, Masakazu Iwabuchi, Tomoo Shimada

[1]Shimizu Corporation

炭素標的における 800 MeV/u Si 入射軽フラグメント生成二重微分収率の測定

Measurement of light fragment yields from carbon bombarded with 800 MeV/u Si

*由井 友樹[1], 梶本 剛[1], 田中 憲一[1], 遠藤 暁[1], 執行 信寛[2], HONH Seung-Woo[3], PARK Tae-Sun[3], JOO Koan Sik[4], LEE Cheol Woo[5]

[1]広島大学, [2]九州大学 [3]成均館大学校, [4]明和大学校, [5]韓国原子力研究院

放射線医学総合研究所の HIMAC で、炭素標的へ 800 MeV/u Si を照射し、陽子・重陽子・三重陽子の生成二重微分収率を測定した。また、実験値と PHITS の計算値を比較した。

キーワード：軽フラグメント生成、二重微分収率、炭素標的, 重粒子入射、PHITS

1. 緒言

韓国では重粒子加速器施設 RAON の建設が行われている。RAON の放射線遮蔽設計には 3 次元粒子輸送モンテカルロコードが使用される。しかしながら，計算の妥当性を確認する必要があり，そのためには実験データとの比較が不可欠である。比較のための実験データとして，重イオン入射中性子生成二重微分収率の測定が継続的に行われている。本研究では，これまで測定されていない軽フラグメント（陽子・重陽子・三重陽子）生成二重微分収率を測定した。 さらに、実験値と PHITS による計算値と比較した。

2. 実験・解析

実験は放射線医学総合研究所で行った。HIMAC から出射される 800 MeV/u Si を厚さ 2 cm の炭素標的に照射し、生成される軽フラグメントを測定した。図 1 に測定体系を示す。標的中心からビーム軸に対して 15°、30°の位置に、標的に近い方から active collimator(AC)、プラスチックシンチレータ（PS1）検出器、プラスチックシンチレータ（EJ299）検出器、BGO1 検出器、BGO2 検出器、PS2 検出器の順に配置した。また、標的上流に入射粒子を計数するために 0.5 mm 厚のプラスチックシンチレータ(BPS)を設置した。

荷電粒子弁別及び検出器内で停止した粒子の事象を抽出した後、飛行時間と付与エネルギー相関図から粒子識別を行った。また、飛行時間法により粒子のエネルギーを決定した。陽子・重陽子・三重陽子の測定エネルギースペクトルに、検出効率を補正し、各粒子の生成二重微分収率を決定した。

3. 結果

二重微分収率の実験値と PHITS の計算値を図 2 に示す。比較すると生成粒子の質量数の増加につて収率が減少する傾向は同じである。しかしながら、粒子の質量数が大きくなると差異が大きくなる。

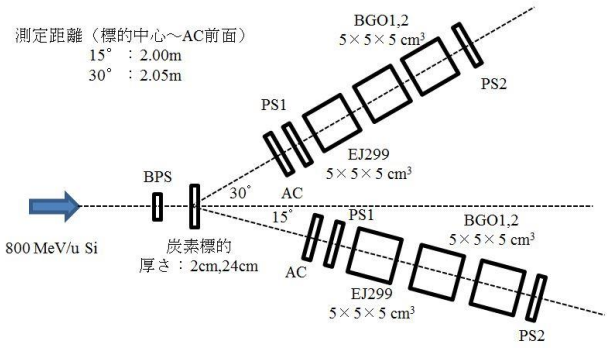


図 1 測定体系

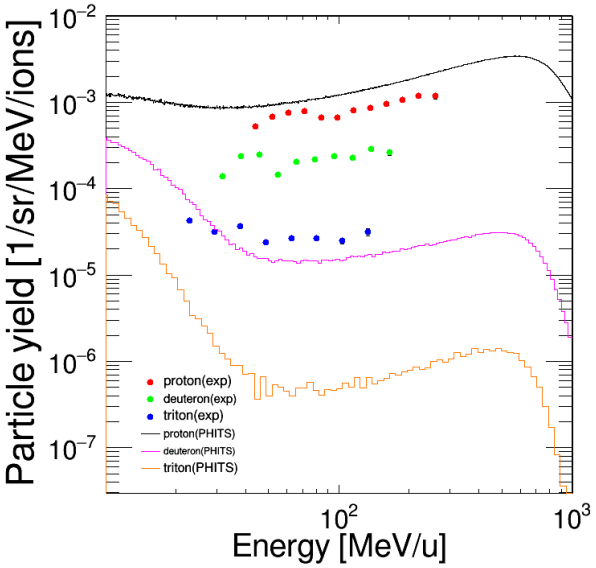


図 2 炭素標的における 800 MeV/u Si 入射軽フラグメント生成二重微分収率

*Tomoki Yui[1], Tsuyoshi Kajimoto[1], Kenichi Tanaka[1], Satoru Endo[1], Nobuhiro Shigyo[2] , HONH Seung-Woo[3], PARK Tae-Sun[3],JOO Koan Sik[4] and LEE Cheol Woo[5]

[1]Hiroshima Univ., [2]Kyushu Univ., [3]Sungkyunkwan Univ., [4]Myongji Univ., [5]Korea Atomic Energy Research Institute

放射能インベントリ評価における随伴中性子束の活用方法の検討

Application of adjoint neutron flux for evaluation of radioactive inventory

*上野　純[1]，石谷　和己[1]，田辺　秀憲[2]，村上　直志[2]，田中　健一[3]

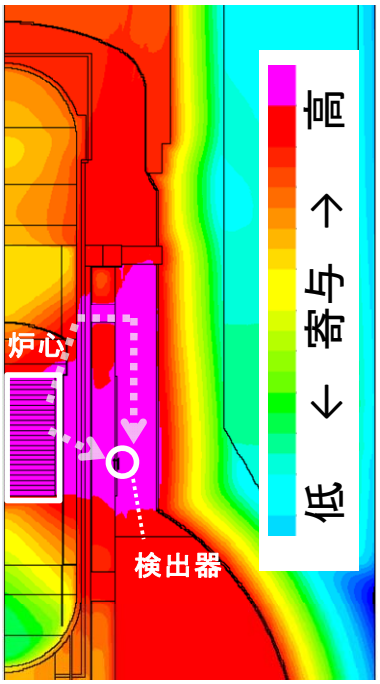
[1]原電エンジ，[2]原電，[3]IAE

原子力発電所の廃止措置準備作業において、中性子束分布評価モデルを作成し、放射能インベントリを評価する。そこで、効率的に評価モデルを作成するために、随伴中性子束を活用する方法を検討した。

キーワード：随伴中性子束，寄与分布，廃止措置，放射能インベントリ

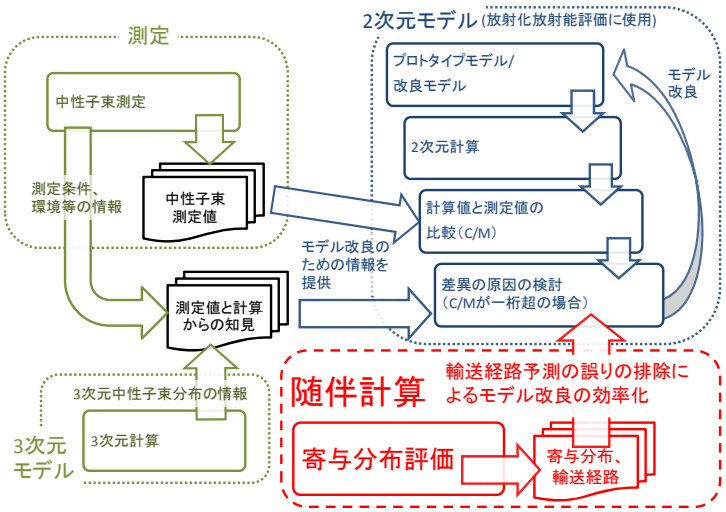
1. 緒言：原子力発電所の廃止措置準備作業において、機器・構造物の放射化量を評価し、あらかじめ放射能インベントリを把握しておくことは重要である。放射化放射能評価に必要な中性子束は、金属箔等の検出器で測定した位置については知ることができるが、検出器が存在しない位置の中性子束は知ることができないため、数値解析モデルにより推測する必要があることから、実際の中性子輸送過程をより良く再現するモデルを作成することが重要である。

2. 既存の評価と改善点：既往の敦賀発電所 1 号機の数値解析モデルは、検出器位置の C/M(計算値/実測値)を 1 に近づけるために、検出器と炉心の間の中性子輸送経路を予測し、その特徴を取り入れることでモデルの改良を行った[1]。この際に想定した輸送経路は、２次元、もしくは３次元の中性子束分布から経験的に予測した。本研究では、随伴中性子束と中性子束を重畳することで[2]、着目する検出器への寄与分布を評価し(右図は Au 箔の例)、これをマッピングすることで定量的に輸送経路を特定し、モデルの改良点を抽出することとした(下図破線部)。



RSW 外側検出器(Au 箔)の寄与分布

3. 結論：寄与分布をマッピングすることにより、検出器への寄与の大きな中性子輸送の経路を可視化することができ、中性子束分布評価モデルの改良に活用できる見込みを得た。



参考文献

[1] Ken-ichi Tanaka, Jun Ueno, Masataka Adachi, Satoshi Chiba, "Improvement of a calculation procedure of neutron-flux distribution for radioactivity inventory estimation for decommissioning of nuclear power plants", Progress in Nuclear Energy 85(2015)254-270.

[2]日本原子力学会 「遮蔽ハンドブック」研究専門委員会,「放射線遮蔽ハンドブック-基礎編-」, (2015 年 3 月).

*Jun Ueno[1], Kazuki Ishitani[1], Hidenori Tanabe[2], Tadashi Murakami[2], Ken-ichi Tanaka[3]

[1]Nuclear Engineering and Services Co., [2]The Japan Atomic Power Co., [3]The Institute of Applied Energy

CERN/CHARM における 24GeV 陽子を用いた遮蔽実験
（4）中性子エネルギースペクトルの遮蔽体厚さ依存性

Shielding experiment with 24 GeV protons at CERN/CHARM

(4) Dependency of Shield Thickness on Neutron Energy Spectrum

*李 恩智[1]，執行 信寛[1]，梶本 剛[2]，佐波 俊哉[3]，中尾 徳晶[4]，萩原 雅之[3]，八島 浩[5]，
山崎 寛仁[3]，Froeschl Robert[6]，Brugger Markus[6]，Roesler Stefan[6]，Iliopoulou Elpida[6]，Infantino Angelo[6]
[1]九州大学，[2]広島大学，[3]KEK/総研大，[4]清水建設（株），[5]京都大学原子炉実験所，[6]CERN

欧州原子核研究機構（CERN）の高エネルギー加速器混合粒子場（CHARM）施設において、24 GeV/c 陽子を厚い銅ターゲットに照射し、コンクリート遮蔽を透過した後の中性子エネルギースペクトルを測定した。遮蔽体の入れ替えにより、スペクトルの遮蔽体厚さ依存性を調査し、PHITS の結果と比較した。

キーワード：CERN/CHARM、遮蔽実験、中性子エネルギースペクトル、アンフォールディング法、有機液体シンチレータ

1. 緒言　数 10MeV 以上の中性子の遮蔽体内における減弱は高エネルギー加速器の遮蔽設計において重要である。この場合中性子エネルギースペクトルの形状がほぼ同じになるために線減弱係数がほぼ一定になることが知られている。中性子エネルギースペクトルを測定し、PHITS コードの結果と比較した。

2. 実験および計算　図 1 に CERN の CHARM 施設の縦断面図を示す。24 GeV/c、6.7×10^{10} 個/s の陽子ビームを φ 8 cm、50 cm 長の銅ターゲットに照射して生成した中性子をビーム軸から 90 度上方向において、有機液体シンチレータで測定した。ベト検出器の信号、波形弁別により中性子事象を抽出し、光出力分布を導出して、SCINFUL-QMD コードで応答関数を計算し、ベイズ推定法によるアンフォールディングによって中性子エネルギースペクトルを導出した。透過実験用のコンクリートを入れ替え、鉄 40 cm 厚みに加え、コンクリート 80 cm から 360 cm 厚みまでの測定を行った。計算値は PHITS v2.82 を用い、簡略化した体系で導出した。

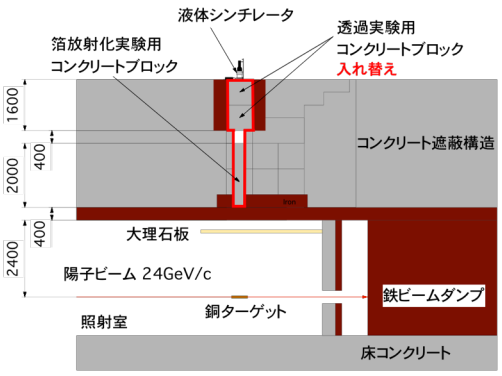


図 1. CERN/CHARM 照射施設の遮蔽断面図

3. 結果　図 2 に測定で得られた中性子のエネルギースペクトルの実験値と計算値の比較の例を鉄 40 cm 厚みに加え、コンクリート厚み 80, 200, 360 cm とした場合について示す。スペクトル形状は 200 cm と 360 cm に対して、20～100 MeV まではほぼ一定値をとって、20 MeV 以下で収量が増加している。計算値は実験値の傾向をおおむね再現している。今後、実験及び計算の不確かさの導出、差異の原因について検討を行う。

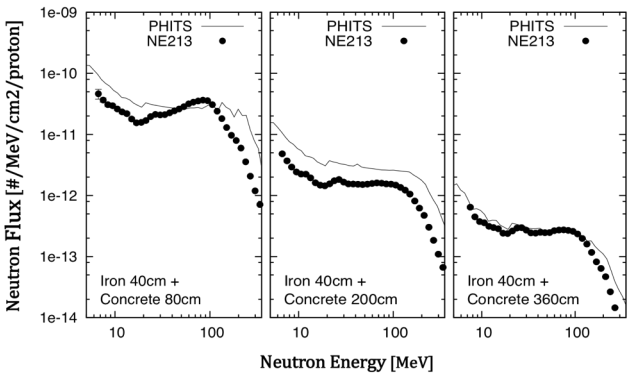


図 2.中性子エネルギースペクトルの実験値と計算値の比較

*Eunji Lee[1], Nobuhiro Shigyo[1], Tsuyoshi Kajimoto[2], Toshiya Sanami[3], Noriaki Nakao[4], Masayuki Hagiwara[3], Hiroshi Yashima[5], Hirohito Yamazaki[3], Robert Froeschl[6], Markus Brugger[6], Stefan Roesler[6], Elpida Iliopoulou[6], Angelo Infantino[6]
[1]Kyushu Univ., [2]Hiroshima Univ., [3]KEK/SOKENDAI, [4]Shimizu Corporation, [5]Kyoto Univ., [6]CERN

高エネルギー中性子による放射化ベンチマーク実験

Benchmark experiment for activation induced by high-energy neutrons

*萩原 雅之[1,2]，長畔 誠司[1,2]，西川 功一[1,2]，金井 敦史[3]，光野 冬樹[3]，渡辺 丈晃[1,2]
[1]高エネルギー加速器研究機構，[2]J-PARC センター，[3]東京ニュークリアサービス

30 GeV 陽子を金標的に当てて、16° 方向に放出される中性子を様々な金属試料に照射することで、高エネルギー中性子による放射化ベンチマーク実験を行った。得られた結果について、高エネルギー加速器の遮へい設計に用いられるシミュレーションコード PHITS による計算値と比較を行った。

キーワード：高エネルギー加速器、放射化、モンテカルロシミュレーション、J-PARC、ハドロン実験施設

1. 緒言

高エネルギー加速器施設の遮へい設計では、透過力が強く人体に大きな影響を与える高エネルギー中性子の評価が重要である。また、高エネルギー中性子は加速器構成機器や遮へい体等を放射化させるため、その放射化の状況を正しく把握することは作業者の被ばく低減や規制対象物としての放射化物を正しく管理するためにも重要である。J-PARC では、モンテカルロシミュレーションコード PHITS[1] や MARS[2] を用いて遮へい体透過線量や放射化の評価を行っているが、高エネルギー中性子に対する放射化の系統的なコードの再現性については実験データの不足から十分検証されていない。そのため、本研究では、30 GeV 陽子を金標的に当てて、16° 方向に放出される中性子を様々な金属試料に照射することで、高エネルギー中性子による放射化ベンチマーク実験を行った。

2. 実験・結果

実験は J-PARC ハドロン実験施設の KL ビームラインを用いて行った。KL ビームラインは、30 GeV 陽子と金標的の反応によって生じた二次粒子のうち電磁石によって電荷をもつ粒子を取り除き、中性子粒子を二台の金属コリメータで口径 7.8 μsr のペンシルビームとして取り出して中性 K 中間子稀崩壊実験(E14 KOTO 実験)[3]を行うための二次粒子ビームラインである。KL ビームラインに導かれるペンシルビームの主要成分は中性子であるため、この中性子ビームを 50×50×1 mm のニオブ、鉄、鉛、タンタル板、50×50×2 mm のアルミニウム板、10×10×2 mm の金板に約 1 ヶ月間照射して、高純度ゲルマニウム検出器を用いて試料中に生成した放射能の測定を行った。得られた結果について、高エネルギー加速器の遮へい設計に用いられるシミュレーションコード PHITS による計算値と比較を行った。

参考文献

[1] T. Sato et al., Particle and Heavy Ion Transport Code System PHITS, Version 2.52, *J. Nucl. Sci. Technol.* 50:9, 913-923 (2013).

[2] N.V. Mokhov, Recent Mars15 developments: nuclide inventory, DPA and gas production, Fermilab-Conf-10-518-APC (2010), Fermi National Accelerator Laboratory (2003). Available on https://mars.fnal.gov/

[3] K. Shiomi et al., Measurement of K^0_L flux at the J-PARC neutral-kaon beam line, *Nucl. Instrum. Meth.* A 664 (2012) 264–271

---

*Masayuki Hagiwara[1,2], Seiji Nagaguro[1,2] , Kouichi Nishikawa[1,2], Atsushi Kanai[3], Fuyuki Kouno[3] and Hiroaki Watanabe[1,2]
[1]High Energy Accelerator Research Organization, [2]J-PARC Center, [3]Tokyo Nuclear Services..

中性子照射試験及び PHITS 計算によるコンクリートの低放射化手法の検討

Consideration of low-activation methods for concrete by neutron irradiation test and PHITS calculation

*田中　聖一朗[1]，奥野　功一[1]
[1]安藤ハザマ

中性子照射試験及び PHITS と D-CHAIN による計算を行い、普通コンクリート、石灰岩コンクリート、B_4C 入りコンクリート及び普通コンクリートに B_4C 樹脂板を組み合わせた場合とでコンクリートの放射化量の比較を行い、コンクリートの低放射化手法について検討を行った。

キーワード：放射線利用施設、放射化、熱中性子、B_4C（炭化ホウ素）、コンクリート、放射化計算

1. 緒言

コンクリートの低放射化手法として代表的なものに、(1)コンクリートの放射化に起因する主要核種を低減する方法と、(2)コンクリート中に中性子吸収材を入れて放射化に起因する主要核種の誘導放射能を減らす方法、(3)コンクリートに入射する中性子量を低減する方法などがある[1]。本研究では、各手法について中性子照射によるコンクリートの放射化試験を行い、放射化量の比較を行った。また PHITS 及び D-CHAIN 計算[2]を行い、実験結果の妥当性についても評価を行った。

2. 中性子照射試験

(A)普通コンクリート試料と(B)石灰岩コンクリート、(C)B_4C 入りコンクリート試料、(D)普通コンクリート試料＋B_4C 樹脂板の 3 種類の試験体を作成し、加速器中性子源を用いて中性子照射試験を行った。中性子照射後、Ge 半導体検出器を用いて放射化した各コンクリート試料から放出されるγ線スペクトルの測定を行い、各コンクリート試料に生成した短半減期核種である ^{24}Na（半減期：14.96 時間）と ^{56}Mn（半減期：2.579 時間）の生成量の定量及び比較を行った。図 1 に各コンクリート試料に生成した ^{24}Na と ^{56}Mn の放射能濃度を比較したものを示す。各手法についてコンクリートの放射化量の低減を確認できたものの、 低放射化効果は(D)B_4C 樹脂板を使用した場合が最も大きく、(A)普通コンクリートのみの場合と比較して ^{24}Na の生成量で約 1/32、^{56}Mn の生成量で約 1/47 まで低減された。

3. PHITS 計算

中性子照射試験を模擬した PHITS 計算及び D-CHAIN 計算を行い、実験結果の妥当性について評価を行った。計算結果については、当日報告予定である。

4. 結論

中性子照射試験及び PHITS、D-CHAIN の結果、B_4C 樹脂板によるコンクリートの低放射化効果が非常に大きいことが解った。今後は、長半減期核種に対しても検証を行う予定である。

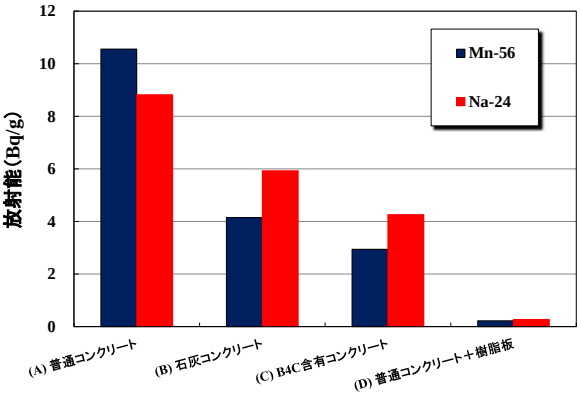


図 1. 各試料に生成した ^{24}Na と ^{56}Mn の比較

参考文献

[1] 「遮蔽ハンドブック」研究専門委員会：放射線遮蔽ハンドブック－基礎編－，p.336 (2015)

[2] T. Sato, K. Niita, N. Matsuda, *et al.*, PHITS, Version 2.88, J. Nucl. Sci. Technol. 50:9, 913-923 (2013)

* Seiichiro Tanaka[1], Koichi Okuno[1]

[1] Hazama Ando Cop.

福島第一原子力発電所構内における線量分布測定と線量低減について

Radiation dosimetry in Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant

*岩永 宏平[1]、平山 英夫[1,2]、近藤 健次郎[1,2]、鈴木 征四郎[1]
（1. 原子力規制員会原子力規制庁、2. 高エネルギー加速器研究開発機構）

原子力規制庁では、福島第一原子力発電所構内の原子炉建屋周辺や汚染水保管タンクエリア、敷地境界など、構内全体にわたる線量分布の測定を継続的に実施してきた。その線量分布測定結果を分析すると、表層からの直接線による線量と比較的深い部分からの散乱線による線量の関係から簡易な遮蔽で、大きな線量低減効果が得られることを確認した。また、原子炉建屋等、比較的線量が高い場の近傍におけるスカイシャイン線の影響と効果的な線量低減が可能なことを確認したので報告する。

キーワード：Radiation dosimetry, Dose reduction, Sky shine, 福島第1原子力発電所

1. 福島第1原子力発電所構内における散乱線及びスカイシャイン線の測定方法の検討

福島第1原子力発電所構内（以降、「１F構内」という。）において線量測定を行う場合、計測される線量率の大部分は Cs-134およびCs-137の汚染によるものであることがわかってきている。一方、その線量率は、地表面や建屋表層からの直接線、地中（フェーシング部分等）及び建屋内線源からの散乱線、原子炉建家等、特に１～4号機オペレーションフロア部分の非常に強い線源に起因するスカイシャイン線が合算されたもので、その場の線量を下げるためには、まず主な線源を由来毎に分析することが重要である。

平成28年9月時点において、線量率が最も高い値を示しているのは原子炉建屋周辺であり、2mmの鉛遮蔽を施した測定値と裸の測定値の比較によって、散乱線の寄与を評価する試みを行った。Cs-134およびCs-137の直達γ線の全吸収ピークに近いエネルギー領域の光子は2mmの厚さの鉛による遮蔽効果は小さいが、特に低エネルギー散乱線の多い場所では、線量率は大きく減少することが期待される。

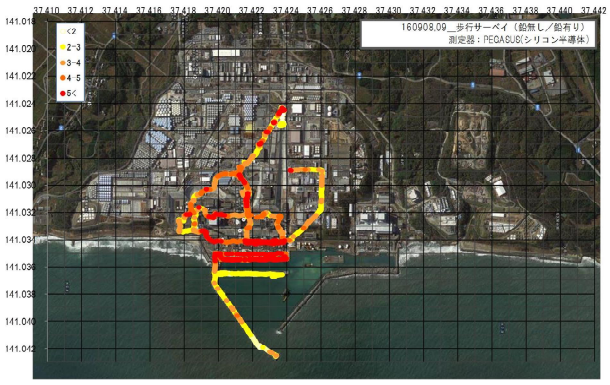


図１F 構内原子炉建屋周辺を中心とした散乱線マップ

2. 評価結果

原子炉建屋に並行した山側と海側で線量率の分布に若干の違いが認められるが、3号炉周辺で最も高い線量率を示した。そのような場所で、2㎜の鉛遮蔽を施すことによる線量率の減少は、3号炉周辺で最も大きな減少が確認された。測定値の鉛の無/有の比は、約3～5（図中でオレンジや赤）であり、線量率に対するエネルギーの低い散乱線の寄与が非常に大きいことが示された。一方、比較的原子炉建屋から離れたところでは、測定値の鉛の無/有の比は約1～3程度（図中で白や黄）であった。この結果より、原子炉周辺における作業者の被ばく線量の低減は、比較的薄い鉛でも高い効果を得られるということが本測定データにより示された。

3. 各号炉原子炉建屋オペレーションフロアからのスカイシャイン線の可視化

平成28年5月時点で、3号機オペレーションフロア床から5mの位置では200mSv/hを超える高い周辺線量率であったが、その後遮蔽の設置により、2016年12月の時点では1/10以下に低下したことで、3号炉原子炉建屋周辺においては１／３程度の低減が見られた。このような傾向を踏まえると、サイト内のスカイシャイン線の分布を把握し、上方からの成分を低減することは、線量低減に非常に有効であるといえる。今回、線量に寄与する可能性のあるスカイシャイン線の分布を一部可視化できたことから当日講演で報告する。

*Kohei Iwanaga[1] *Hideo Hirayama[2], Kenjiro Kondo[2], Seishiro Suzuki[1]
[1]Nuclear Regulation Authority, [2]High Energy Accelerator Research Organization,

Planning Lecture | Board and Committee：Standards Committee 2 -Advanced and Fundamental Systems Technical Committee, Radiation Shielding Subcommittee

Wed. Sep 13, 2017 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 13, 2017 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room K N301 - N Block

[1K_PL] Standardization of concrete compositoin for radiation shielding design

Chair: Yukio Sakamoto (ATOX)

[1K_PL01] Disucussion on the standardization of concrete compositoin for radiation shielding design

*Kenichi Kimura[1] (1. Fujita Corp.)

[1K_PL02] The concrete used for radiation shield walls

*Toshinobu Maenaka[1] (1. Takenaka Corp.)

[1K_PL03] Dose fluctuation by concrete compositions

*Mikihiro Nakata[1] (1. MHI NS ENG)

2017年秋の大会

標準委員会セッション 基盤応用・廃炉技術専門部会 放射線遮蔽分科会

日本原子力学会標準「放射線遮蔽設計に用いる遮蔽材料組成（コンクリート編）」の策定について

Standardization of concrete composition for radiation shielding design

（1）遮蔽材料に係る学会標準の策定について

(1) Discussion on the standardization of concrete composition for radiation shielding design

*木村 健一[1] 中田 幹裕[2]，奥野 功一[3]，平尾 好弘[4]，石川 智之[5]，坂本 幸夫[6]

[1]㈱フジタ，[2]MHI ニュークリアシステムズ・ソリューションエンジニアリング㈱，[3]安藤ハザマ，[4]海上技術安全研究所，

[5]伊藤忠テクノソリューション㈱，[6]アトックス

1. はじめに

本標準は、原子力発電所及び放射線利用施設の設計段階で必要となる遮蔽材料のうち、遮蔽コンクリートの組成に関して、施設別の状況調査や国内外の文献調査及び遮蔽材料組成の基本的な策定方法を示すとともに、遮蔽コンクリートの材料組成を規定するものである。なお、この標準は既知及び実測データがある場合にはその利用を妨げるものではない。

本セッションでは、これまでに検討してきた標準の素案についての紹介を行う。本報では全体概要と組成標準の策定方法及び組成標準、第２報（遮蔽要求部に用いられるコンクリートについて）にでは遮蔽コンクリートの施工的観点（材料や品質管理）からの実情について、そして第３報（コンクリート材料変動に対する線量率影響検討）では材料変動に対する線量率影響の評価の概要を述べる。

2. 適用範囲

この標準は、原子力発電所、再処理施設及び放射線利用施設（γ線利用施設、放射線を用いた医療施設、研究用放射線施設などのうち、発生中性子及び光子のエネルギーが 20MeV 以下の施設）における遮蔽材料の基本的な策定方法をもとにした遮蔽材料組成（遮蔽コンクリート）を規定している。

3. 遮蔽材料の組成標準

本標準では遮蔽コンクリートの材料組成の標準を規定する。そのためまず、図１に示す遮蔽材料組成の基本的な策定手順を明示した上で、その手順に基づいて決定した組成を示す。

本項目は、標準値（組成）の決定方法、遮蔽材料の組成標準（具体的組成）、遮蔽コンクリート組成標準を使用する場合の考慮事項、そして遮蔽コンクリートによる線量率の減衰に関する解析、などにより構成される。

4. 謝辞

本発表に当たり、共同発表者以外に加え、作業に参画いただいた、本作業会及びWGの下記諸氏に､深く感謝いたします。吉田昌弘氏（原安技センター）、河野秀紀氏(アトックス)、田中健一氏（エネ総研)､大石晃嗣氏(日環研)､月山俊尚氏、坂本浩紀氏(日立 GE)、谷口雅弘氏（大成建設)、佐藤隆氏（大林組)、小迫和明氏（清水建設)、吉岡健太郎氏（東芝)、尾方智洋氏（三菱重工)、天野俊雄氏（伊藤忠 TS)、和田浩之氏（中部電力)、紺谷修氏（鹿島建設)、前中敏伸氏（竹中工務店)、辻弘一氏（JANSI)、丸山一平氏（名古屋大学)。

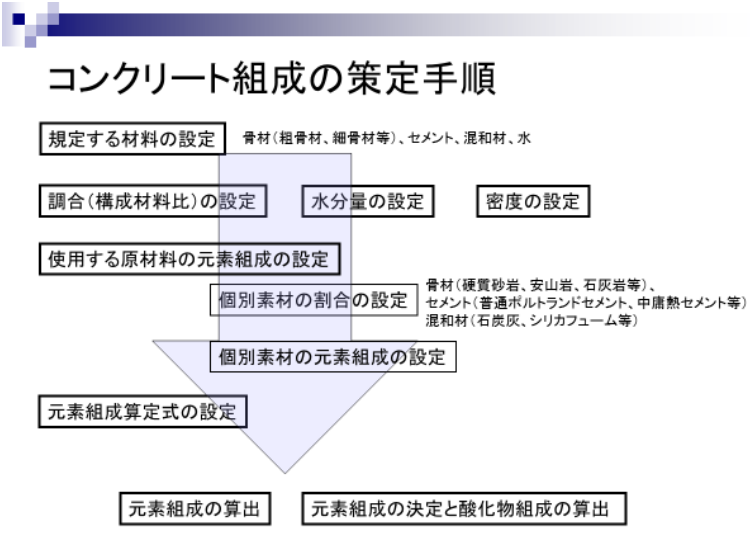


図１　コンクリート組成の策定のための手順

*Ken-ichi Kimura[1], Mikihiro Nakata[2], Koichi Okuno[3], Yoshihiro Hirao[4], Satoshi Ishikawa[5] and Yukio Sakamoto[6]

[1]Fujita Corporation, [2]MHI-NS, [3]Hazama-Ando, [4]National Marine Research Institute, [5]ITOCHU Techno-Solutions and [6]ATOX Corporation

2017年秋の大会

標準委員会セッション 基盤応用・廃炉技術専門部会 放射線遮蔽分科会

日本原子力学会標準「放射線遮蔽設計に用いる遮蔽材料組成（コンクリート編）」の策定について
Standardization of concrete composition for radiation shielding design

（2）遮蔽要求部に用いられるコンクリートについて
(2) The concrete used for radiation shield walls

*前中敏伸[1]，丸山一平[2]，和田浩之[3]，紺谷修[4]，木村健一[5]
[1]竹中工務店，[2]名古屋大学，[3]中部電力，[4]鹿島建設，[5]フジタ

１．はじめに
コンクリートは、遮蔽設計の対象となるガンマ線や中性子線に対し、使用するコンクリート調合や構造体の形状により概ね期待する遮蔽性能を確保することができ、地産地消の材料を使用する安価な材料である。しかし、コンクリートは鉄や鉛のような単一材料ではないため、建設箇所、打設箇所、打設時期等の施工条件により、建物を構成する各部材の品質は変化する。本文では、遮蔽要求部位に使用するコンクリートの実情をまとめ、遮蔽材料標準を設定する場合の留意点をまとめる。

２．コンクリートの品質管理
遮蔽要求部位にコンクリートを施工する場合の標準的な仕様として、日本建築学会から発刊されているJASS5[1)]とJASS5N[2)]がある。前者は、一般建築物に対する仕様をまとめたもので、主に病院内の特定設備を遮蔽する場合等に用いられる。後者は、建屋全体に遮蔽要求がある原子力発電所施設等に用いられている。各仕様書の項目は、遮蔽要求のない一般のコンクリート構造物に比べ、使用材料に対する差異は少ないが、部材厚が大きくなることや遮蔽設計におけるコンクリートの与条件（単位容積質量や部材厚さ）に起因する品質管理項目が付加されることが相違点である。

３．コンクリートに使用する材料
セメント　：　普通セメントを使用する場合が多いが、部材厚が厚くなる場合には、セメントの水和反応に伴う温度上昇を抑制することを目的に、中庸熱セメントやフライアッシュ等を使用する混合セメントを使用することが多い。骨材　：　骨材は粗骨材（砂利）と細骨材（砂）に分類でき、天然資源（河川砂利、山陸砂利、河川砂、山陸砂）が多用されていたが、近年は砕石や砕砂の利用が多くなっている。2016年の経産省の生コンクリートの統計[3)]を図１に、砕石と砕砂の原石分類[4)]を図２にまとめる。

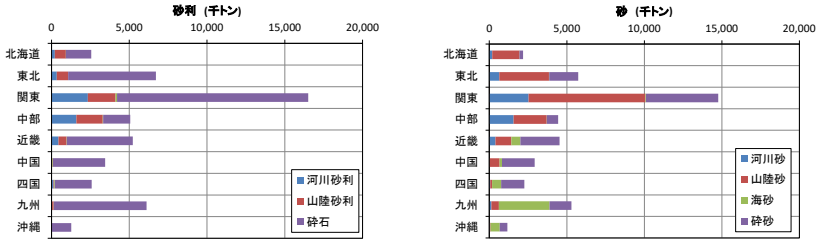


図１　生コンクリートにおける骨材分類(2016 年)

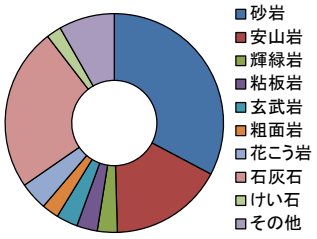


図２　砕石の原石分類(2016 年)

４．遮蔽標準設定に対する課題
遮蔽要求部位に使用するコンクリートは、品質管理項目が多くなるが、特別なコンクリートを打設するわけではない。しかし、遮蔽設計で必要になるコンクリートの特性（元素組成、単位容積質量およびコンクリート中の水分量等）は、使用材料の地域性、調合および形状の自由度から変化するため、各特性が遮蔽計算結果に及ぼす影響を把握し、説明性および代表性を確保できるよう慎重に策定する必要がある。

参考文献
1)　建築工事標準仕様書・同解説　JASS5　鉄筋コンクリート工事、日本建築学会、2015 年
2)　建築工事標準仕様書・同解説　JASS5N　原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事、日本建築学会、2013 年
3)　平成 28 年(2016))　生コンクリート統計年報、経済産業省製造産業局素材産業課
4)　平成 28 年(2016))　砕石統計年報、経済産業省製造産業局素材産業課

*Toshinobu Maenaka[1], Ippei Maruyama[2], Hiroyuki Wada[3], Osamu Kontani[4], Kenichi Kimura[5]
[1]Takenaka Corporation, [2]Nagoya Univ., [3]Chubu Electric Power Co., Inc., [4]Kajima Corporation, [5]Fujita Corporation

2017年秋の大会

標準委員会セッション 基盤応用・廃炉技術専門部会 放射線遮蔽分科会

日本原子力学会標準「放射線遮蔽設計に用いる遮蔽材料組成（コンクリート編）」の策定について
Standardization of concrete composition for radiation shielding design
（3）コンクリート材料変動に対する線量率影響検討
(3) Dose fluctuation by concrete compositions

*中田　幹裕[1]，月山　俊尚[2]，吉岡　健太郎[3]，尾方　智洋[4]，
天野　俊雄[5]，小迫　和明[6]、河野秀紀[7]

[1]MHI ニュークリアシステムズ・ソリューションエンジニアリング㈱，[2]日立 GE ニュークリア・エナジー㈱，[3]㈱東芝，
[4]三菱重工業㈱，[5]伊藤忠テクノソリューションズ㈱，[6]清水建設㈱，[7]㈱アトックス

1. 目的と概要

本標準では、遮蔽設計段階での標準遮蔽コンクリート組成の規定を目指している。遮蔽壁施工段階では、遮蔽設計条件としたコンクリート組成と同一組成のコンクリートを施工とすることは困難である。そこで、国内のコンクリートで想定される、製造時の配合変動、水分量変動、元素組成変動が、遮蔽透過時の線量率に与える潜在的影響を評価し、標準組成を遮蔽設計で使用する際の参照データとして整備することを目的とし、線量率影響検討を実施中である。本報告では、これまでに実施した評価の概要と、策定中の原子力学会標準に参考情報として掲載する内容を紹介する。

2. 線量率影響検討の進捗と概要

2-1. 実施事項

今回の標準での検討対象範囲は、現存及び今後設置される施設で主要となる原子炉施設と 20MeV 以下の中性子を発生する加速器設備とした。

遮蔽透過後の線量率への影響因子として、コンクリート製造時の配合変動、コンクリート材料に起因する元素組成変動、及び水分量変動を考慮した。これらの因子に基づく、標準コンクリート組成に対する潜在的線量率変動について、対象施設別に中性子及びγ線源のケーススタディを実施した。この評価結果は、遮蔽コンクリート標準組成の適用に対する留意事項として、標準に掲載する予定である(図-1 参照)。

過去 2 年間の検討では、各因子の影響度合いを把握するため、国内でサンプルしたコンクリート材料の分析結果に基づき設定したコンクリート組成（F02HT）を基準とし、分析結果のバラつきに基づく製造時成分変動、JASS5N などの既存データに基づいた水分変動、元素組成変動の初期評価として原子炉施設設計で参照してきたコンクリート元素組成事例である、ANL-5800 と 6443 の元素組成変動をパラメータとして計算を実施した。

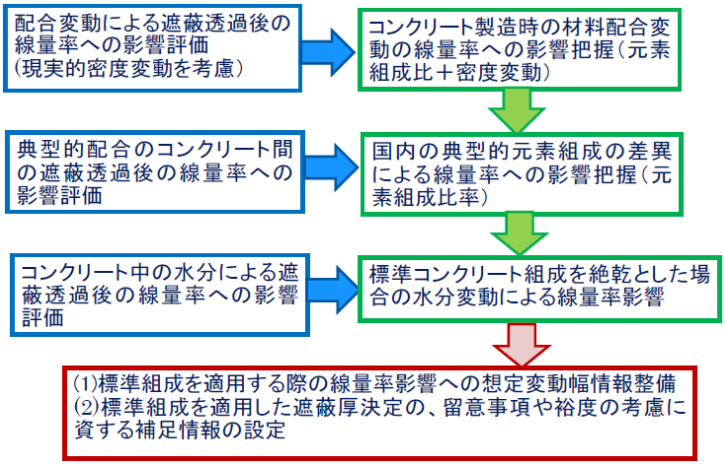


図-1 線量率影響検討流れ

想定する線源スペクトルとして、原子炉施設では中性子とγ線の線源を想定した。具体的には、^{235}U, ^{239}Pu, ^{252}Cf の自発核分裂中性子スペクトルと、BWR の生体遮蔽透過後の中性子スペクトル、^{60}Co, ^{137}Cs, ^{16}N のγ線スペクトルと、^{235}U 核分裂γ線スペクトルを対象とした。

20MeV 以下の中性子を発生する加速器設備としては、18MeV の PET 照射医療用加速器を事例とした。

解析計算では、コンクリート材料変動の影響が、他の不確定因子の影響なく線量率計算結果に現われるように、幾何学形状は可能な限り単純化するとともに、計算手法も可能な限り簡素な手法を選択した。具体的には、原子炉施設の線源に対しては 1 次元球体系幾何学配列で、ANISN コードで計算を実施し、MCNP

コードで補足計算を行った。加速器施設に対しては加速した陽子による中性子発生を評価する必要性から、PHITS コードを用いた平板体系で計算を実施した。それぞれの幾何学形状を、図-2,3 に示す。

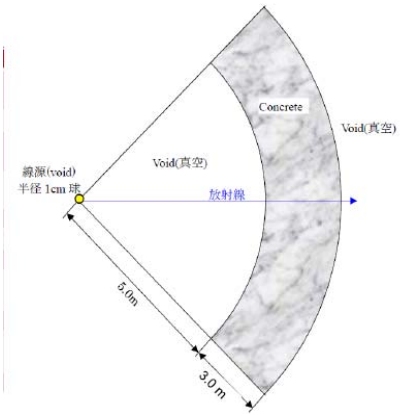


図-2 原子炉施設に対する計算幾何学形状

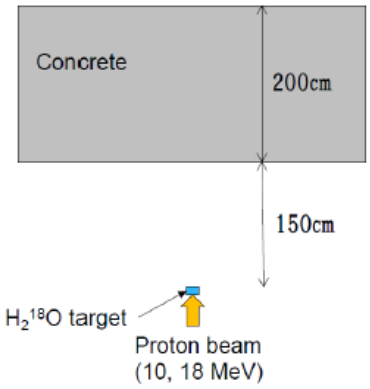


図-3 加速器施設に対する計算幾何学形状

2-2. 検討状況概要

ケーススタディの結果を、中性子線源については典型的な中性子源遮蔽厚さとして 2m、γ線源については原子炉施設の補機の遮蔽を想定し 50cm を例に、概要を示す。中性子線源に対する線量率変動は、原子炉施設の各線源スペクトル及び加速器施設ともに、配合変動（密度の±3σ）で約 1.5 倍、水分変動（絶乾～自由水 0.1g/cm^3）で 5～10 倍、元素組成変動（初期検討）で 2 倍程度となった（図-4 参照）。γ線源については、配合変動と水分変動共に約 1.5 倍で、エネルギーが高い ^{16}N では変動が極めて小さかった。遮蔽厚に対しては、線量率で 2 倍に差が生ずる場合、コンクリート厚で高々10cm 程度の影響である。

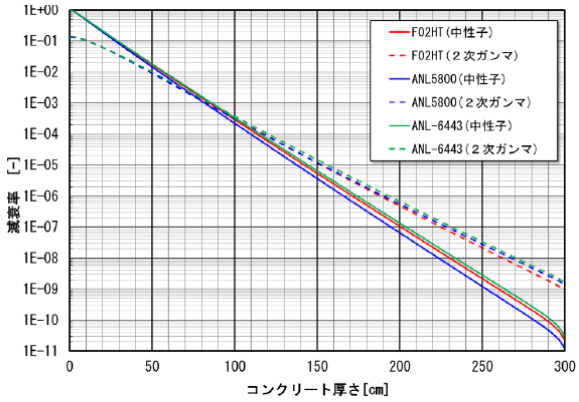


図-4 原子炉施設に対する組成変動解析事例

また、中性子束が一定の場合、水分が多いほど 2 次γ線発生量は増える傾向にあるが、コンクリート中の 2 次γ線発生量は水分増加による中性子の減衰に支配され、水分量が多いほど 2 次γ線の線量率が増える逆転現象は現れなかった。さらに、これまでの解析結果から、中性子の減衰に対しては水分と軽元素（Si, Ca）の影響が大きく、γ線の減衰に対しては密度依存で元素の差異は現れない傾向となった。

なお、熱中性子の上方散乱による線量率影響について、過大側の評価を実施したが、1%以下の影響であり、本検討では考慮する必要がないことを確認している。

2-3. 今後の計画

現在、標準に規定する遮蔽コンクリート組成と、その設定データに基づく、配合変動、水分変動、元素組成変動に対する、最終的な線量率影響検討を実施中である。検討では、これまでのケーススタディ結果に基づいて、代表的な原子炉施設の中性子及びγ線源と 18MeV 医療用加速器線源に対して計算を実施中である。ここで、元素組成変動については、ケーススタディで実施した ANL-5800, 6443 組成に加え、国内の典型的な元素組成を加えた、線量率影響検討を実施中である。また、加速器線源については、施設の遮蔽設計の観点で、医療用加速器を主な対象とするが、中性子エネルギースペクトルの特性として異なる 14MeV D-T 線源についても、線量率影響検討を実施中である。

3. 原子力学会標準への掲載計画

上記 2-3 節に示した線量率影響最終検討は、評価結果に基づく見解とともに、標準に規定する遮蔽コン

クリート組成を遮蔽設計に適用する場合の留意事項として、附属書（参考）に掲載する予定である。また、最終計算に至る前の、参照コンクリート組成 F02HT に対する種々の線源に対するケーススタディ、解析計算に使用した具体的条件とデータ、ケーススタディに基づく線量率への影響因子の考察、最終検討に用いる代表線源の選定過程及び上方散乱の評価内容詳細については、解説に参考情報として掲載予定である。

附属書（参考）の構成は下記を予定している。

(1) 対象とする線源範囲
(2) 遮蔽透過後の線量率影響で考慮する成分変動
(3) 線量率影響検討
(4) コンクリート組成変動に対する遮蔽性能留意事項

4. 謝辞

本発表に当たり、共同発表者に加え、作業に参画いただいた、本作業会感度解析 WG の下記諸氏に、深く感謝いたします。

吉田昌弘氏（原安技センター）、坂本幸夫氏（アトックス）、田中健一氏（エネ総研）、大石晃嗣氏（日環研）、坂本浩紀氏(日立 GE)、谷口雅弘氏（大成建設）、木村健一氏（フジタ），奥野功一氏(安藤ハザマ)

*Mikihiro Nakata[1], Toshihisa Tsukiyama[2], Kentaro Yoshioka[3], Tomohiro Ogata[4], Toshio Amano[5], Kazuaki Kosako[6], Hidenori Kawano[7]

[1] MHI Nuclear Systems And Solution Engineering Co., Ltd，, [2] Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., [3] TOSHIBA Corp., [4] Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.，[5] ITOCHU Techno-Solutions Corporation，[6] Shimizu Corporation, [7] ATOX Corp.

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：202-1 Radiation Behaviors, Radiation Shielding

Wed. Sep 13, 2017 2:45 PM - 4:40 PM JST | Wed. Sep 13, 2017 5:45 AM - 7:40 AM UTC | Room K N301 - N Block

[1K08-14] Shielding Calculation, Monte Calro Code

Chair:Masayuki Hagiwara (KEK)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[1K08] The Development of FLEXible DOSE evaluation system (FLEXDOSE)
Improvement and Experiences

*Osamu Kubota[1], Yoshitaka Sugiura[1], Yusuke Matsui[1] (1. TEPCO SYSTEMS CORPORATION)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[1K09] Test of AMPX multigroup library for shielding in SCALE6.2.1

*Chikara Konno[1], Kenichi Tada[1] (1. JAEA)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[1K10] A Study on Leakage Dose of Straight Duct from Medical Linac Room

*Takuma Noto[1], Kazuaki Kosako[1], Takashi Nakamura[1] (1. Shimizu Corporation)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[1K11] 2017 Activity Report on Simple Calculation Code Review WG for Radiation Shielding
(1)A preliminary study about a thin layer and a back scattering effect - benchmark problem setting and trial calculation

*Fumiyoshi Nobuhara[1], Shohei Iwai[1], Satoshi Furusawa[1], Matsui Yuusuke[2], Osamu Kubota[2], Daisuke Takano[2] (1. Tokyo Nuclear Services Co., LTD., 2. TEPCO SYSTEMS CORPORATION)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[1K12] Monte-Carlo simulation study of secondary neutrons and gamma-rays generated from human tissue in proton beam therapy

*Noriyuki Motoyoshi[1], Hirotaka Sato[2], Michihiro Furusaka[2] (1. Grad. Sch. of Eng., Hokkaido Univ., 2. Fac. of Eng., Hokkaido Univ.)

4:00 PM - 4:15 PM JST | 7:00 AM - 7:15 AM UTC

[1K13] Evaluation of biological effects of BNCT driven with an accelerator with PHITS code

*Riichiro Nakamura[1], Keisuke Maehata[1], Nobuhiro Shigyo[1], Hiroki Tanaka[2] (1. Kyushu Univ., 2. KUR)

4:15 PM - 4:30 PM JST | 7:15 AM - 7:30 AM UTC

[1K14] Current status of egs5 code

*Yoshihito Namito[1], Hideo Hirayama[1], Takeshi Sugita[2] (1. KEK, 2. SSL)

4:30 PM - 4:40 PM JST | 7:30 AM - 7:40 AM UTC

Time reserved for Chair

簡易遮蔽計算コード（FLEXDOSE）の開発
(2)改良点及び使用実績の紹介

The Development of FLEXible DOSE evaluation system (FLEXDOSE)

(2) Improvement and Experiences

（株）テプコシステムズ　*久保田修[1]　杉浦義隆[1]　松居祐介[1]

[1]株式会社テプコシステムズ

点滅衰核法と 3 次元グラフィックを組み合わせた簡易遮蔽計算コード（FLEXDOSE：FLEXible DOSE evaluation system）について、前回発表以降の改良点及びその使用実績について紹介する。

キーワード：遮蔽計算，簡易遮蔽計算コード，点滅衰核法、ML-EM 法

１．緒言　原子力発電所等の遮蔽計算で一般的に使用されている点滅衰核法[1)]に 3 次元グラフィック描画機能を組み合わせた簡易遮蔽計算コード（FLEXDOSE：FLEXible DOSE evaluation system）を 2015 年に開発し、同年秋の原子力学会にて紹介した[2)]。ここでは、その後に新たに追加した機能や、その使用実績例について紹介する。

２．追加機能

① 線源・遮蔽体としてトーラス（全周、部分）形状追加
配管屈曲部（L 字管、U 字管）用のオブジェクト

② 放射能量推定方法に ML-EM 法を追加
測定・評価体系の誤差により連立一次方程式や一般逆行列法では直接逆算が難しかった対象にも適用可能

③ 作業計画支援機能の追加
放射線環境下で作業員が移動及び作業した際の被ばく線量を予め図面上でシミュレーションする機能

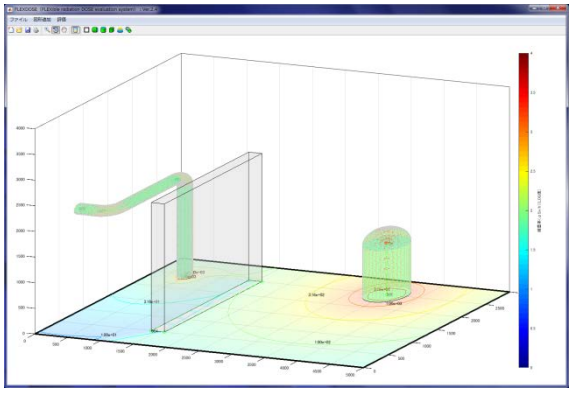


Fig.1. The image of FLEXDOSE.

３．使用実績

① 放射能量推定業務
福島第一原子力発電所 2 号機 X-6 ペネ前室における空間線量率の測定値から放射能量を推定した例

② カメラ遮蔽設計業務
放射線環境下に設置する赤外線監視機能付きカメラにとりつける鉛遮蔽体の形状及び厚さ設計例

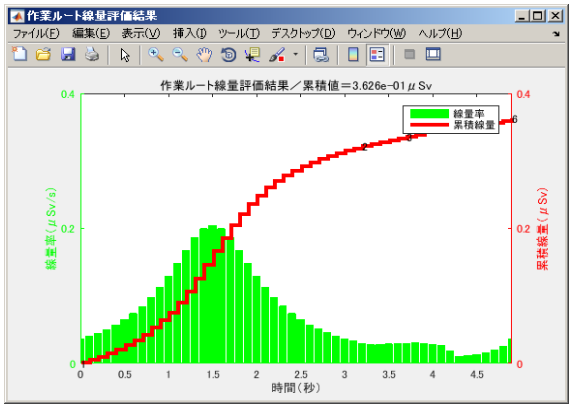


Fig.2. The trend graph of dose along the route.

参考文献

1） 原子力安全技術センター：放射線施設のしゃへい計算実務マニュアル（2015）

2） 杉浦義隆，他：日本原子力学会「2015 秋の大会」要旨集，L56

５．謝辞

本発表にあたり、使用実績の提供等、多大なご協力をいただいた東京電力ホールディングス株式会社殿に謝意を表する。

*Osamu Kubota[1], Yoshitaka Sugiura[1], Yusuke Matsui[1]
[1]TEPCO SYSTEMS CORPORATION

SCALE6.2.1 の遮蔽用 AMPX 多群ライブラリテスト

Test of AMPX multigroup library for shielding in SCALE6.2.1

*今野　力[1]，多田　健一[1]

[1] 日本原子力研究開発機構

SCALE6.2.1 システム付属の遮蔽用 AMPX 多群ライブラリ scale.rev12.xn200g47v7.1 を簡単な計算モデルでテストした。その結果、scale.rev12.xn200g47v7.1 の分離共鳴領域の自己遮蔽補正が十分でないことがわかった。一方、非分離共鳴領域の自己遮蔽補正は NJOY よりも FRENDY に近い結果を示した。

キーワード：SCALE6.2.1, AMPX 多群ライブラリ，自己遮蔽補正，分離共鳴，非分離共鳴, FRENDY

1. 緒言

SCALE6.2.1 システムは 2016 年に公開され世界中で広く使われている。SCALE6.2.1 システムには、ENDF/B-VII.0、ENDF/B-VII.1 から作られた新しい形式の AMPX ライブラリ（多群ライブラリ、連続エネルギーライブラリ、ORIGEN ライブラリ、等）が付属している。我々は、10 年ほど前に、VITAMIN-B6 のような古い形式の AMPX 多群ライブラリには 1 次の荷重関数で全断面積を処理したデータがないため、分離共鳴領域の自己遮蔽補正が不十分になることを指摘した[1]。今回、SCALE6.2.1 システム付属の ENDF/B-VII.1 から作られた新しい形式の遮蔽用 AMPX 多群ライブラリ（scale.rev12.xn200g47v7.1、中性子 200 群、ガンマ線 47 群）でこの分離共鳴領域の自己遮蔽補正の問題が解決しているかどうかを調べるとともに非分離共鳴の自己遮蔽補正も調べたので報告する。

2. テスト計算

中心に 20MeV（19.96-20MeV）の中性子源のある半径 1m の物質の球内の中性子、ガンマ線スペクトルを scale.rev12.xn200g47v7.1（AMPX B71）を用いて ANISN コードで計算した。物質は、分離共鳴領域の自己遮蔽補正効果を調べるために鉄、非分離共鳴領域の自己遮蔽補正効果を調べるためにヒ素を採用した。比較のために、ENDF/B-VII.1 から NJOY で作成した MATXS ファイル（MATXS B71）を用いた ANISN 計算、MCNP コード付属の ENDF/B-VII.1 の ACE ファイル（ACE B71）を用いた MCNP 計算も行った。さらに、非分離共鳴の自己遮蔽補正効果を調べるために、ヒ素体系では NJOY コードの非分離共鳴補正モジュール PURR を日本独自の核データ処理コード FRENDY で置き換えて作成した ENDF/B-VII.1 の MATXS ファイル（MATXS B71FR）を用いた ANISN 計算も行った。

3. 結果とまとめ

図 1 に鉄体系の計算結果の一部を示す。AMPX B71 を用いた ANISN 計算の中性子束は他の 2 つの計算の中性子束と異なり、以前指摘した問題が残っていることがわかった。図 2 にヒ素体系での計算結果の一部を示す。非分離共鳴領域で、MATXS B71 を用いた ANISN 計算の中性子束は、他の 2 つの計算の中性子束の数倍になっている。これは NJOY コードの PURR モジュールでの不適切な処理[2]によると考えられる（FRENDY では非分離共鳴を適切に処理）。一方、AMPX B71 を用いた ANISN 計算の中性子束は MATXS B71FR を用いた ANISN 計算の中性子束に近く、AMPX B71 を作成するのに使われた AMPX−6 コードの非分離共鳴の自己遮蔽補正は、NJOY コードよりも良いことがわかった。SCALE6.2.1 システム付属の遮蔽用 AMPX 多群ライブラリを使う際には注意が必要である。

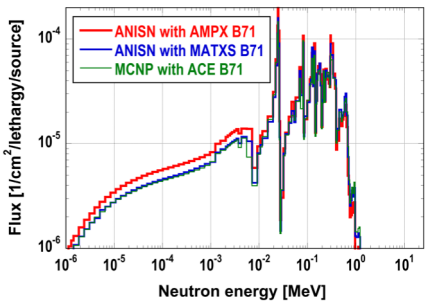


図 1　鉄球の中心から 60cm での中性子スペクトル

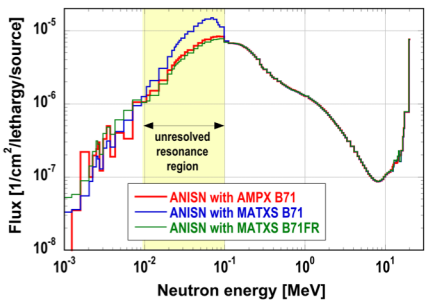


図 2　ヒ素球の中心から 60cm での中性子スペクトル

参考文献

[1] C. Konno, et al., Prog. Nucl. Sci. Technol. 1 (2011) 32-35.
[2] 多田、長家、原子力学会 2016 年春の年会 2O01.

*Chikara Konno[1] and Kenichi Tada[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

医療用リニアック室における直ダクト出口の漏洩線量評価法の研究

A Study on Leakage Dose of Straight Duct from Medical Linac Room

*能任　琢真[1]，小迫　和明[1]，中村　尚司[1]
[1]清水建設

医療用リニアック室において、壁を貫通するように設けられたダクトから漏洩する線量を簡易に評価する手法を検討している。モンテカルロ計算によりX線のダクト出入口における線量の比を求め、X線の経路、ダクト形状及びレイアウトとの関係を検討した。

キーワード：ダクトストリーミング，エックス線，遮蔽計算，医療用リニアック，モンテカルロ

1. 緒言

医療用リニアックを導入する場合、照射室に適切な遮蔽を設け、管理区域境界等における漏洩線を法令で定める実効線量限度以下に抑える必要がある。現在、簡易計算法により壁からの漏洩線や迷路ストリーミングの計算が可能であるが[1]、ダクトからの漏洩線評価は十分な検討がされていない。ダクトからの漏洩線を簡易計算により評価する手法を開発するため、モンテカルロ計算によりダクト出入口における線量の比と、X線の経路、ダクト形状及びレイアウトの関係を検討した。

2. ダクトストリーミング検討

ダクトから漏洩するX線の主要な経路は、従来の迷路ストリーミングと同様に①利用線錘の壁等による散乱線、②ヘッドからの漏洩線の壁等による散乱線、③ヘッドからの漏洩線の迷路壁透過線に分けることが出来る。図1に示すリニアック室のモデルに対し、それぞれの経路について、MCNP5を使ったモンテカルロ計算により、ダクト出入口の線量の比を求めた。計算モデルとして、リニアックの最大エネルギーは10 MeV、アイソセンター（IC）における線量率は水に対する吸収線量として6 Gy/min、照射野は40×40cm^2、ヘッドからの漏洩線量率は利用線錘の1/1000とした。ダクトは迷路内の入口付近に設け、開口形状は矩形とした。IC高さにおいて開口面積$A = 0.10^2, 0.20^2, \ldots, 0.60^2$ m^2、長さL = 0.70, 1.0, 1.3 mとした場合と、ダクトの中心を天井から30cmの位置に設置した場合において、$A = 0.10^2, 0.20^2, 0.30^2, 0.60^2$ m^2、L = 0.70 mとした場合の、ダクト出入口における線量の比とA/L^2の相関を図2、3に示す。ここで、R_W、R_L、R_TはそれぞれX線の経路①、②、③に対応している。ダクトがアイソセンター高さの場合、図の破線で示すようにR_WとR_LはA/L^2に対し比例の関係が、R_Tは曲線の関係があり、ダクトを天井付近に配置した場合でも、IC高さの値に比べ34%以内の値が得られた。

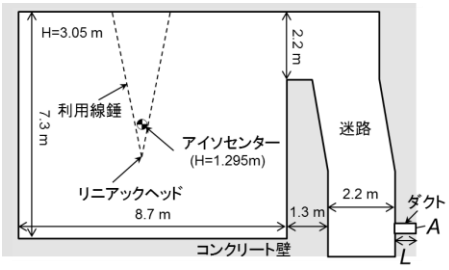


図1 計算モデル

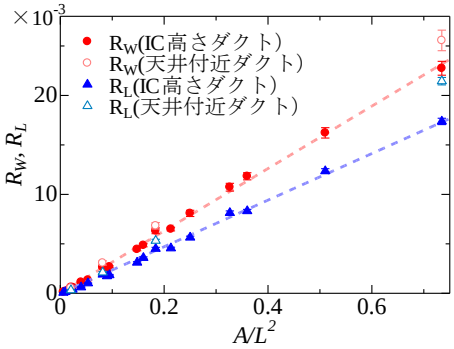


図2　ダクト出入口の線量比R_W, R_L

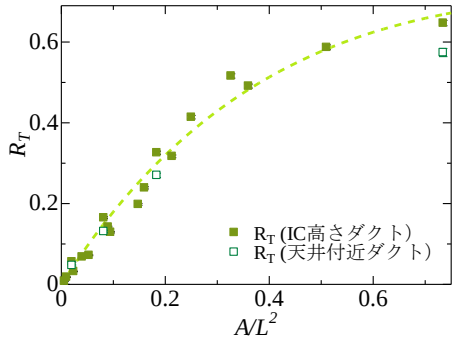


図3 ダクト出入口の線量比R_T

3. 考察と今後の課題

ダクト出入口におけるX線の線量の比が、ダクトの形状との相関で求められる可能性が示された。これにより、迷路ストリーミングによりダクト入口における線量を求め、さらにダクト形状による比を掛けることで、ダクト出口における線量が評価できる。今後、照射室、迷路、ダクトのレイアウトを変更し、適用可能な範囲を検討する予定である。

参考文献

[1] 放射線施設のしゃへい計算実務マニュアル、原子力安全技術センター (2015)

*Takuma Noto[1], Kazuaki Kosako[1] and Takashi Nakamura[1]
[1]Shimizu Corporation

簡易遮蔽解析コードレビューWG 年 2017 年活動報告(1)薄い遮蔽体と後方散乱に関する予備調査－ベンチマーク問題設定－

2017 Activity Report on Simple Calculation Code Review WG for Radiation Shielding (1) A preliminary study about a thin layer and a back scattering effect - benchmark problem setting and trial calculation

*延原 文祥[1]，岩井 梢平[1]，古澤 哲[1]，松居 祐介[2]久保田 修[2]，髙野 大将[2]
[1]東京ニュークリア・サービス，[2]テプコシステムズ

簡易遮蔽解析コード(QAD)では散乱線を考慮するビルドアップ係数に 1 つしか物質が設定できないため、タンク厚が薄い場合、タンク表面やタンク周辺の線量を計算する際のビルドアップ係数(以下 BF 呼ぶ)の設定がコード使用者の課題の 1 つである。どの程度の薄さまで前の層の物質を選択すべきかをモンテカルロ計算コード等を用いて求めることとして、ベンチマーク問題を設定し、計算を実施した。

キーワード：QAD，遮蔽解析，簡易遮蔽解析コード，ビルドアップ係数，薄い遮蔽体

1. 緒言

簡易遮蔽解析コードレビューWG(以下レビューWG)で整理した簡易遮蔽解析コードを使用する上での種々の課題[1)]の内「薄い遮蔽体」の課題解決に導くためのベンチマーク問題を設定し、計算を実施する。

薄い遮蔽体とは、QAD コード[2),3)]の BF 設定でエンジニアリングジャッジが必要な事項である。最外層で 1mfp 透過すると BF 物質を最外層として良いとされている。0.5mfp 未満での最外層設定は適さないとされている。密度の薄い水線源の後方に密度の高い鉄遮蔽体を置くと、両者の BF 値の差異が大きく、実務レベルで見た際にどちらが正しいのか設計者として悩みが生じる。本検討では多重層の場合に 1 層前の BF 物質を使う方が良い場合の厚みを「薄い遮蔽体」と呼ぶ。検討では 10%差異を基準ガイドラインとする。前後の BF が変わらない、後ろの層に設定することで安全側に設定できるなら問題無しとする。

2. ベンチマーク問題設定

JIS 等公開文献等から設定可能条件を元に実務レベルで遭遇する条件に近い形状、組成等でベンチマーク問題を設定する。

2-1. 計算モデル検討

コンクリート室内に RI 線源水の入ったタンクがあるケース、タンク厚が薄い(<1mfp)場合のビルドアップ係数を算出する。線源エネルギ(0.1MeV～10MeV)、線源形状(50L タンク、200L タンク、1m^3 タンク)、タンク鉄厚さ(0.1cm～1cm)をサーベイする。計算点はタンク中心高さ、タンク表面とする。計算を簡便にする観点から円筒形状とし、計算体系を図 1 に示す。

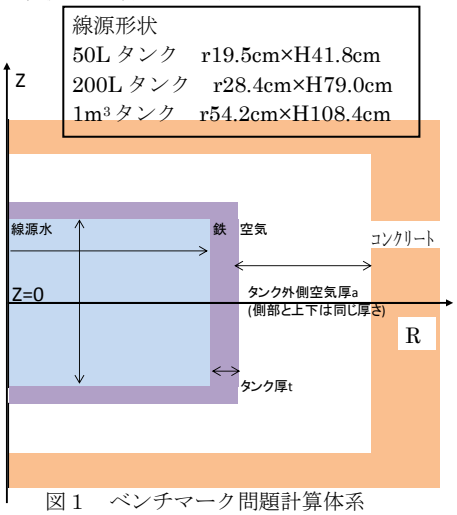


図 1　ベンチマーク問題計算体系

2-2. 試計算

QAD-IE[3)]コードによる試計算(0.1MeV～10MeV)により、鉄遮蔽厚 1mfp 以下の範囲で、BF 物質選択が水と鉄を比較すると 3 倍の差異がある。鉄透過前の線源領域透過分の差異である。差異は 2MeV 以下の領域に見られた。試計算の結果、モンテカルロ計算を 0.1MeV、0.5MeV、1MeV、3MeV のエネルギについて実施することにした。

3. 詳細計算

2 で決定したケースで計算を実施した。計算は PHITS コード[3)]、MCNP5 コード[4)]、DORT コード[5)]を適宜用いて実施した。50L タンク線源エネルギ 0.1MeV のビルドアップ係数結果を表 1 に 0.5MeV のビルドアップ係数結果を表 2 に示す。本計算体系では 0.5MeV 以上であれば 0.5mfp 未満であっても 0.1cmt 以上は“IRON”で良い。0.1MeV(<0.5MeV)は 1mfp を透過しても過小評価で要検討である。

表 1　0.1MeV ビルドアップ係数計算結果
QAD(BF)／PHITS　mfp=0.3743cm

BF／厚(cm)	0	0.1	0.2	0.5	1
WATE	1.60	3.12	4.35	8.19	16.3
IRON	0.43	0.58	0.64	0.74	0.83
CONC	0.85	1.42	1.77	2.62	3.93

表 2　0.5MeV ビルドアップ係数計算結果
QAD(BF)／PHITS　mfp=1.548cm

BF／厚(cm)	0	0.1	0.2	0.5	1
WATE	1.27	1.37	1.44	1.59	1.79
IRON	0.98	1.03	1.05	1.09	1.13
CONC	1.15	1.22	1.27	1.37	1.49

参考文献　1) 平尾好弘他, 2017 年春の学会 3D8.2)吉田至孝他,2006 秋の年会 E57 3)T. Sato, et al, J. Nucl. Sci. Technol. 50:9, p913(2013) 4) X-5 Monte Carlo Team, LA-UR-03-1987 5) ORNL RSICC CCC-650

*Fumiyoshi Nobuhara[1], Shohei Iwai[1], Satoshi Furusawa[1], Yuusuke Matsui[2],Osamu Kubota[2],Daisuke Takano[2]／[1]Tokyo Nuclear Services Co. LTD., [2]TEPCO SYSTEMS CORPORATION

陽子線治療における人体組織で発生する二次中性子・γ線のモンテカルロシミュレーションによる評価

Monte-Carlo simulation study of secondary neutrons and gamma-rays generated from human tissue in proton beam therapy

*本吉　啓之[1]，佐藤　博隆[2]，古坂　道弘[2]
[1]北海道大学大学院工学院，[2]北海道大学大学院工学研究院

陽子線治療において人体組織自体から二次粒子（中性子線・γ線）が発生する。発生する高エネルギー中性子はかなり弱いものの水素を含む物質中では多数回散乱され大きく広がるとともに、その形状、ターゲットの大きさ、位置などによって付与線量が変化する。これを粒子輸送シミュレーションにより評価した。
キーワード：陽子線治療，二次粒子，粒子輸送モンテカルロシミュレーション

1. 緒言

陽子線はその線量集中性から、周辺の正常組織への付与線量を抑えることができるという利点がある。一方で高エネルギー陽子線を用いると、1/1000 程度の付与線量ではあるが、核破砕により二次粒子（中性子・γ 線）が発生する。それらが正常組織中に大きく広がるため、ターゲットが大きくなると積算された二次粒子付与線量が無視できなくなる。また、人体組織やターゲットの大きさ、形状、位置などによって空間線量分布が変化する。そこで、二次粒子がどのような空間線量分布を生み出すか、ファントムや周囲のコンクリート壁などの幾何学的配置を変えながらシミュレーション計算を行った。

2. 評価方法

粒子輸送モンテカルロシミュレーションコード「PHITS」を用いた。円柱状水ファントムに一辺 10 mm の正方形の断面を持つ単色の 140 MeV 陽子ビームを照射し、中性子・光子の線量分布を計算した。次に、一辺 100 mm の正方形の断面を持つビームを照射するシミュレーションを行った。ファントム形状や周囲の環境を変化させたシミュレーションを行い、結果を比較した。

3. 結果・結論

ターゲットに治療線量 70 Gy を照射した際のファントム周辺の二次中性子線量分布を図 1 に示す。ターゲット近傍での中性子線量は、10 mm 角のビームで数十 mSv だが、100 mm 角のビームでは線量が重なり合うことで数百 mSv になることがわかった。γ 線線量は中性子線量より一桁ほど低い値となった。水ファントムの大きさを変えると二次粒子の線量分布が変化した。コンクリート壁から 2 m 離れている場合、壁の有無による線量変化はほとんどなかった。

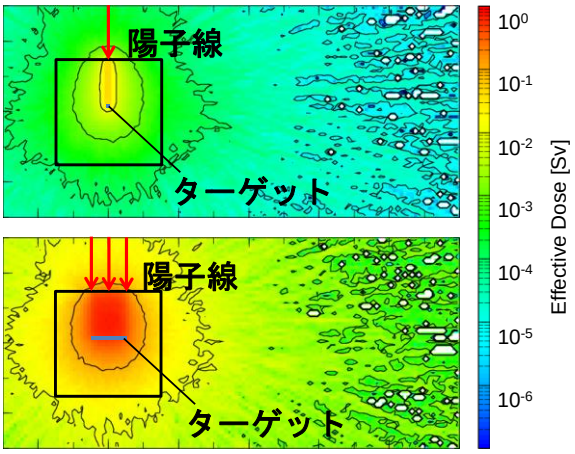


図 1.ビームサイズの違いによる高速中性子線量分布の変化（上：10 mm 角、下：100 mm 角）

*Noriyuki Motoyoshi [1], Hirotaka Sato[2] and Michihiro Furusaka[2]
[1]Grad. Sch. of Eng., Hokkaido Univ., [2]Fac. of Eng., Hokkaido Univ.

PHITS コードを用いた加速器中性子場の微視的生物学的影響評価

The biological evaluation of the neutron field generated by an accelerator in a microscopic matter with PHITS code

*中村 吏一朗[1]，前畑 京介[1]，執行 信寛[1]，田中 浩基[2]
[1]九州大学大学院，[2]京都大学原子炉研

本研究では先行研究で提案された Fixed Field Alternating Gradient 加速器を利用した中性子場生成体系におけるホウ素中性子捕捉療法の運用を想定し、PHITS コードによるシミュレーション計算で Microdosimetric Kinetic Model を用いて細胞の生存率を推定した。

キーワード：ホウ素中性子捕捉療法，加速器中性子場

1. 緒言

非侵襲性の癌治療法であるホウ素中性子捕捉療法（BNCT）では中性子を利用するが、複雑な放射場が人体内外で形成される。このような中性子場の生物学的影響を評価することは、治療効果を向上するとともに患者への負担を軽減する上で必要である。先行研究で、九州大学の Fixed Field Alternating Gradient（FFAG）加速器による BNCT 中性子場が提案された。本研究では提案された中性子場生成体系において、ホウ素が一様に分布した細胞に中性子を照射しその生存率を推定した。

2. 原理・方法

PHITS コードによるシミュレーション計算での細胞生存率曲線の推定には、次の二つの式で与えられる Microdosimetric Kinetic Model を用いた。

$$S = \exp(-\alpha D - \beta D^2),\ \alpha = \alpha_0 + \beta z^*_{1D}$$

S：細胞生存率, α_0：LET≅0 時の α 値, z^*_{1D}：単一イベントの線量平均比エネルギー

先行研究では、FFAG 加速器で 150 MeV のエネルギーに加速した電流 10 μA の陽子ビームを Fig. 1 に示す体系に入射して生成する中性子場が提案された。本研究では、この体系で生成する中性子場を PHITS コード上で再現し、Fig.1 に示すように細胞を入れたファントムを配置した。シミュレーションでは添加するホウ素は細胞内で一様に分布すると仮定している。Table 1 に示す BNCT 治療時に人体に対して影響がある 4 つの主な放射線について細胞生存率曲線を推定した。本講演では、4 つの主な放射線について線量を分別した生存率曲線の推定の詳細について報告する。

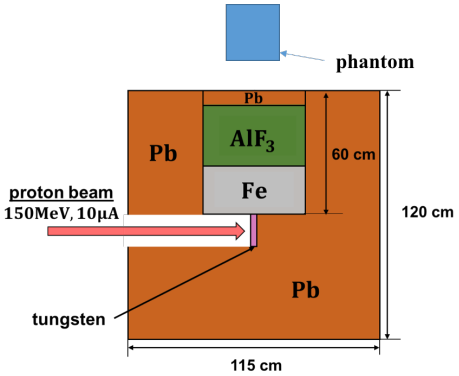


Fig. 1 The proposed setting in the PHITS code

Table 1. Each dose component in BNCT

Boron	$^{10}B + n \rightarrow {}^{7}Li + \alpha + \gamma$ $\rightarrow {}^{7}Li + \alpha$	^{7}Li, α
Nitrogen	$^{14}N + n \rightarrow {}^{14}C + p$	proton
Hydrogen	$^{1}H + n \rightarrow n + {}^{1}H$	recoiled proton
Gamma	$^{1}H + n \rightarrow {}^{2}H + \gamma$	photon

*Riichiro Nakamura[1], Keisuke Maehata[1], Nobuhiro Shigyo[1] and Hiroki Tanaka[2]
[1]Kyushu Univ., [2]KUR.

EGS5 の最近の改良について

Current status of egs5 code

*波戸　芳仁[1]，平山　英夫[1]，杉田　武志[2]
[1]KEK，[2]SSL

汎用電子光子輸送モンテカルロ計算コード egs5 の最近の改良について述べる。改良点は、ベータ線スペクトルライブラリの整備、 cgview のアップデートなどである。

キーワード：EGS5, ベータ線, cgview

1. 緒言

EGS5 コード[1] は、KEK, SLAC,ミシガン大の協力で 2005 年に公開されて以来、順調に利用が続けられている。EGS5 コードの応用範囲は、公開当初からの医療関係、計測器関連に加え、ここ数年は福島事故関係の計算が増えている。本発表では、最近の主な改良点であるベータ線スペクトルライブラリの整備と cgview のアップデートについて述べる。細かな Bug は見つかる都度修正しており、HP で公開している。

2. 改良

2-1. ベータ線スペクトルライブラリの整備

ベータ線が関連した計算に必要なベータ線スペクトルライブラリおよびその使用例となるサンプルユーザーコードの整備を進めてきており、これまで ICRU-56 に掲載されているスペクトルを使用可能としていた。しかし掲載核種が 40 と少数であったため、BNL で整備されている RADAR データベース [2] に収納されている 463 核種の内 429 核種を網羅した egs5 用ベータ線ライブラリを整備したものである。 RADAR の残りの 34 核種はエネルギー分点構造の問題があるため、除外した。

2-2. CGVIEW のアップデート

Cgview は、egs5 の MC 計算前にジオメトリーの表示や仮想粒子を用いたジオメトリーの一貫性の確認、MC 計算後のジオメトリーと粒子の軌跡を表示するプログラムである。Cgview で扱うジオメトリー形状は Combinatorial Geometry (CG) および円柱平板体系である。軌跡表示の場合には、同心球および X-Y-Z mesh ジオメトリーにも対応している。Version 2 は Windows 用に Delphi, Linux 用に Kylix を用いて開発されてきた。Version 3 では Windows 用のみとし、開発ツールとして Visual Studio 2012 を用い、C#言語と OpenGL コンピュータグラフィック API を採用した。(Kylix3 のサポート終了により Linux 版は作成しなかった。) この改良で動作が速くなり、例えば 23.6MB の粒子軌跡ファイルの読み込みに要する時間が、24 秒 (Ver. 2) から 4 秒 (Ver. 3)と短くなった。

参考文献

[1] H.Hirayama, Y.Namito, A.F.Bielajew, S.J.Wilderman and W.R.Nelson, "The EGS5 Code System", KEK Report 2005-8, SLAC-R-730 (Dec. 2005).

[2] http://www.doseinfo-radar.com/RADARDecay.html (2017.6.29 最終確認)

---

*Yoshihito Namito[1], Hideo Hirayama[2] and Takeshi Sugita[2]
[1]KEK, [2]SSL

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：202-1 Radiation Behaviors, Radiation Shielding

Wed. Sep 13, 2017 4:40 PM - 6:15 PM JST | Wed. Sep 13, 2017 7:40 AM - 9:15 AM UTC | Room K N301 - N Block

[1K15-20] Shielding Material

Chair:Yoshihito Namito (KEK)

4:40 PM - 4:55 PM JST | 7:40 AM - 7:55 AM UTC

[1K15] Evaluation of the influence of the inter-member gap on PCa shielding wall by simulation

*Masanori Tokiyoshi[1], Masahiro Taniguchi[1], Kyohei Nishiyama[1] (1. TAISEI CORPORATION)

4:55 PM - 5:10 PM JST | 7:55 AM - 8:10 AM UTC

[1K16] The Impact of Aggregate Spatial Structure of Concrete for Gamma Ray Shielding

*Nishiyama Kyohei[1], Masahiro Taniguchi[1], Masanori Tokiyoshi[1] (1. TAISEI CORPORATION)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[1K17] Radiation Dose Evaluation on Shielding Vest Wearing

(1)Exposure Experiments

*Satoru Nagasawa[1], Hidenori Kawano[1], Ken-ichi Hozumi[2], Asami Tsurumaki[1], Hideo Hirayama[2], Yoshihito Namito[2], Hidemichi Ohhashi[1], Yukio Sakamoto[1] (1. ATOX CO., LTD., 2. High Energy Accelerator Organization)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[1K18] Radiation Dose Evaluation on Shielding Vest Wearing

(2)Calculation of Radiation Dose

*Hidenori Kawano[1], Tsurumaki Asami[1], Ken-ichi Hozumi[2], Satoru Nagasawa[1], Hideo Hirayama[2], Yoshihito Namito[2], Hidemichi Ohhashi[1], Yukio Sakamoto[1] (1. ATOX CO., LTD., 2. High Energy Accelerator Organization)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[1K19] Discussion on the standardization of shielding material Investigation of hydrogen contents in concrete body concrete

*Masahiro Taniguchi[1], Yukio Sakamoto [2], Masahiro Yoshida[3] (1. TAISEI CORPORATION, 2. ATOX Corp., 3. Nuclear Safety Technology Center)

5:55 PM - 6:10 PM JST | 8:55 AM - 9:10 AM UTC

[1K20] Evaluation of radiation shielding sheet material using tungsten particles

*Hirotaka Ino[1], Toshiharu Sakura[2], Mitsumasa Taguchi[3], Takeo Ebina[5], Masayoshi Kawai[6], Yoko Iwamiya[4], Takeyoshi Sunagawa[1] (1. Fukui Univecity of Technology, 2. Nuclear Technology, 3. QST, 4. CHOETSU KAKEN, 5. AIST, 6. KEK)

6:10 PM - 6:15 PM JST | 9:10 AM - 9:15 AM UTC

Time reserved for Chair

シミュレーションによる部材間空隙が PCa 遮蔽壁に及ぼす影響評価

Evaluation of the influence of the inter-member gap on PCa shielding wall by simulation

*時吉 正憲[1]，谷口 雅弘[1]，西山 恭平[1]

[1]大成建設

ユニット型の遮蔽材によって遮蔽壁を構築する場合，部材間の空隙は放射線遮蔽欠損として扱われるため，追加の遮蔽や対策が必要である。しかし，追加の遮蔽等がどの程度必要なのかという指標はない。そこで，本研究では，PCa 遮蔽壁を対象に三次元シミュレーションによる部材間空隙の影響評価を行い，簡易遮蔽設計法を検討した。

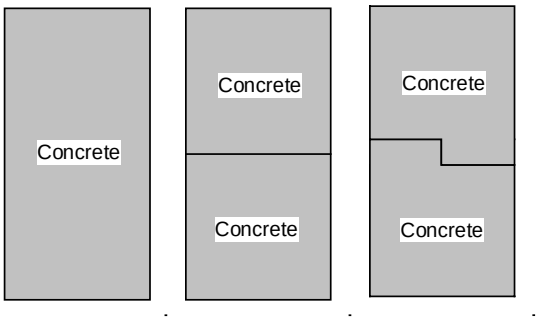
キーワード：PCa 遮蔽壁，遮蔽欠損，三次元シミュレーション

1. 緒言

建設工事では，工期短縮・省力化等を図るために，PCa 工法を適用することが多い。放射線を利用する施設についても，PCa 工法により同様の効果が期待できるが，部材間空隙に起因する放射線漏えいが問題となる。そこで， PCa 遮蔽壁の部材間の形状，幅等に対する放射線の挙動を三次元シミュレーションすることで，部材間の幾何形状をパラメータとした影響評価を行った。

2. 解析

本解析では，PCa 遮蔽壁を透過した放射線の線量率を算出した。解析コードには PHITS[1]（Ver.2.88）を使用した。主な解析モデルを図 1 に示す。



(a)基準　(b)直線型　(c)クランク型

図 1　主な解析モデル

3. 影響評価

部材間の幾何形状をパラメータとした遮蔽性能を確認し，基準値との比較を行うことで，部材間空隙に起因する放射線漏えいについて評価を行った。

4. 結論

放射線を利用した施設に PCa 工法を適用するために，解析による部材間空隙の影響評価を行い，PCa 遮蔽壁の簡易遮蔽設計法を検討した。今後は，PCa 遮蔽壁に対する照射試験を実施し，当該手法を検証する予定である。

参考文献

[1] T. Sato, K. Niita, N. Matsuda, S. Hashimoto, Y. Iwamoto, S. Noda, T. Ogawa, H. Iwase, H. Nakashima, T. Fukahori, K. Okumura, T. Kai, S. Chiba, T. Furuta and L. Sihver, Particle and Heavy Ion Transport Code System PHITS, Version 2.52, J. Nucl. Sci. Technol. 50:9, 913-923 (2013)

---

*Masanori Tokiyoshi[1], Masahiro Taniguchi[1], and Kyohei Nishiyama[1]

[1]TAISEI CORPORATION

粗骨材の空間構造がコンクリートのガンマ線遮へいに及ぼす影響

The Impact of Aggregate Spatial Structure of Concrete for Gamma Ray Shielding

*西山 恭平[1]，谷口 雅弘[1]，時吉 正憲[1]

[1]大成建設株式会社

コンクリートはモルタルと粗骨材からなる複合材料である。しかしながら放射線遮蔽の分野では，コンクリートは単一媒質としての遮蔽体としてみなされており，材料の空間分布が遮蔽性能にどのような影響を及ぼすか評価されていない。そこで本研究では，粗骨材を考慮したコンクリートの遮蔽数値実験を行い，コンクリートにおける粗骨材の幾何学的非均質性の影響について考察する。

キーワード：遮蔽，コンクリート，粗骨材，ガンマ線

1. 緒言

一般的にガンマ線の遮蔽にはコンクリートが用いられることが多いが，単にコンクリートといっても，配合，養生条件，締固め，材齢等によりその組成や内部構造は千差万別である。このような多様性を遮蔽解析に反映するのは現実的ではないものの，その影響を把握しておくことは，適切な遮蔽解析を行う上で重要である。材料のばらつきを考慮した遮蔽解析用の標準コンクリート[1]は遮蔽材料標準作業会にて検討が進められているが，内部構造の非均質性に注目した検討の例は見当たらない。そこで，本研究では，仮想コンクリートを擬似乱数により作成し，有限要素法をベースとした遮蔽解析コードを用いて，数値実験を行うことで，粗骨材の空間構造がコンクリートのガンマ線遮蔽に及ぼす影響について考察を行う。

2. 数値実験

2-1. 仮想コンクリート作成・2D-FEM メッシュ生成

モルタル，粗骨材，空隙の 3 層からなる仮想コンクリートを擬似乱数により作成し，メッシュ分割コード「Triangle」を用いて自動的に 2 次元メッシュを生成する。生成例を図に示す。

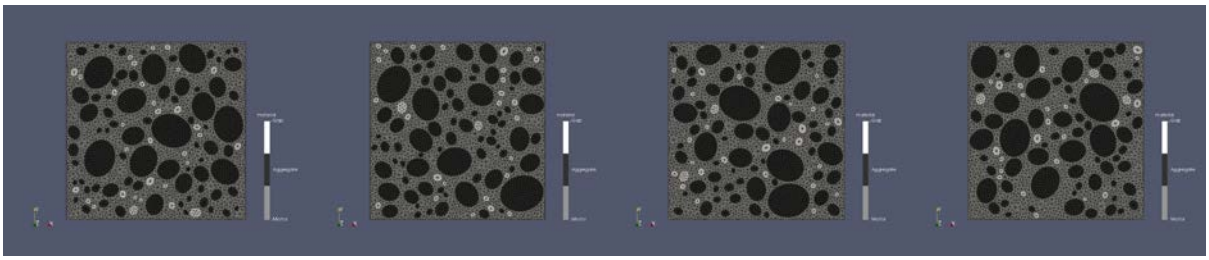


図　仮想コンクリート例（L=100mm，粗骨材充填率=40%，空隙率=4%）

2-2. 解析手法

空間メッシュ依存性が比較的小さい不連続ガラーキン有限要素法をベースとした，Sn コード[2]により遮蔽解析を行う。また，単一媒質としたモデルとの比較を行う。

3. 結論

擬似乱数を使用した数値解析モデルの作成および解析手法を構築し，粗骨材の空間構造がコンクリートのガンマ線遮蔽に及ぼす影響を確認した。

参考文献

[1] 木村他 遮蔽材料標準の策定について-特に遮蔽コンクリートに着目して-日本原子力学会 2016 年春の年会 1K05

[2] 西山他 不連続ガラーキン法を用いた放射線輸送計算法の開発及び検証　日本原子力学会 2013 年秋の大会 C25

*Kyohei Nishiyama[1]，Masahiro Taniguchi[1]，Masanori Tokiyoshi[1]

[1]TAISEI CORPORATION

遮蔽ベスト着用時の線量評価
（1）照射試験

Radiation Dose Evaluation on Shielding Vest Wearing
(1) Exposure Experiments

*永沢 聡[1]，河野 秀紀[1]，穂積 憲一[2]，鶴巻 麻美[1]，
平山 英夫[2]，波戸 芳仁[2]，大橋 秀道[1]，坂本 幸夫[1]
[1]株式会社アトックス，[2]高エネルギー加速器研究機構

遮蔽ベスト着用時の線量低減効果を評価するため、水ファントムに重金属を含む素材からなる遮蔽ベストを装着し、^{137}Cs 線源及び X 線発生装置による照射試験を実施した。

キーワード：遮蔽ベスト，照射試験，線量評価

1. 緒言

福島第一原子力発電所等における高線量下の作業では、線量低減のために鉛やタングステンなどの重金属を素材に用いた遮蔽ベストを使用することがある。遮蔽ベストに使われている素材のγ線透過試験はメーカで実施されているが、人体に着用した遮蔽ベストの現場での適用性を実験的に明らかにする必要がある。そこで、遮蔽ベストを水ファントムに装着した照射試験を実施した。線源として ^{137}Cs 線源と X 線発生装置の二つを用いた。X 線発生装置は、散乱線による低エネルギー光子の影響を評価するために用いた。なお、この試験は高エネルギー加速器研究機構との共同研究で実施した。

2. 照射試験

2-1. 試験の構成

個人線量計（Panasonic 製 ZP-144）を胸・腹部用水ファントム（美和医療電機製 JIS Z4915 準拠）の前面、背面及び側面に、遮蔽ベストの内側と外側に装着した（図 1 参照）。遮蔽ベストは山本化学工業製バイオラバー RSM E-400 で、メーカカタログ値の鉛相当厚は 0.44mm のものを使用した。照射条件は前方、後方、回転照射とした。線源は ^{137}Cs 線源及び X 線発生装置（100kV、0.1mA、タングステンターゲット）を使用した。

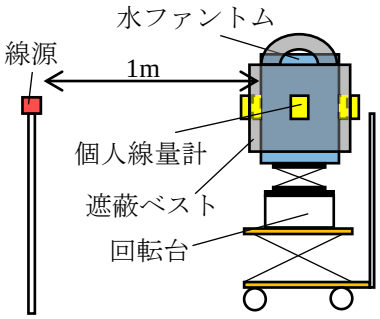


図 1　試験の構成

2-2. 試験結果

前面に装着した個人線量計について、線源から遠いほうの指示値を線源に近いほうの指示値で除した値を表 1 に示す。^{137}Cs 線源に対して 12～17%、X 線に対して 98～99%の 1cm 線量当量の低減効果が見られた。後方照射の指示値の比は前方または回転照射のときに比べてより小さい。これはファントム内での散乱によって光子のエネルギーが低くなり、その先の遮蔽ベストによる減衰が大きくなることを観測したと考えられる。

表 1　個人線量計指示値※の比

照射条件	^{137}Cs ガンマ線	X 線
前方	0.83	0.01
後方	0.69	0.063
回転	0.88	0.02

※遮蔽ベスト前面の内と外の線量計

3. 結論

^{137}Cs 線源に対しては、遮蔽ベストの 1cm 線量当量の低減効果は 12～18%であった。一方、エネルギーの低い X 線に対する 1cm 線量当量の低減効果は 90%以上であった。したがって、^{137}Cs のようなエネルギーの高い線源を直接見る環境では被ばく線量の低減効果は低いが、エネルギーの低い散乱線が多い現場では被ばく線量の低減効果が高いことが分かった。

*Satoru Nagasawa[1], Hidenori Kawano[1], Ken-ichi Hozumi[2], Asami Tsurumaki[1],
Hideo Hirayama[2], Yoshihito Namito[2], Hidemichi Ohhashi[1] and Yukio Sakamoto[1]
[1]ATOX CO., LTD., [2]High Energy Accelerator Research Organization

遮蔽ベスト着用時の線量評価
（2）照射試験の解析と試験結果との比較

Radiation Dose Evaluation on Shielding Vest Wearing

(2) Calculation of Radiation Dose

*河野 秀紀[1]，鶴巻 麻美[1]，穂積 憲一[2]，永沢 聡[1]，
平山 英夫[2]，波戸 芳仁[2]，大橋 秀道[1]，坂本 幸夫[1]
[1]株式会社アトックス，[2]高エネルギー加速器研究機構

遮蔽ベストを装着した水ファントムの照射試験をモンテカルロシミュレーション計算で模擬し、実測値を検証するとともに、様々なエネルギーの光子に対する線量低減効果を調べた。

キーワード：遮蔽ベスト，モンテカルロ計算コード，線量低減効果

1. 緒言

遮蔽ベストを装着した水ファントムの照射試験をモンテカルロシミュレーション計算で模擬し、遮蔽ベスト外側と内側の線量率の比を算出し、実測値と比較した。また、^{137}Cs 線源の散乱線場における遮蔽ベストの着用効果を、200keV 単色光子に対する遮蔽ベスト着用効果と比較した。

2. モンテカルロシミュレーション計算

2-1. 計算の目的

遮蔽ベストの素材はメーカーカタログ値によると、^{137}Cs ガンマ線に対して 1cm 線量当量で 4.4%の線量低減効果を示している。一方、先の実験結果では 12%以上の低減効果が認められた。この違いについて水ファントムの影響を含めモンテカルロシミュレーション計算によって検証する。

2-2. 計算体系

水ファントムを直方体とし、遮蔽ベストとして厚さ 0.44mm の鉛（メーカカタログ値の鉛相当厚）でそれを囲った形で定義し、前面側はベストの重なり部分があるため厚さを 2 倍とした。線量評価位置は、照射試験時の個人線量計設置箇所であり、同サイズの空気領域での 1cm 線量当量率を算出した。このシミュレーション計算には粒子・重イオン輸送計算コード PHITS[1]を使用した。

2-3. 遮蔽ベスト内外の線量率計算結果

遮蔽ベスト前面の線量率計算結果から、線源から遠いほうの線量率を線源に近いほうの線量率で除した値を表 1 に示す。ここで、散乱線場における遮蔽ベストの着用効果を評価するため、単色の 200keV 光子に対する線量率も算出した。光子のエネルギーが低くになるに従って線量低減効果が高くなっていくことが分かる。^{137}Cs ガンマ線に対しては C/E は 1.1～1.2 であり、よく再現している。一方、連続スペクトルである X 線に対しては再現性が悪い。今回のシミュレーション計算では遮蔽ベストを鉛単体で模擬したが、実際は複合素材でありその影響が出ているものと考えられる。

3. 結論及び今後の計画

^{137}Cs ガンマ線の場合に計算値の再現性が良い一方、X 線の低エネルギー光子の場合は計算値の再現性が悪かった。この原因として遮蔽ベストの元素組成の違いが考えられるため、今後、その影響を調べるとともに水ファントムによる散乱線の影響を詳しく調べる。

表 1　遮蔽ベスト前面での内外線量率の比

照射条件	^{137}Cs ガンマ線	200keV 単色光子	X 線 連続ｽﾍﾟｸﾄﾙ
前方	0.99（1.2）	0.55	0.02（2.0）
後方	0.78（1.1）	0.31	0.73（12.0）
回転	1.00（1.1）	0.57	0.02（1.0）

※（）内の値は計算値と実測値との比（C/E）

参考文献

[1] T. Sato, K. Niita, N. Matsuda, S. Hashimoto, Y. Iwamoto, S. Noda, T. Ogawa, H. Iwase, H. Nakashima, T. Fukahori, K. Okumura, T. Kai, S. Chiba, T. Furuta and L. Sihver, Particle and Heavy Ion Transport Code System PHITS, Version 2.52, J. Nucl. Sci. Technol. 50:9, 913-923 (2013).

*Hidenori Kawano[1], Asami Tsurumaki[1], Ken-ichi Hozumi[2], Satoru Nagasawa[1],
Hideo Hirayama[2], Yoshihito Namito[2], Hidemichi Ohhashi[1] and Yukio Sakamoto[1]
[1]ATOX CO., LTD., [2]High Energy Accelerator Research Organization

遮蔽用普通コンクリートの含有元素に関する検討

Discussion on the standardization of shielding material components and elements.

*谷口 雅弘[1]、坂本 幸夫[2]、吉田 昌弘[3]
[1]大成建設、[2]アトックス、[3]原子力安全技術センター

遮蔽コンクリートの組成に係わる遮蔽効率の影響を検討した結果を報告する。コンクリートの水分量や元素組成について、中性子遮蔽に対しての影響を計算により算定した。また、既存の調査データから、コンクリート中の水素の量について比較し、その特性を推測した。それらについて報告する。

キーワード：コンクリート, 遮蔽, 元素組成

■1. 背景

標準委員会内の遮蔽材料標準作業会・材料策定 WG において作業を区分けして進めており、担当者ベースの調査活動の報告である。

■2. 前提

既存の施設のコンクリートを採取して分析してまとめるものではない。これまで公開されているデータを基本にその傾向をまとめるものである。

設計段階つまり施工前の段階で、遮蔽計算に用いるコンクリートの元素組成を調合等に設定されるため、おおよそ管理可能な値の設定が求められる。比重のは現場において管理される。

■3. 米国（海外）のコンクリートの元素組成に関する調査

国内の施設の引用データにおいて米国のデータも引用されてきたが、その経緯については詳細は未確定であるため、公開データに関する調査を行った。

■4. 米国（海外）のコンクリートの元素組成における水素量

中性子遮蔽に影響する水素量の設定値については、公開されている調査結果ごと、あるいはコンクリートの種別ごとに変動しており表１にその状況を示す。おおよそ普通コンクリートでは５から７ｗ％と推定される。

■5. コンクリートの粗骨材（細骨材）の主要元素からみた種別

粗骨材（細骨材）としては岩の砕石が原料であり、元素的に Si 主体の珪素系と Ca 主体のカルシウム系に分類される。

■6. コンクリートの化学組成と元素組成

コンクリートの材料工学側は、粗骨材を酸化物単位の化学組成で特性の方向付けをしてきた。一方、放射線側は元素が主体のため元素単体の含有量を主体に求めてきている。　分析方法に差が生じるため、公開データの数値の背景の把握も必要である。表２に酸化物ごとの影響度（断面積相対比較）を示す。

表１　コンクリート別の水素の原子個数密度比較表

区分名称	比重	水素原子個数密度（単位n/(cm Σ))	備考
1　普通	2.30	0.0304	
2　バライト	3.35	0.0072	
3　ポルトランド	2.30	0.0137	
4　タイプ4	2.34	0.0078	
5　LS	2.28	0.0085	
6　L	2.34	0.0072	
7　ORNL	2.22	0.0086	
8　rocky flats	2.32	0.0104	
9　ﾏｸﾞﾈﾀｲﾄ	3.45	0.0062	
10　ﾌｪﾛﾌｫｽﾌｪｰﾄ	4.80	0.0143	
13　ｸﾚﾒﾝﾊﾞﾗｲﾄ	3.20	0.0163	
14　ﾎﾞﾛﾝﾊﾞﾗｲﾄ	3.10	0.0104	
			（↓水分換算%）
81　ﾊﾝﾌｫｰﾄﾞdry	2.18	0.0052	3.6
82　ﾊﾝﾌｫｰﾄﾞwet	2.35	0.0173	10.9
92　ﾏｸﾞﾈﾀｲﾄ	2.14	0.0043	
94　ORNL	2.30	0.0085	
95　NBS03	2.35	0.0119	
想定体			
（水分5%含有）	2.05	0.0069	
〃	2.10	0.0070	
〃	2.20	0.0074	
〃	2.30	0.0077	
（水分10%含有）	2.10	0.0140	
出典：PNNL-15870等			

表2　断面積相対比較

酸化物	断面積相対比較（−）
SiO_2	1.0
Al_2O_3	1.5
Fe_2O_3	4.0
CaO	0.8
MgO	0.8
SO_3	1.4
Na_2O	1.1
K_2O	1.2
TiO_2	1.8
P_2O_5	2.7
MnO	1.8
H_2O	6.4

*Masahiro Taniguchi[1], Yukio Sakamoto [2], Masahiro Yoshida[3]
[1].TAISEI CORPORATION, [2].ATOX Corp., [3].Nuclear Safety Technology Center

タングステン粒子を用いた放射線遮蔽シート素材の評価

Evaluation of radiation shielding sheet material using tungsten particles

*井野博貴[1]，佐倉俊治[2]，田口光正[3]，蛯名武雄[4]，川合將義[5]，岩宮陽子[6]，砂川武義[1]
[1]福井工業大学，[2](株)ニュークリアテクノロジー，[3]量子科学技術研究開発機構，
[4]産業技術総合研究所，[5]高エネルギー加速器研究機構，[6]超越化研

本研究は原子力発電プラントの廃炉における被ばく線量の低減を目的に開発された、ポリエステル基布にタングステンの粉末を塗布した構造を持つ放射線遮蔽シートの遮蔽効果評価を行った。

キーワード：放射線遮蔽，散乱線，放射線計測

1. 緒言

本研究は原子力発電プラントの廃炉に携わる作業員の被ばく線量低減技術開発のため、ポリエステル基布にタングステンの粉末を塗布した構造の遮蔽シートが開発された[1][2]。本研究は、量子科学技術研究開発機構(QST)高崎量子応用研究所 ^{60}Co 照射施設内の散乱線場で遮蔽効果測定を行い、遮蔽シート及び鉛板の遮蔽率を求め、これらのデータの比較から本遮蔽シートの遮蔽効果を評価した。

2. 実験

Fig.1 に 2 種類の遮蔽シートの写真を示す。ここで、スモックシートとはポリエステル基布にタングステンの粉末を塗布したフラットシートに収縮加工を施したもので、50%の収縮率であり、単位面積当たりの質量はフラットシートの約 2 倍である。測定に使用した線源は ^{60}Co 約 26TBq （2016 年 12 月現在)γ 線源である。測定試料は ^{60}Co からの直接線が入り込まない散乱線場に設置した。散乱線のエネルギーは、Kromek 社製 GR-1 CZT 半導体スペクトロメータを用いて測定を行い、散乱線のエネルギーが 500keV 以下であることを確認した。遮蔽効果の測定は、富士電機製 NRY-6 個人線量計を使用した。



Fig.1　遮蔽シートの写真
(左)フラットシート(右)スモックシート

Table.1　遮蔽効果の測定結果

測定試料	枚数or厚み	10cm×10cm 板の質量(g)	実効線量(mSv) I	実効線量(mSv) I_0	透過率 I/I_0	遮蔽率 $1-I/I_0$
遮蔽シート（フラット）	1枚	9.3	0.30	0.31	0.97	0.03
	2枚	18.6	0.28	0.31	0.90	0.10
	4枚	37.2	0.26	0.31	0.84	0.16
遮蔽シート（スモック）	1枚	20.24	0.28	0.31	0.90	0.10
	2枚	40.48	0.26	0.31	0.84	0.16
	4枚	80.96	0.22	0.31	0.71	0.29
鉛板	0.63mm	70.9	0.24	0.37	0.65	0.35
	0.96mm	109.3	0.20	0.37	0.54	0.46

3. 結果と考察

Table.1 に遮蔽効果の測定結果を示す。Table.1 の各測定試料の遮蔽率の比較から、スモックシート 1 枚は、フラットシート 2 枚分の遮蔽効果を持つことがわかった。これは遮蔽シートの遮蔽効果が、単位面積当たりの質量に依存することを示唆している。なお、散乱線場での放射線のエネルギー分布がブロードであるため、各測定試料の質量減弱係数を一定であると仮定することは困難である。そこで組成の異なる試料に対する遮蔽効果の評価は、遮蔽率等の測定値を用いて行った。本研究で行った 500keV 以下の散乱線場におけるスモックシート 4 枚の遮蔽率は、0.5mm の鉛板に近い遮蔽効果を示すことがわかった。

謝辞　本研究は関西電力㈱の廃止措置工事に係る地元企業等との共同研究の一環として実施されたものである。ここに記して感謝する。

参考文献

[1]岩宮、原田、川合 日本原子力学会 2017 年春の大会　講演番号 3D12
[2]川合、岩宮、原田 日本原子力学会 2017 年春の大会　講演番号 3D13

*Hirotaka Ino[1],Toshiharu Sakura [2],Mitsumasa Taguchi [3],Takeo Ebina[4],Masayoshi Kawai[5],Yoko Iwamiya[6],Takeyoshi Sunagawa[1]
[1] Fukui Univ. of Tech,[2] Nuclear Technology Inc.,[3]QST,[4]AIST,[5]KEK,[6] CHOETSU KAKEN

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：301-1 Reactor Physics, Utilization of Nuclear Data, Criticality Safety

Wed. Sep 13, 2017 2:45 PM - 3:50 PM JST | Wed. Sep 13, 2017 5:45 AM - 6:50 AM UTC | Room L N302 - N Block

[1L01-04] Uncertainty Evaluation 1

Chair:Tatsuya Fujita (NRA)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[1L01] Uncertainty analysis for neutronics parameters of PWR core

(5)Uncertainty evaluation of core characteristics

*Yuki Takemoto[1], Kazuki Kirimura[1], Shinya Kosaka[1], Hideki Matsumoto[1], Toshikazu Takeda[2] (1. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 2. University of Fukui)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[1L02] Uncertainty Analysis of Reactivity Measurement in Solid-Moderated and -Reflected Core at Kyoto University Critical Assembly (2)

*Masao YAMANAKA[1], Song Hyun KIM[1], Cheol Ho PYEON[1] (1. Kyoto University Research Reactor Institute)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[1L03] Uncertainly evaluation of isotopic composition of spent fuel by random sampling method.

*Shunsuke Nihira[1], Go Chiba[1], Shintaro Okumura[1], Tadashi Narabayashi[1] (1. Hokkaido Univ)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[1L04] Impact of truncated coated fuel particles on neutronic characteristic in statistical geometry model of MVP code

*Hai Quan Ho[1], Yuki Honda[1], Nozomu Fujimoto[2], Minoru Goto[1], Etsuo Ishitsuka[1] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Kyushu University)

3:45 PM - 3:50 PM JST | 6:45 AM - 6:50 AM UTC

Time reserved for Chair

PWR 炉心における核特性パラメータの不確かさ解析
(5) 炉心特性の不確かさ評価

Uncertainty analysis for neutronics parameters of PWR core
(5) Uncertainty evaluation of core characteristics

*竹本友樹[1]，桐村一生[1]，小坂進矢[1]，松本英樹[1]，竹田敏一[2]
[1]三菱重工業，[2]福井大学

PWR 炉心解析に沿った集合体計算と炉心計算の 2 段階計算に基づき、通常運転範囲における炉心核特性に対する核データ誤差起因不確かさ評価手法の適用性を検討した。本稿では、炉心計算段階での不確かさ評価手法として新たにランダムサンプリング法を適用し、本手法による出力運転時の実効増倍率及び径方向出力分布不確かさ評価結果を報告する。

キーワード：PWR、炉心設計、感度解析、不確かさ、ランダムサンプリング法

1. 背景・目的

これまで、炉心解析における 2 段階手法に沿った感度解析手法及び炉心特性の不確かさ評価手法を開発し、核データ誤差の積み上げによる炉心核特性の不確かさについて報告した[1]。本稿では、炉心計算段階の不確かさ評価にランダムサンプリング法を適用し、出力運転時の実効増倍率及び出力分布に対する不確かさを評価した。

2. 実効増倍率の不確かさ評価

ランダムサンプリング法の適用性を確認するため、PWR3 ループ平衡炉心を対象とし、炉心核特性の不確かさを評価した。本評価では、一般化摂動論により核定数の共分散を事前に評価する。次に、核定数の共分散データを入力としたランダムサンプリング法により共分散に従い摂動を与えた核定数を多数作成し、これを入力とした炉心計算結果を統計処理することで、実効増倍率の不確かさを評価した。ランダムサンプリング法による不確かさと、これまでに報告済の一般化摂動論による不確かさ評価結果[2]の比較を表 1 に示す。本表から、ランダムサンプリング法による結果は、既報告[2]の結果と良好に一致することを確認した。

表1 実効増倍率の不確かさ評価結果

サイクル燃焼度	実効増倍率の不確かさ[pcm]	
	一般化摂動論（既報告[2]）	ランダムサンプリング法（本報告）
BOC	439	453
MOC	441	458
EOC	441	462

3. 出力分布の不確かさ評価

前述の炉心を対象とし、径方向集合体出力分布の不確かさを評価した。なお、本評価では燃焼によるフィードバック効果は考慮していない。図 1 に示す通り出力分布の不確かさは燃焼時点が進むにつれ若干減少するものの、影響は軽微であることが確認できた。本結果は、核データ誤差に起因する核定数の不確かさの燃焼度依存性が小さいことを示したものである。

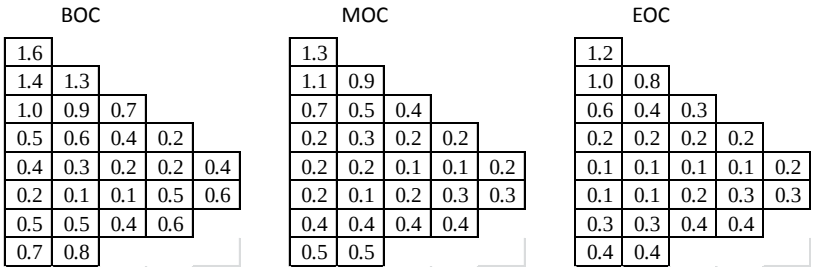


図1 径方向集合体出力分布の不確かさ評価結果 (炉心の1/8領域抜粋、単位[%])

4. 結論

本検討では炉心計算段階での不確かさ評価手法として新たにランダムサンプリング法を導入し、PWR の炉心核特性の不確かさ評価に対して適用可能であることを示した。

[1] 竹田, 他, “PWR 炉心における核特性パラメータの不確かさ解析；(1) 理論”, 日本原子力学会 2014 年春の年会 O40, 2014 年 3 月.
[2] 桐村, 他, “PWR 炉心における核特性パラメータの不確かさ解析；(3) 燃焼炉心に対する適用性検討”, 日本原子力学会 2014 年春の年会 O41, 2014 年 3 月.

* Yuki Takemoto[1], Kazuki Kirimura[1], Shinya Kosaka[1], Hideki Matsumoto[1] and Toshikazu Takeda [1]Mitsubishi Heavy Industries, ltd. [2]University of Fukui

KUCA 固体減速架台における反応度評価の不確かさに関する研究（2）

Uncertainty Analysis of Reactivity Measurement in Solid-Moderated and -Reflected Core at Kyoto University Critical Assembly (2)

*山中 正朗[1]，金 宋炫[1]，卞 哲浩[1]
[1]京都大学原子炉実験所

京都大学臨界集合体実験装置(KUCA)の固体減速架台(A 架台)では、2 つの代表的なスペクトルを有する炉心で反応度が繰り返し測定されている。実験で得られた反応度の不確かさ評価に加え、決定論的および確率論的手法による実験解析における核データに起因する不確かさを評価した。

キーワード：KUCA，固体減速架台，感度解析，不確かさ解析，核データ

1. 緒言　KUCA-A 架台では、2 種類の代表的なスペクトルを有する炉心の反応度が繰り返し測定されている。ここで、測定値の不確かさには炉心の構成部材の形状や燃料組成のばらつきによる不確かさおよび測定手法の不確かさが含まれているが、この不確かさは過去の実験から統計的に推定でき、炉心固有の不確かさが明らかになると考えられる。しかし、研究炉の役割として過去に多数回行われた実験だけでなく、今後新たに構成される炉心の反応度測定実験についても測定値の不確かさが評価できるような不確かさの評価手法が必要であると考える。そこで、数値実験により構成部材の配置および組成を変化させ、過去の実験値と照らし合わせることで不確かさの要因を特定し、架台固有の不確かさを推定することを検討している。先の研究[1]では、反応度測定実験の解析における不確かさと数値実験のバイアス値を検討するために決定論的手法における拡散計算により感度解析が行われた。この解析により、KUCA-A 架台に構成される炉心の反応度には H、C および Al の弾性散乱および非弾性散乱反応が大きな感度を持つことが判明したが、JENDL-4.0 にはこれらの共分散データが含まれておらず核データの不確かさが計算の不確かさに及ぼす影響が評価できなかった。そこで、本研究では、確率論的手法による実験解析において核データに ENDF/B-VII.1 を用いて核データに起因する不確かさを評価した。

2. 計算手法　KUCA-A 架台に構成されたスペクトルの異なる 2 種類の炉心(通称 EE1 および E3 炉心)で得られた反応度測定実験に対して SCALE6.2/TSUNAMI-3D と核データに ENDF/B-VII.1 および 56 群の共分散データを用いて感度解析および不確かさ解析をそれぞれ行った。

3. 結果　図 1 に先の研究で得られた SRAC/SAGEP による感度計算を核データに JENDL-4.0 用いて実施した結果を示す。解析は EE1 炉心において全制御棒が引き抜かれた状態について実施され、H、Al および C が余剰反応度に対して大きな感度を有することがわかった。JENDL-4.0 はこれらの核種に対して共分散データが評価されていなかったため、SCALE において同様の体系で不確かさ評価を実施した。結果は、全制御棒が引き抜かれた状態の k_{eff} に対して H、Al および C が約 0.2%、0.1%および 0.06%の不確かさをそれぞれ有していたため、今後、核データに起因する実験解析の不確かさを再評価する予定である。

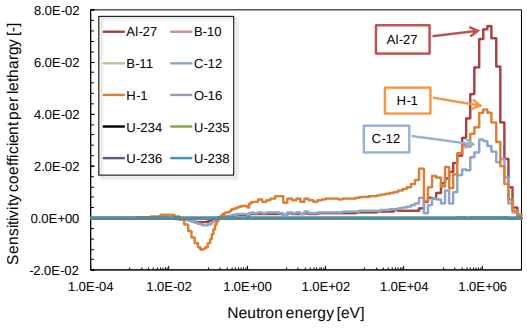


図 1 余剰反応度に対する散乱反応の感度 (EE1 炉心)

参考文献 [1] 伊藤誠人、ほか、日本原子力学会「2017 年春の年会」、2F17

*Masao YAMANAKA[1], Song Hyun Kim[1] and Cheol Ho Pyeon[1]
[1]Kyoto University Research Reactor Institute

ランダムサンプリング法を用いた燃焼後核燃料の核種組成に対する不確かさ評価

Uncertainly evaluation of isotopic composition of spent fuel by random sampling method

*二平 舜介[1]，千葉 豪[1]，奥村 晋太朗[1]，奈良林 直[1]

[1]北海道大学

酸化ウラン燃料を装荷した軽水炉を対象に、ランダムサンプリング法を用いて燃焼後核燃料の核種数密度の不確かさ評価を行った。評価結果との比較から、感度ベースで行う不確かさ評価の妥当性を確認し、また一部 FP 核種において注意の必要がある点を明らかにした。

キーワード：ランダムサンプリング法，不確かさ評価，核データ，燃焼計算

1. 緒言　感度係数を用いた不確かさの定量評価において、その入出力間では線形性が前提とされている。しかし、燃焼計算によって使用済み核燃料の核種インベントリを予測する場合など、複雑な計算過程を経る場合、その前提となっている線形性に疑問が生じる。そこで、入出力間の前提に拠らないランダムサンプリング(RS)法によって評価された不確かさと比較することで、その妥当性を検討した。

2. 解析手法　本研究では酸化ウラン燃料を装荷した軽水炉を対象として、核データへ与えられた不確かさに起因する燃焼後核種数密度の不確かさについて検討を行う。考慮する不確かさは、JENDL-4.0、JENDL/FPD-2011、FPY-2011[1]より得られる、断面積、核分裂収率、分岐比、半減期とした。これらの評価済み核データライブラリより得られる共分散データに基づいて必要となるサンプル数 N に応じた多群断面積ライブラリと燃焼チェーンを作成し、燃焼計算を行った。求められた各核種の燃焼後数密度について平均、標準偏差、歪度、尖度といった統計量を得、その正規性を評価した。なお、入力の不確かさが正規分布で与えられていることから、線形性が認められる場合は出力の不確かさも正規分布となると考えられる。また、RS 法におけるサンプル数は現実的に有限の値となるため、各統計量には必ず統計誤差が生じる。そこで、ブートストラップ法[2]を用いて得られた統計量の統計誤差を推定した。本計算において、FP-138 チェーン[3]を燃焼チェーンとして使用し、コードは炉物理計算コードである CBZ を用いた。

3. 結果　感度ベースと RS 法を用いた場合とで、各 FP 核種の燃焼後数密度に対する標準偏差の比較を行い、大よそ一致する結果を得た。また、正規性についても多くの核種で認められたが、非正規性が有意である可能性の高い結果もいくつか得られた。それらの歪度、尖度を Fig.1 に示す。図中、特に同様の傾向を示した Eu-151~Gd-153 について検証を行ったところ、その不確かさは主に Sm-151 の半減期の不確かさに起因することが判明した。考察の結果、テーラー展開による近似上で$N(t) = N_0(1 + \frac{-\ln 2}{(T_{1/2})}t)$と表される半減期$T_{1/2}$が数密度に対し非線形であるためだと考えられた。

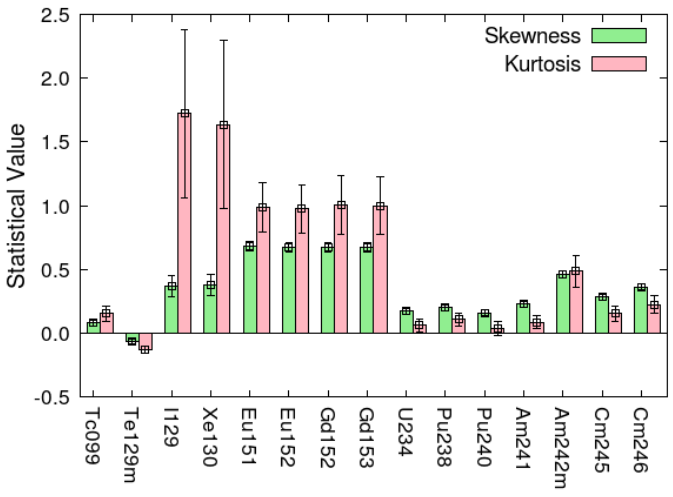


Fig.1 Calculation Result of Statics

参考文献　[1] J. Katakura,(2012) *JAEA-Data/Code 2011-025* [2] T. Endo, et, all. *J. Nucl. Sci. Technol, **52**, 993-999(2015)* [3] G. Chiba, *J. Nucl. Sci. Technol. ,**52**, 953-960(2015)*

謝辞　本研究は原子力規制庁の委託事業の成果である。

*Shunsuke Nihira[1], Go Chiba[1] , Shintaro Okumura[1] and Tadashi Narabayashi[1]

[1]Hokkaido Univ.

Impact of truncated coated fuel particles on neutronic characteristic of statistical geometry model in MVP code

*Hai Quan Ho[1], Yuki Honda[1], Nozomu Fujimoto[2], Minoru Goto[3], Etsuo Ishitsuka[1]
[1]Oarai Research and Development Center, Japan Atomic Energy Agency
[2]Department of Applied Quantum Physics and Nuclear Engineering, Kyushu University
[3]Nuclear Hydrogen and Heat Application Research Center, Japan Atomic Energy Agency

Abstract

This study investigated the impact of truncated coated fuel particles (CFPs) on neutronic characteristic of the fuel in a statistical geometry (STG) model. Calculation results showed that the effect of truncated CFPs makes the multiplication factor decrease by about 0.1 – 1.0 %Δk/k depended on packing fraction, uranium enrichment, and particle size.

Keywords: MVP, statistical geometry STG, coated fuel particles, effect of truncation, neutronic characteristic

1. Introduction Monte Carlo MVP code provides the STG model to treat the random placement of CFPs properly. However, some of the CFPs would be intersected with the boundary of compact or pebble so that a number of truncated CFPs is formed here. The purpose of this study is to show the impact of the truncated CFPs on the neutronic characteristic of the fuel in the STG model by changing some design parameters of the fuel, including CFPs packing fraction, uranium enrichment, and kernel diameter.

2. Method Effect of truncated CFPs was investigated by comparing the neutronic characteristic between the STG model and a realized random packing (RRP) model [1], which can treat random arrangement of CFPs explicitly without any truncation (as shown in **Fig. 1**). Neutronic calculations were carried out for a cubical geometry surrounded by the reflective boundary (**Fig. 1**) using MVP code with JENDL-4.0 cross section library. The temperature was assumed to be uniform of 300K throughout this study. The CFPs packing fraction was set from 0.1 to 0.3. The uranium enrichment varied from 5 to 20wt%. Also, the kernel diameter was changed from 200 to 700 μm.

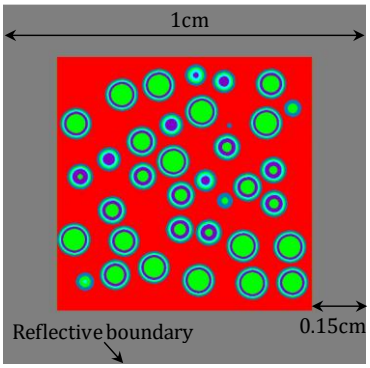


Fig. 1 RRP model, plotted by CGVIEW

3. Results and conclusions **Fig. 2** shows the difference in k_{inf} between the STG and RRP models. The truncated CFPs in STG model depresses the k_{inf}, the larger CFPs packing fraction, the greater the reduction in k_{inf}. The difference in k_{inf} also increases, for example from 0.36 to 0.48 %Δk/k in the cases of 0.1 PF, when decreasing the enrichment of uranium from 20 to 5wt%. The discrepancy in k_{inf} as a function of kernel diameter is shown in **Fig. 3**. It can be negligible at 200 μm kernel diameter but becomes considerable of about 1.37 %Δk/k at 700 μm kernel diameter. The results suggested that the effect of truncated CFPs should be considered attributing to the comprehensive uncertainty of a highly precise benchmark assessment of the HTGRs using MVP code.

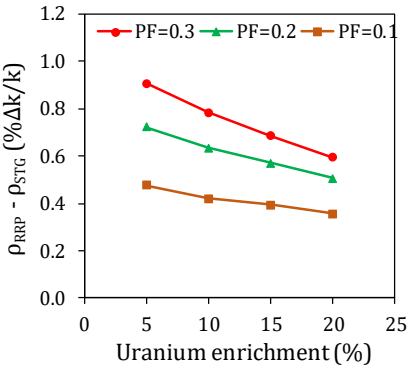


Fig. 2 Discrepancy of kinf in STG model with various packing fraction and uranium enrichment scheme

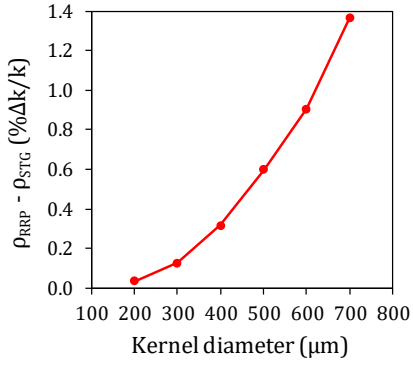


Fig. 3 Discrepancy of kinf in STG model with different kernel diameter (5wt% enrichment, PF=0.3)

References

[1] Ho, H.Q., Honda, Y., Goto, M., Takada, S. Annals of Nuclear Energy (2017) 114 – 121.

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：301-1 Reactor Physics, Utilization of Nuclear Data, Criticality Safety

Wed. Sep 13, 2017 3:50 PM - 5:10 PM JST | Wed. Sep 13, 2017 6:50 AM - 8:10 AM UTC | Room L N302 - N Block

[1L05-09] Uncertainty Evaluation 2

Chair:Tomohiro Endo (Nagoya Univ.)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

[1L05] Study on the impact of thermal scattering law data improvements on nuclear calculation for light water reactor

*Satoshi Takeda[1], Mikiihko Muta[1], Hikaru Yamaguchi[1], Takanori Kitada[1], Yasunori Ohoka[2], Matsuoka Shogo[2], Nagano Hiroaki[2] (1. Osaka University, 2. NUCLEAR FUEL INDUSTRIES, LTD.)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[1L06] Investigation of the impact of the difference of probability table calculation method

*Kenichi Tada[1] (1. JAEA)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[1L07] Study on the effect of temperature and uranium enrichment on burnup characteristics in HTGRs

*Keisuke Morita[1], Nozomu Fujimoto[1], Yuji Fukaya[2], Yuki Honda[2] (1. Kyushu university, 2. JAEA)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[1L08] Reactivity effect of Pu heterogeneity in MOX fuel on critical analysis of light water reactor MOX core physics experiments

(1)Study on analysis models

*Tomohiro Sakai[1], Toru Yamamoto[1], Daiki iwahashi[1] (1. S/NRA/R)

4:50 PM - 5:05 PM JST | 7:50 AM - 8:05 AM UTC

[1L09] Reactivity effect of Pu heterogeneity in MOX fuel on critical analysis of light water reactor MOX core physics experiments

(2)Analysis on MOX core physics experiments performed at EOLE critical facility

*Toru Yamamoto[1], Tomohiro Sakai[1], Daiki Iwahashi[1] (1. Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R))

5:05 PM - 5:10 PM JST | 8:05 AM - 8:10 AM UTC

Time reserved for Chair

軽水炉における水の熱中性子散乱則データの違いによる核計算結果への影響評価

Study on the Impact of Thermal Scattering Law Data Improvements on Nuclear Calculation for Light Water Reactor

*竹田　敏[1]，牟田　幹彦[1]，山口　光[1]，北田　孝典[1]，大岡　靖典[2]，松岡　正悟[2]，長野　浩明[2]
[1]大阪大学，[2]原子燃料工業株式会社

JENDL-4.0、ENDF/B-VII.0、阿部氏の作成された水の熱中性子散乱則データ[1]を用いて、軽水炉における水の熱中性子散乱則データを変更したことによる核計算結果への影響を評価した。
キーワード：軽水炉，熱中性子散乱則，S(α, β)，JENDL-4.0，ENDF/B-VII.0

1. 緒言

水の熱中性子散乱則データ S(α, β)は軽水炉において重要な核データであり、JENDL-4.0 では ENDF/B-VI.2 にて整備された S(α, β)、ENDF/B-VII.0 では ENDF/B-VII.0 を整備した際に更新された S(α, β)が用いられている。また、近年では阿部氏により分子動力学に基づいた S(α, β)も整備されている[1]。本研究では JENDL-4.0、ENDF/B-VII.0、阿部氏の作成された S(α, β)を用いて、水の熱中性子散乱則データを変更したことによる核計算結果への影響を評価した。

2. 計算条件

ベースとなる評価済み核データライブラリは JENDL-4.0 とし、水の熱中性子散乱則データのみを変更し、SRAC 詳細群である 107 群の断面積を作成した。評価対象は UO_2 燃料ピンセル体系、Gd 入り UO_2 燃料が混在するマルチピンセル体系(Gd 燃料周辺に UO_2 燃料を配置)、Gd 入り燃料が含まれる BWR 燃料集合体体系とし、GMVP により評価した。

3. 計算結果

阿部氏 S(α, β)の水の散乱断面積と比較すると、ENDF/B-VII.0 と JENDL-4.0 の両者が 0.1~1.0 eV で下方散乱断面積が小さくなることが分かった。また、JENDL-4.0 は 0.02 eV～0.4 eV の上方散乱断面積が大きくなることが分かった。これらの断面積差異により、図 1 に示されるように ENDF/B-VII.0 と JENDL-4.0 では 0.1~1.0 eV の中性子束が高くなり、JENDL-4.0 ではさらに 0.01～0.1 eV の中性子束が低くなったと考えられる。

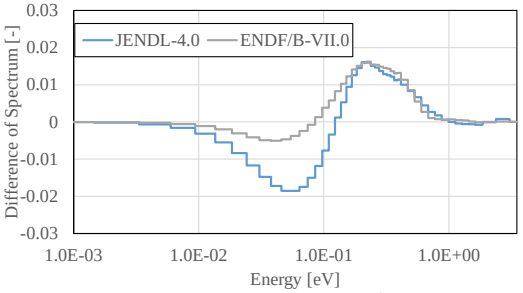


図 1　UO_2 燃料ピンセル体系における水領域のスペクトルの差異(阿部氏 S(α, β)を基準)

また、無限増倍率の比較を表 1 にまとめる。表 1 において、無限増倍率の統計誤差は全て 0.005%以下となっている。表 1 より、ENDF/B-VII.0 ではどの体系でも阿部氏 S(α, β)との差異が小さいことを確認できる。一方で、JENDL-4.0 では、Gd 入り燃料が存在する場合に無限増倍率を高く評価する傾向があることが確認できる。JENDL-4.0 では 0.1 eV 以下の中性子束が小さくなる傾向があり、エネルギーの低い領域で発生する Gd の捕獲反応が低下したためと考えられる。

表 1　S(α, β)のみを変更した場合の無限増倍率の比較

	阿部氏S(α, β)	ENDF/B-VII.0		JENDL-4.0	
	無限増倍率	無限増倍率	阿部氏S(α, β)との差異	無限増倍率	阿部氏S(α, β)との差異
UO_2燃料ピンセル	1.25177	1.25175	-0.002%	1.25146	-0.025%
Gd+UO_2燃料マルチピンセル	0.92258	0.92263	0.005%	0.92298	0.043%
BWR燃料集合体体系	1.00828	1.00823	-0.005%	1.00900	0.071%

4. まとめと今後の展望

本検討では S(α, β)の違いによる核計算結果への影響を評価した。今後は、S(α, β)の違いの影響がより大きくなると考えられる、水領域の割合が大きい体系についても検討する。

参考文献

[1] Y. Abe, T. Tsuboi, S. Tasaki, “Evaluation of the neutron scattering cross-section for light water by molecular dynamics,” Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A, Vol. 735, Pages 568-573, (2014).

*Satoshi TAKEDA[1], Mikihiko MUTA, Hikaru YAMAGUCHI, Takanori KITADA[1], Yasunori OHOKA[2], Shogo MATSUOKA[2], Hiroaki NAGANO[2]. [1]Osaka University, [2]Nuclear Fuel Industries, Ltd.

確率テーブル作成方法の違いが解析結果に与える影響評価

Investigation of the impact of the difference of probability table calculation method

*多田 健一[1]

[1]原子力機構

JAEA では、国産核データ処理システム FRENDY の開発を進めている。本発表では、FRENDY の確率テーブル作成機能の開発で判明した、作成方法の違いが臨界解析に与える影響について報告する。

キーワード：FRENDY、NJOY、確率テーブル、PURR、SLBW、カイ二乗分布

1. 緒言

JAEA では、核データ処理システム FRENDY の開発を進めており、昨年度までに MCNP 用の断面積ライブラリである ACE ファイル作成に必要な断面積再構成、ドップラー拡がりの処理、熱中性子散乱則の処理、非分離共鳴領域の確率テーブル作成、ガス生成断面積作成及び ACE ファイル作成の各機能を実装してきた[1]。FRENDY の開発では、世界中で広く利用されている NJOY と同じ核データ処理方法を採用しているが、開発中に判明した NJOY の問題点を改善した FRENDY 独自の処理方法の実装も進めている。今般、FRENDY 単体で ACE ファイル作成が可能になったため、NJOY の問題点が積分実験解析に与える影響について評価を進めている。本発表では、確率テーブル作成方法の違いが解析結果に与える影響について報告する。

2. FRENDY と NJOY の確率テーブル作成方法の違い

FRENDY と NJOY の確率テーブル作成手法にはどちらもラダー法を用いているが、その実装方法には主に以下の違いがある。

(1) 温度 T[K]での Breit-Wigner の一準位公式(SLBW)の計算方法

(2) カイ二乗分布に従う乱数の生成方法

非分離共鳴領域の共鳴パラメーターは SLBW で与えられている。温度 T [K]での SLBW を解析的に解くことは出来ないため、近似式を用いる必要があるが、FRENDY では NJOY よりも正確な式を導入した。また共鳴幅の計算にはカイ二乗分布に従う乱数が必要となるが、NJOY ではカイ二乗分布に従う 20 個の等確率ビン(離散分布)を使用しているのに対し、FRENDY では正確にカイ二乗分布に従う連続分布の乱数を使用している。そこで、これら二つの方法の違いが積分実験解析に与える影響について評価した。

3. FRENDY と NJOY の確率テーブル作成方法が積分実験解析に与える影響評価

前章で示した二つの方法について、FRENDY で NJOY と同じ方法を用いた場合と FRENDY 独自の方法を用いた場合とで、それぞれ JENDL-4.0 から ACE ファイルを作成し、積分実験解析を行い、解析結果を比較した。なお、確率テーブル作成方法以外は全て同じ解析条件・方法を用いている。また積分実験解析の入力には、ICSBEP に登録されている MCNP のサンプル入力を用いた。表 1 に解析結果と確率テーブル作成方法による実効増倍率の差異を示す。表 1 に示すように、スペクトルが硬い実験を中心に確率テーブル作成方法の違いによる有意な差異が見られた。また、実験によっては 1～2%と非常に大きな差異がみられるものがあった。発表では、差異の詳細や要因について報告する。

表1 確率テーブル作成方法の違いがk_{eff}に与える影響

炉心名 (ICSBEP ID)	NJOY 方法	FRENDY 方法	相対差異	1σ
HCI05-07	0.98788	0.98970	0.18%	0.02%
HMF01-01	0.96209	0.96352	0.15%	0.02%
HMF05-01	0.99881	0.97241	-2.64%	0.02%
HMF49-01	0.99598	0.99598	0.00%	0.02%
HMI06-01	0.98744	0.99358	0.62%	0.02%
ICI01-18	0.98371	0.97242	-1.15%	0.01%
LCT06-01	0.99855	0.99884	0.03%	0.02%
MCT12-01	0.91486	0.91526	0.04%	0.03%
PMF01-01	0.99893	0.99904	0.01%	0.01%
PMF05-01	1.00175	0.99697	-0.48%	0.02%
UCT01-01	1.00336	1.00315	-0.02%	0.02%
UMF04-01	0.99974	0.99865	-0.11%	0.03%

参考文献

[1] K. Tada et al., JNST 54 (2017) 806-817.

*Kenichi Tada[1] JAEA

高温ガス炉での燃焼挙動の温度及び濃縮度の感度解析

Study on the effect of temperature and uranium enrichment on burnup characteristics in HTGRs

*守田 圭介[1]，藤本 望[1]，深谷 裕司[2]，本多 友貴[2]

[1]九州大学，[2]JAEA

高温ガス炉燃料の核種生成・崩壊挙動への影響評価の一つとして、高温ガス炉用の ORIGEN ライブラリを作成し、温度及び濃縮度の影響評価を行った。その結果、核種の生成量などに対して濃縮度の影響は小さく、減速材温度の影響が大きいことを確認した。

キーワード：高温ガス炉、ORIGEN、核種生成・消滅挙動、中性子スペクトル

1. 緒言

燃料の燃焼解析には ORIGEN[1]が広く用いられており、炉型ごとにライブラリが整備されている。しかしながら、高温ガス炉用のライブラリはほとんど整備されていない。従来は軽水炉のライブラリで代用して解析が行われたが、高温ガス炉は黒鉛減速体系であることや炉内が高温であることなどから、軽水炉とは中性子スペクトルが異なり、燃焼挙動も異なると考えられる。これまでの検討では、新たに高温ガス炉用のライブラリを作成して解析を行い、結果を比較することで、セルの寸法による影響が大きいことが確認できた。そこで、今回は同様にして温度及び濃縮度の影響の評価を行った。

2. 検討方法

JAEA の HTTR（High Temperature Engineering Test Reactor）を対象として解析を行った。JAEA で作成した ORIGEN 用ライブラリ作成ツール[2]により、JENDL-4 を用いて高温ガス炉用ライブラリを作成した。ライブラリ作成のためのスペクトル計算は MVP-BURN[3]によるピンセルモデルを用いた。出力密度、燃焼期間は HTTR を参考にし、燃焼度は HTTR の平均燃焼度である 22GWd/t とした。温度及び濃縮度の評価でのそれぞれの条件を次に示す。

(1)温度の影響評価：各温度条件を Table.1 に示す。炉内のノミナルでの最高及び最低温度、また誤差を含めた最高温度を用いた。濃縮度は一定とし、炉心平均の 5.9wt%とした。

(2)濃縮度の影響評価：炉内の最低及び最高濃縮度である 3.3wt%及び 9.8wt%、また、低濃縮ウランの上限である 20wt%についても検討を行った。温度は炉心の平均温度から燃料温度を 1260K、減速材温度を 1000K とした。

Table.1 温度条件

	燃料温度[K]	減速材温度[K]
高温(ノミナル)	1320	1280
低温(ノミナル)	1050	900
最高温度	1730	1650

3. 解析結果

(1)温度の影響：各温度条件での中性子源による規格化中性子束を Fig.1 に示す。高温になるほど熱領域でのピークが高くなり、高エネルギー側にシフトしている。これは減速材温度の影響と考えられる。また、熱領域以外では中性子束はほぼ一致しており、燃料温度の効果は小さいと考えられる。

(2)濃縮度の影響：各濃縮度条件での中性子源による規格化中性子束を Fig.2 に示す。中性子源による規格化を行っているため、熱領域のピークに差が確認できた。熱領域以外では中性子束はほぼ一致し、ORIGEN による計算でも、核種の生成量について差異はほぼ見られなかった。

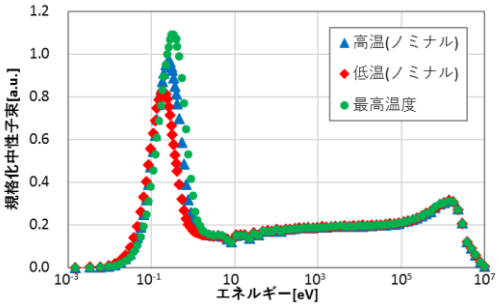


Fig. 1 各温度条件での規格化中性子束（中性子源による規格化）

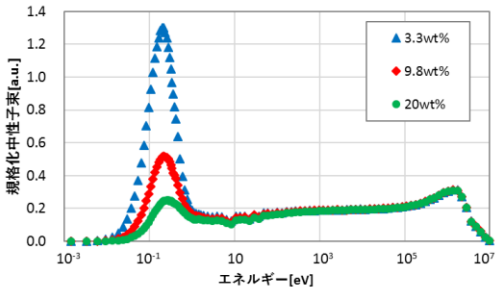


Fig. 2 各濃縮度条件での規格化中性子束（中性子源による規格化）

4. 結論

核種生成・崩壊挙動の影響評価の一つとして、温度及び濃縮度の異なる高温ガス炉用ライブラリを作成し、それぞれについて比較を行った。その結果、濃縮度の影響は小さく、減速材の温度の影響が確認できた。今後は高温ガス炉での燃焼挙動の最適な評価手法について、さらに検討を進めていく予定である。

参考文献

[1]A.G.Croff,ORIGEN2 Code Package CCC371,Informal Notes(1981)
[2]深谷他、JAEA-Research 2013-035(2013)
[3]長家他、JAERI-1348(2005)

*Keisuke Morita[1], Nozomu Fujimoto[1],Yuji Fukaya[2],Yuki Honda[2]
[1]Kyushu Univ., [2]Japan Atomic Energy Agency

軽水炉 MOX 炉物理試験の臨界解析における MOX 燃料の Pu 非均質反応度効果 (1) 解析モデルの検討

Reactivity effect of Pu heterogeneity in MOX fuel on critical analysis of light water reactor MOX core physics experiments

(1) Study on analysis models

*酒井　友宏、山本　徹、岩橋　大希
原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

軽水炉 MOX 炉物理試験の臨界解析における、MOX 燃料の Pu 非均質反応度効果を解析することを目的として、KRITZ-2: 19 臨界試験の試験仕様等を利用してピンセル体系を設定し、MVP コードを用いて Pu 非均質反応度効果を模擬する 3 種類のモデルを検討し比較評価した。

キーワード：軽水炉、MOX 炉物理試験、Pu 非均質反応度効果、MVP、KRITZ-2:19 臨界試験

1. 緒言

JENDL 委員会リアクター積分テスト WG において、軽水炉 MOX 炉物理試験の反応度解析における Pu 非均質反応度効果が、特定の条件で大きくなることが示された[1)]。そこで、カダラッシュ研究所の EOLE 臨界試験装置において実施された一連の軽水炉 MOX 炉物理試験の臨界解析について、MOX 燃料の Pu 非均質分布が与える効果を、連続エネルギーモンテカルロコード MVP を用いて解析した。本研究に係る 2 件のシリーズ発表のうち、本報告は MOX 燃料中の Pu 高富化度粒子のモデル化方法に関するものである。

2. PuO_2 粒子のモデル化

KRITZ-2:19 臨界試験[2)]は、PuO_2 濃度 1.5wt%の MOX 燃料棒（燃料棒外径：1.079cm、MOX 燃料径：0.945cm）を正方格子ピッチ（1.8cm）で炉心に装荷した軽水減速炉物理試験である。MOX 燃料は、PuO_2 と UO_2 燃料粉末を振動充填により Zry 被覆管に封入することにより製造されたものであり、PuO_2 粒子の直径は平均 25 μ m である。参考文献 2 では、試験炉心を代表するピンセル体系について、PuO_2 粒子が正方格子に配列しているとするモデル（格子モデル）を採用して PuO_2 粒子による非均質反応度効果が評価されており、モンテカルロコードによる均一組成モデルと格子モデルの無限増倍率の比較から、非均質反応度効果は 0.005 Δk（21.1℃での試験）と報告されている。一方、著者らは、MVP の確率論的幾何学（STG）モデルを使用して、MIMAS 法により製造された MOX 燃料の非均質性データを使用し PWR 集合体を模擬したピンセル体系により燃焼計算を行って、Pu 非均質分布の効果は小さいと報告している[3)]。本研究では、これらのモデルに加え、参照解を与えるモデルとして、PuO_2 粒子がランダムに存在することを直接模擬するランダムモデルを検討した。

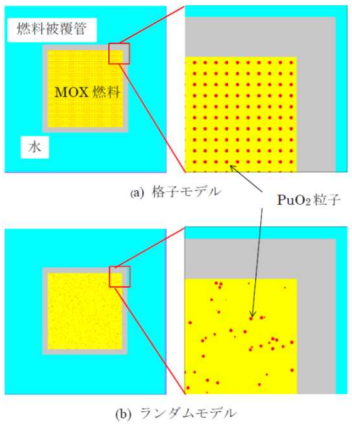


図 1 格子モデルと
ランダムモデルの燃料断面図

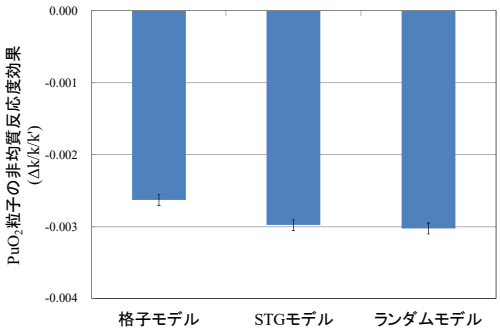


図 2 PuO_2 粒子の非均質反応度効果の比較

3. 計算体系と計算条件

PuO_2 粒子による非均質反応度効果が大きいと報告されている前記の KRITZ-2: 19 臨界試験のピンセル体系を対象に解析を行った。ただし、ランダムモデルでは、計算リソースの制約から直接模擬する PuO_2 粒子を約 30,000 個とする体系とした。図 1 に格子モデルとランダムモデルでの燃料断面（格子モデルにおいて粒子の中心を通る断面）の図を示す。MVP による計算では、有効ヒストリ数を 2000 万ヒストリとし、各ケースの統計誤差は約 0.00001 Δk(1 σ)であった。

4. 解析結果

PuO_2 粒子をモデル化する非均質計算と均一計算の無限増倍率の比較から PuO_2 粒子の非均質反応度効果（Δk/k/k'）を求めた。3 種類のモデルの結果を図 2 に示す。ランダムモデルと STG モデルの差はほとんどなく、格子モデルがわずかに非均質反応度効果の絶対値を低く評価する結果となった。当日の発表では、非均質反応度効果に対する Pu 高富化度粒子の粒径、PuO_2 濃度等の影響についても報告する。

参考文献

1) JENDL 開発のための軽水炉ベンチマークに関するデータ集の整備、JAEA-Data/Code 2017-006 (2017).
2) KRITZ-2:19 Experiment on regular H_2O/fuel pin lattices with mixed oxide fuel at temperature 21.1 and 235.9℃, International handbook of evaluated reactor physics benchmark experiments. 2015 March. NEA/NSC/DOC(2006)1.
3) K. Kawashima et al. Effect of Pu-rich agglomerate in MOX fuel on lattice calculation. J. Nucl. Sci. Technol. 44, 1259-1267 (2007).

* Tomohiro Sakai, Toru Yamamoto and Daiki Iwahashi
Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

軽水炉 MOX 炉物理試験の臨界解析における MOX 燃料の Pu 非均質反応度効果
(2) EOLE 臨界試験装置での MOX 炉物理試験についての解析

Reactivity effect of Pu heterogeneity in MOX fuel on critical analysis of light water reactor MOX core physics experiments

(2) Analysis on MOX core physics experiments performed at the EOLE critical facility

*山本　徹、酒井　友宏、岩橋　大希
原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

軽水炉 MOX 炉物理試験の臨界解析における、MOX 燃料の Pu 非均質反応度効果を解析することを目的として、同効果の特性を理解するために KRITZ-2: 19 臨界試験の試験仕様等を基本としてパラメータサーベイを行うとともに、EOLE 臨界試験装置での MOX 炉物理試験の臨界解析での効果を MVP を用いて解析した。

キーワード：軽水炉、EOLE、MOX 炉物理試験、臨界解析、Pu 非均質反応度効果、MVP、パラメータサーベイ、KRITZ-2: 19

1. 緒言

フランスのカダラッシュ研究所の EOLE 臨界試験装置において実施された、一連の軽水炉 MOX 炉物理試験 [1]の臨界解析に MOX 燃料の Pu 非均質性が与える反応度効果を、連続エネルギーモンテカルロコード MVP を用いて解析した。この研究に係る 2 件のシリーズ発表のうち、本報告は、KRITZ-2: 19 臨界試験の試験仕様等を基本として実施したパラメータサーベイ及び EOLE 臨界試験装置での MOX 炉物理試験の臨界解析に関するものである。

2. Pu 非均質反応度効果のパラメータサーベイ

KRITZ-2: 19[2]の炉心を代表するピンセル体系を基本に、水対燃料比、Pu 高濃度粒子のサイズ、同粒子の体積率、同粒子中の PuO_2 濃度を変化させて Pu 非均質反応度効果（以下「反応度効果」という。）を計算した。Pu 高濃度粒子の模擬には MVP の STG モデルを使用した。計算の結果、水対燃料比が小さい、Pu 高濃度粒子サイズが小さい、同粒子の体積率が大きい、Pu 高濃度粒子の PuO_2 濃度が小さいほど反応度効果が小さいことが分かった。反応度効果は、主に ^{239}Pu の 0.3eV の共鳴における核分裂反応が自己遮蔽のため減少することが原因であると解釈される [3]。結果の例として Pu 高濃度粒子の PuO_2 濃度に対する反応度効果の変化を図 1 に示す。

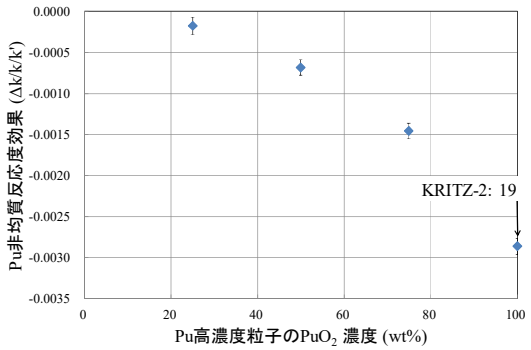


図 1 Pu 非均質反応度効果 vs.Pu 高濃度粒子の PuO_2 濃度

3. MOX 炉物理試験の臨界解析で反応度効果

EOLE 臨界試験装置で実施された炉物理試験 MISTRAL、BASALA 及び FUBILA の炉心を代表するピンセル体系を設定し、STG モデルにより反応度効果を計算した。Pu 非均質性に関する条件は、MIMAS 法で製造された MOX 燃料製造時データを利用し [4]、Pu 高濃度粒子の PuO_2 濃度は 27wt%、粒子径は 30 μ m を基本とした。そのほか、前記のパラメータサーベイの知見を活かし、代表体系に加えて反応度効果が大きくなるようにパラメータを変動させた体系についても計算した。図 2 に FUBILA の炉心を代表するピンセル体系での反応度効果を示す。MISTRAL 及び BASALA の結果を含めて、反応度効果の絶対値は、0.0005 Δk/k/k'以下であり、図 1 に示す KRITZ-2: 19 の 0.0029 Δk/k/k'に比べ小さかった。これは、KRITZ-2: 19 の条件（Pu 高濃度粒子の PuO_2 濃度：100wt%、MOX 燃料平均 PuO_2 濃度：1.6wt%など）と異なることがその理由であると考えられる。以上より、MISTRAL、BASALA 及び FUBILA の MOX 炉物理試験について、MOX 燃料の均一組成により解析した臨界解析の結果における Pu 非均質性についての不確かさは 0.0005 Δk/k/k'以下と考えられる。

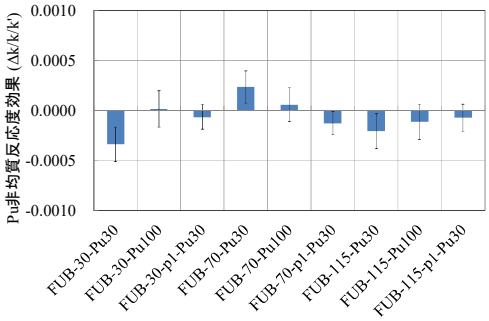


図 2 FUBILA の炉心を代表するピンセル体系での Pu 非均質反応度効果
（図において、例えば計算ケース FUB-30-Pu30 は、MOX 燃料の PuO_2 濃度 3.0wt%、粒子サイズ 30 μ m、燃料棒ピッチは集合体中のピッチとしていることを表し、計算ケース名中の p1 は、集合体間のギャップを考慮してピッチを大きくしたケースを示す。）

参考文献 1) P. Blaise et al. 12 years of Franco-Japanese international programs in EOLE for the validation of 100% MOX recycling in LWRs. Proc. PHYSOR-2014; 2014 Sep 10-Oct 3; Kyoto (Japan). 2) International handbook of evaluated reactor physics benchmark experiments. 2015 March. NEA/NSC/DOC(2006)1. 3)JENDL 開発のための軽水炉ベンチマークに関するデータ集の整備、JAEA-Data/Code 2017-006 (2017). 4) K. Kawashima et al. Effect of Pu-rich agglomerate in MOX fuel on lattice calculation. J. Nucl. Sci. Technol. 44, 1259-1267 (2007).

* Toru Yamamoto, Tomohiro Sakai and Daiki Iwahashi
Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：301-1 Reactor Physics, Utilization of Nuclear Data, Criticality Safety

Wed. Sep 13, 2017 5:10 PM - 6:15 PM JST | Wed. Sep 13, 2017 8:10 AM - 9:15 AM UTC | Room L N302 - N Block

[1L10-13] Code Development and Varidation 1

Chair:Satoshi Wada (TOSHIBA)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[1L10] Development of Mitsubishi FBR nuclear design code system GALAXY-H/ENSEMBLE-TRIZ
(5)Development of fuel pin power reconstruction model

*Yohei Kamiyama[1], Hiroki Koike[1], Kazuki Kirimura[1], Yuki Takemoto[1], Shinya Kosaka[1] (1. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[1L11] Development of Mitsubishi FBR nuclear design code system GALAXY-H/ENSEMBLE-TRIZ
(6)Development of shielding analysis model

*Kazuki Kirimura[1], Hiroki Koike[1], Shinya Kosaka[1], Akio Yamamoto[2] (1. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 2. Nagoya University)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[1L12] Development of uncertainty evaluation methodology for core characteristics with Mitsubishi new nuclear design code system GalaxyCosmo-S
(1)Summary of uncertainty evaluation methodology and system

*Hiroki Koike[1], Kazuki Kirimura[1], Daisuke Sato[1], Shinya Kosaka[1], Hiroyuki Fujime[2] (1. MHI, 2. MHI NSE)

5:55 PM - 6:10 PM JST | 8:55 AM - 9:10 AM UTC

[1L13] Development of uncertainty evaluation methodology for core characteristics with Mitsubishi new nuclear design code system GalaxyCosmo-S
(2)Test analysis of uncertainties for core characteristics

*Hiroyuki Fujime[1], Hiroki Koike[2], Kazuki Kirimura[2], Daisuke Sato[2], Shinya Kosaka[2] (1. MHI NSE, 2. MHI)

6:10 PM - 6:15 PM JST | 9:10 AM - 9:15 AM UTC

Time reserved for Chair

三菱 FBR 核設計コードシステム GALAXY-H/ENSEMBLE-TRIZ の開発
(5) 燃料棒出力再構築モデルの開発

Development of Mitsubishi FBR nuclear design code system GALAXY-H/ENSEMBLE-TRIZ

(5) Development of fuel pin power reconstruction model

*上山洋平[1]，小池啓基[1]，桐村一生[1]，竹本友樹[1]，小坂進矢[1]

[1]三菱重工業

制御棒の隣接により出力分布が大きく歪む条件や、燃料集合体内に内部ダクトが設置された体系等、中性子束の勾配や集合体内の非均質性が大きくなった場合の高速炉炉心設計における燃料棒出力分布の精度向上を目的とし、軽水炉炉心設計分野で一般的な燃料棒出力再構築手法を三菱 FBR 核設計コードシステム用に開発した。本報では、開発した高速炉向け燃料棒出力再構築法の概要と検証結果について報告する。

キーワード：高速炉、燃料棒出力、内部ダクト、GALAXY-H、ENSEMBLE-TRIZ

1. 背景・目的　三菱重工では、実証炉・実用炉等への適用を目指し、FBR 核設計コードシステム GALAXY-H/ENSEMBLE-TRIZ を開発した。本研究では、内部ダクトの存在等により非対称かつ複雑な出力分布特性を有する炉心において、非均質計算参照解と良好に一致する燃料棒出力再構築法を開発した。

2. 評価手法　従来、高速炉における燃料棒出力分布は、2 次多項式フィッティングにて評価されていた。実証炉・実用炉では、炉心及び集合体の大型化や内部ダクト導入に伴い、中性子束の勾配や非均質性が大きくなっており、従来法ではフィッティング誤差が拡大する傾向にあった。そこで、軽水炉用の核設計コードシステム GalaxyCosmo-S の知見を活用し、集合体内の燃料棒出力を、集合体計算コード GALAXY-H による集合体内燃料棒出力分布形状関数(*FF*)及び炉心計算コード ENSEMBLE-TRIZ による集合体内均質出力分布($\kappa\Sigma_f\phi_{hom}$)の合成により算出するモデルを開発した(式(1)及び図 1)。また、均質中性子束分布(ϕ_{hom})を頂点中性子束と境界面中性子流を拘束条件として 2 次多項式で展開する新手法を開発した(式(2)及び図 2)。本手法では、関数展開結果を連立方程式の解として直接得ることでフィッティング誤差の課題を改善すると共に、境界面中性子流が連続となるモデルとすることで非均質計算の再現精度向上を図っている。

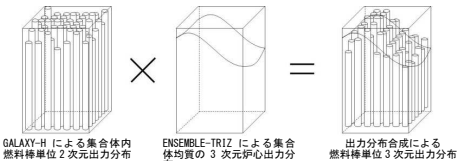
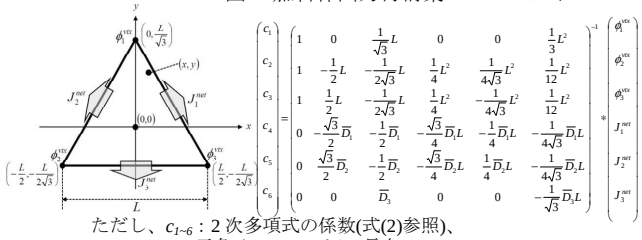


図 1 燃料棒出力再構築のコンセプト



ただし、$c_{1\sim6}$：2 次多項式の係数(式(2)参照)、
L：三角メッシュ 1 辺の長さ、
$D_{1\sim3}$：三角メッシュ各面の拡散係数、
$\phi_{1\sim3}^{vtx}$：三角メッシュ各頂点の中性子束、
$J_{1\sim3}^{vtx}$：三角メッシュ各面の中性子流　である。

図 2 新手法による均質中性子束展開係数算出式

$$P_{\mathrm{het}}(x,y)=\sum_g FF_g^{\mathrm{GALAXY-H}}(x,y)\kappa\Sigma_f\phi_{\mathrm{hom},g}^{\mathrm{ENSEMBLE}}(x,y) \quad (1), \qquad \phi_{\mathrm{hom}}^{ENSEMBLE}(x,y)=c_1+c_2x+c_3y+c_4x^2+c_5xy+c_6y^2 \quad (2)$$

3. 検証　制御棒集合体を燃料集合体で囲んだ 7 集合体モデルにおいて、新手法を用いた均質中性子束の参照解（詳細三角メッシュ均質計算）との差異が従来手法と比べ半減することを確認した。また、GALAXY-H による非均質 7 集合体計算を参照解とし燃料棒出力分布を比較した結果、標準偏差 1%未満、最大差異 2%程度で一致することを確認した。以上により、新手法の高速炉体系への適用性を確認した。

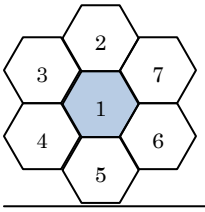


表 1 均質中性子束の比較結果
(参照解：詳細三角メッシュ均質計算)

項目	従来手法	新手法
標準偏差[%]	2.1	0.9
+最大差異[%]	8.0	3.6
-最大差異[%]	-2.3	-2.4

表 2 燃料棒出力分布の比較結果
(参照解：GALAXY-H による非均質 7 集合体計算)

項目	集合体番号					
	2	3	4	5	6	7
標準偏差[%]	0.5	0.5	0.6	0.6	0.6	0.5
+最大差異[%]	1.8	2.1	2.3	2.2	2.3	2.1
-最大差異[%]	-0.8	-0.8	-0.8	-0.8	-0.8	-0.8

* Yohei Kamiyama[1], Hiroki Koike[1], Kazuki Kirimura[1], Yuki Takemoto[1] and Shinya Kosaka[1]　[1]Mitsubishi Heavy Industries, ltd.

三菱 FBR 核設計コードシステム GALAXY-H／ENSEMBLE-TRIZ の開発
(6) 遮蔽解析モデルの開発

Development of Mitsubishi FBR nuclear design code system GALAXY-H/ENSEMBLE-TRIZ

(6) Development of shielding analysis model

*桐村一生[1]，小池啓基[1]，小坂進矢[1]，山本章夫[2]

[1]三菱重工業，[2]名古屋大学

高速炉の決定論的手法に基づく遮蔽体／炉外領域中性子束評価の精緻化を目的として、FBR 炉心設計コードとして開発してきた３次元３角メッシュ輸送計算コード ENSEMBLE-TRIZ を改良した。本報では、遮蔽解析用に新たに導入した非等方散乱モデルと検証結果について報告する。

キーワード：高速炉、遮蔽解析、非等方散乱、輸送計算、決定論

1. 背景・目的

三菱重工では、今後の高速炉炉心設計への適用を目指して GALAXY-H/ENSEMBLE-TRIZ を開発している。ENSEMBLE-TRIZ は、3 次元 3 角メッシュ輸送計算コードであり、中性子束解法に角度依存透過確率法(ADTP 法[1])に基づく S_N 法と CMFD 加速計算を採用することで、大規模・詳細メッシュ計算での収束性を確保している。本研究では、本コードを高速炉遮蔽設計に適用可能とするために計算モデルを拡張した。

2. 非等方散乱モデルの導入

ENSEMBLE-TRIZ の輸送計算ソルバー(SYMPHONY)に対して、式 1 に示す球面調和関数 $R_{l,m}(\Omega)$ を用いる手法により中性子源 $S(r,\Omega)$ の非等方性を考慮する機能を付与した。なお、球面調和関数を用いる手法では、非等方散乱の次数を L とすると、$(L+1)^2$ 個の角度中性子束モーメント $\phi_{l,m}(r)$ を保持する。

$$S(r,\Omega)=\sum_{l=0}^{L}\frac{2l+1}{4\pi}\sum_{m=-l}^{l}\Sigma_{sl}(r)\cdot\phi_{l,m}(r)\cdot R_{l,m}(\Omega) \qquad (式\ 1)$$

3. 検証

ベンチマーク問題(Lathrop forward scattering benchmark[2])を用いて、導入した非等方散乱モデルの検証を実施した。図 1 に示す通り非等方散乱次数を大きくしていくと、輸送補正断面積を用いた値に収束していくことから、非等方散乱モデルが正しく動作していることが確認できた。また、ENSEMBLE-TRIZ の遮蔽計算への適用性検証として実証炉模擬体系にてモンテカルロ計算コードとの比較検証を行った。図 3 に示す通り、両コードの結果が良好に一致することを確認した。

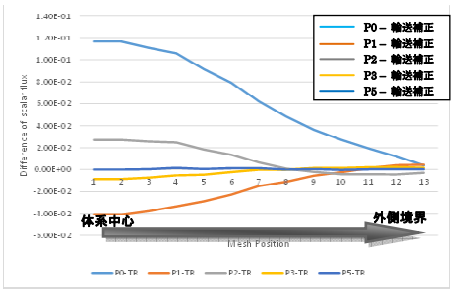


図 1　中性子束の参照解との比較
(Lathrop benchmark 問題)

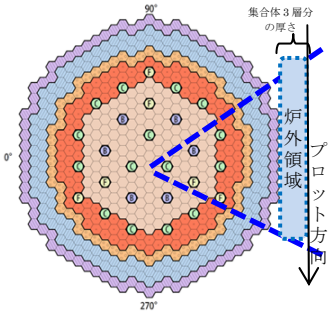


図 2　検証体系（実証炉規模）

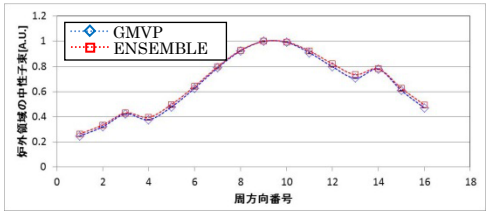


図 3　炉外領域中性子束分布のﾓﾝﾃｶﾙﾛｺｰﾄﾞとの比較
（※統計誤差は 1%以下）

4. 結論

高速炉炉心計算コード ENSEMBLE-TRIZ に対して、遮蔽解析に必要な非等方散乱モデルを新たに導入した。ベンチマーク問題や実証炉模擬体系でのモンテカルロコードとの比較により、ENSEMBLE-TRIZ コードに導入した遮蔽解析モデルが妥当な解を与えることを確認した。

[1] A. Yamamoto, “Angular Dependent Transmission Probability Method for Fast Reactor Core Transport Analysis,” *ANS Annual Meeting*. (2015).
[2] R. Roy, “Anisotropic Scattering for Integral Transport Codes. Part2 Cyclic Tracking and its Application to XY Lattices,” *Ann. Nucl. Energy*, **18**[9], 511-524 (1991).

* Kazuki Kirimura[1], Hiroki Koike[1], Shinya Kosaka[1], and Akio Yamamoto[2]　[1]Mitsubishi Heavy Industries, ltd. [2]Nagoya University

三菱新核設計コードシステム GalaxyCosmo-S による炉心特性不確かさ評価手法の開発　(1) 評価手法及び不確かさ評価システムの概要

Development of uncertainty evaluation methodology for core characteristics with Mitsubishi new nuclear design code system GalaxyCosmo-S

(1) Summary of uncertainty evaluation methodology and system

*小池啓基[1]，桐村一生[1]，左藤大介[1]，小坂進矢[1]，藤目宏之[2]

[1]三菱重工，[2]MHI NS エンジ

PWR を対象に、実測データの不足した炉心設計条件を含む広範な適用範囲に対応した炉心特性不確かさ評価に資するため、三菱新核設計コードシステム GalaxyCosmo-S による核データ誤差起因の不確かさ評価手法及び評価システムを開発した。本報では、評価手法及び評価システムの概要について報告する。

キーワード：GalaxyCosmo-S、PWR、炉心設計、不確かさ

1. 背景・目的　三菱重工では、広範な適用範囲に対応した炉心特性不確かさ評価を目的とし、新核設計コードシステム GalaxyCosmo-S に基づく不確かさ評価手法を開発している。本研究では、種々の不確かさ要因のうち、核データ誤差に起因する成分について、ランダムサンプリング法に基づく評価手法を整備した。

2. 評価手法及び評価システム　従来の一般化摂動論(GPT)に基づく炉心特性不確かさは、炉心特性の感度係数行列$\mathbf{G}$及び断面積共分散行列$\mathbf{M}$を用いて$V_{\mathrm{GPT}}=\mathbf{GMG}^T$と表される。GPT では、感度係数を評価可能な炉心特性が限られ、軽水炉で顕著なフィードバック効果を直接取り入れることも困難である。そこで本研究では、ランダムサンプリング法(RS)に基づく手法[1]をベースに、感度係数$\mathbf{G}$を介した炉心特性変化$\Delta\mathbf{R}$と断面積変化$\Delta\mathbf{T}$の関係$\Delta\mathbf{R}=\mathbf{G}\Delta\mathbf{T}$を用い、$\mathbf{G}$を消去して得られる$V_{\mathrm{RS}}=\Delta\mathbf{R}\Delta\mathbf{R}^T/N$から不確かさを評価する。ここで、$\Delta\mathbf{R}$は$\Delta\mathbf{T}$を入力とした直接摂動により得られ、$\Delta\mathbf{T}$は$\mathbf{M}=\Delta\mathbf{T}\Delta\mathbf{T}^T/N$を満足するよう、RS に基づき評価する($N$：サンプル数)。RS では、ラテン超方格サンプリング法(LHS)[2]を用いることで、少ないサンプル数による効率的なサンプリングを実現する。本手法に基づく不確かさ評価システムのフローを図に示す。

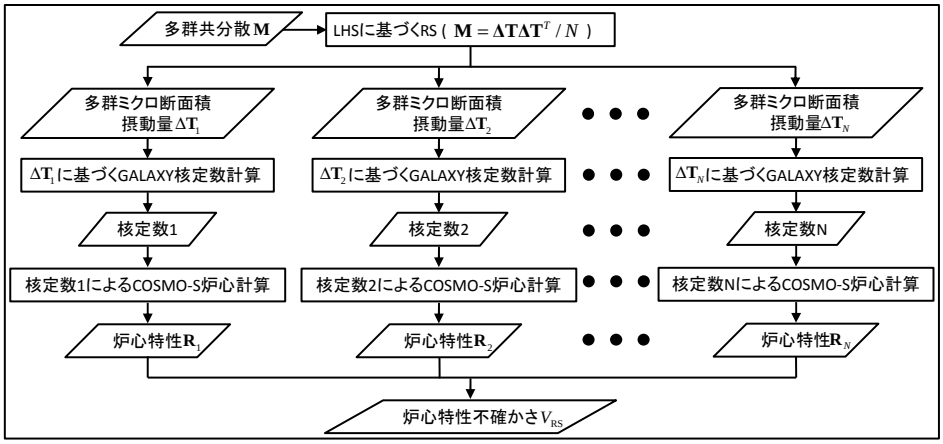


図　炉心特性不確かさ評価システムのフロー

3. 単一集合体計算による検証　RS に基づく不確かさ評価システムの妥当性を確認するため、各種フィードバック効果のない GALAXY 単一集合体計算における無限増倍率の核データ誤差起因不確かさについて、主要なアクチニド核種の JENDL-4.0 共分散を考慮した RS による結果を GPT の結果と比較した。その結果、$\sqrt{V_{\mathrm{GPT}}}=503\mathrm{pcm}$，$\sqrt{V_{\mathrm{RS}}}=497\mathrm{pcm}$ となり、両手法の良好な一致を通じて RS 処理が適切に実行できていることを確認した。

4. 結論　GalaxyCosmo-S による核データ誤差起因不確かさ評価手法及び評価システムを整備した。評価手法／評価システムに関する今後の課題としては、異なる核データライブラリを含む多群共分散データの拡充、RS における核定数計算数の合理化、計算手法起因不確かさの定量化方法の検討、等が挙げられる。

(参考文献：[1] T. Watanabe, et al., J. Nucl. Sci. Technol., 2014; 51, 590-599.　[2] A.Yamamoto, et al., Nucl. Sci. Eng., 2015; 181, 160-174.)

* Hiroki Koike[1], Kazuki Kirimura[1], Daisuke Sato[1], Shinya Kosaka[1], and Hiroyuki Fujime[2]　[1]Mitsubishi Heavy Industries, ltd.
[2]MHI Nuclear Systems and Solution Engineering, co., ltd.

三菱新核設計コードシステム GalaxyCosmo-S による炉心特性不確かさ評価手法の開発　(2) 炉心特性不確かさの試解析

Development of uncertainty evaluation methodology for core characteristics with Mitsubishi new nuclear design code system GalaxyCosmo-S

(2) Test analysis of uncertainties for core characteristics

*藤目宏之[2]，小池啓基[1]，桐村一生[1]，左藤大介[1]，小坂進矢[1]

[1]三菱重工，[2]MHI NS エンジ

PWR を対象に、実測データの不足した炉心設計条件を含む広範な適用範囲に対応した不確かさ評価として、三菱新核設計コードシステム GalaxyCosmo-S による炉心特性不確かさ評価の試解析を実施した。本報では、主要な炉心特性に関する核データ誤差起因不確かさの解析結果について報告する。

キーワード：GalaxyCosmo-S、PWR、炉心設計、不確かさ

1. 背景・目的　PWR 炉心特性に対する核データ誤差起因不確かさの定量的な把握を目的として、新核設計コードシステム GalaxyCosmo-S による不確かさ評価システムに基づき、通常運転範囲における炉心特性と、実測データの不足した範囲を含む広範な炉心設計条件における集合体核特性の不確かさ評価を実施した。

2. 炉心特性の不確かさ（通常運転範囲）

17x17 集合体を装荷した 3 ループ PWR ウラン平衡炉心を対象として、通常運転範囲(HZP 及び HFP)における炉心特性不確かさを評価した。核データ誤差としては、主要なアクチニド核種の JENDL-4.0 共分散を考慮した。不確かさ評価結果例を表 1 に示す。本表から、先行研究[1]と概ね同等の結果が得られることを確認した。

表1　炉心特性不確かさ解析例

核特性		不確かさ
HZP	臨界ほう素濃度	±72ppm
	減速材温度係数	±1.6pcm/℃
	制御棒価値	±2%以下
HFP	臨界ほう素濃度(BOC)	±75ppm
	臨界ほう素濃度(EOC)	±65ppm

3. 集合体核特性の不確かさ（実測データの不足した広範な運転範囲）

PWR の 17x17 集合体体系を対象として、実測データの不足した範囲を含む広範な運転範囲における集合体核特性不確かさを評価した。不確かさの評価結果例を図 1 に示す。本図から、ドップラー温度係数の不確かさは、通常運転範囲外を含め、燃料温度が上昇しても有意に拡大しない傾向を確認できた。

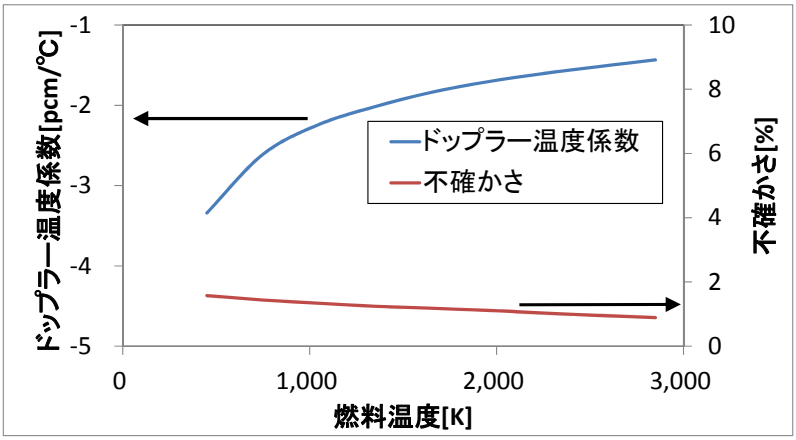


図1　集合体核特性不確かさ解析例

4. 結論　GalaxyCosmo-S による不確かさ評価システムに基づき、核データ誤差起因不確かさ評価を実施した。不確かさ評価に関する今後の課題としては、核種／反応／エネルギー群ごとの不確かさ寄与率の分析、異なる核データライブラリ間の不確かさ比較、不確かさの炉心条件依存性評価、等が挙げられる。

(参考文献：[1] A.Yamamoto, et al., Nucl. Sci. Eng., 2015; 181, 160-174.)

* Hiroyuki Fujime[2], Hiroki Koike[1], Kazuki Kirimura[1], Daisuke Sato[1] and Shinya Kosaka[1]　[1]Mitsubishi Heavy Industries, ltd.

[2]MHI Nuclear Systems and Solution Engineering, co., ltd.

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：201-1 Nuclear Physics, Nuclear Data Measurement/Evaluation/Validation, Nuclear Reaction Technology

Wed. Sep 13, 2017 10:00 AM - 11:15 AM JST | Wed. Sep 13, 2017 1:00 AM - 2:15 AM UTC | Room M N304 - N Block

[1M01-05] Nuclear Transmutation of LLFP 1

Chair:Satoshi Chiba (Tokyo Tech)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[1M01] Development of nuclear transmutation methods for converting LLFP into stable or short-lived nuclides

(1)Overview

*Tadashi Ikehara[1], Reiko Fujita[1], Masatoshi Kawashima[1], Susumu Shimoura[2], Koji Niita[4], Hiroyoshi Sakurai[3] (1. JST, 2. UTokuo, 3. RIKEN, 4. RIST)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[1M02] Development of nuclear transmutation methods for converting LLFP into stable or short-lived nuclides

(2)Cross section measurement of LLFP at RIBF

*Hideaki Otsu[1], Wang He[1], Hiroyoshi Sakurai[1], Xiahui Sun[1] (1. RIKEN Nishina Center)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[1M03] Development of nuclear transmutation methods for converting LLFP into stable or short-lived nuclides

(3)Measurement of isotopic production cross sections of proton- and deuteron-induced reactions on ^{93}Zr at 200 MeV/u

*Shoichiro Kawase[1], Yukinobu Watanabe[1], Keita Nakano[1], Junki Suwa[1], He Wang[2], Nobuyuki Chiga[2], Hideaki Otsu[2], Hiroyoshi Sakurai[2], Satoshi Takeuchi[3], Takashi Nakamura[3] (1. Kyushu Univ., 2. RIKEN, 3. TITech)

10:45 AM - 11:00 AM JST | 1:45 AM - 2:00 AM UTC

[1M04] Development of nuclear transmutation methods for converting LLFP into stable or short-lived nuclides

(4)Measurement of isotopic production cross sections of proton- and deuteron-induced reactions on ^{93}Zr at 50 MeV/u

*Keita Nakano[1], Yukinobu Watanabe[1], Shoichiro Kawase[1], Junki Suwa[1], Hideaki Otsu[2], Hiroyoshi Sakurai[2], He Wang[2], Nobuyuki Chiga[2], Takashi Nakamura[3], Satoshi Takeuchi[3] (1. Kyushu Univ., 2. RIKEN Nishina Center, 3. Titech)

11:00 AM - 11:15 AM JST | 2:00 AM - 2:15 AM UTC

[1M05] Development of nuclear transmutation methods for converting LLFP into stable or short-lived nuclides

(5)Photoabsorption cross section of ^{79,80}Se and ^{93,94}Zr via Coulomb breakup reactions

*Satoshi Takeuchi[1], Takashi Nakamura[1], Hideaki Otsu[2], He Wang[2], Yukinobu Watanabe[3], Shoichiro Kawase[3] (1. Tokyo Tech, 2. RNC, 3. Kyushu Univ.)

LLFP 安定核種化・短寿命化のための核変換法の開発
（1）全体概要

Development of nuclear transmutation methods for converting LLFP into stable or short-lived nuclide
(1) Overview

*池原 正[1]，藤田玲子[1]，川島正俊[1]，下浦 享[2]，仁井田 浩二[3]，櫻井博儀[4]
[1]科学技術振興機構，[2]東京大学，[3]高度情報科学技術研究機構，[4]理化学研究所

2014 年 6 月に始まった内閣府 ImPACT プログラム研究から LLFP 安定核種化・短寿命化に関連する核反応データ取得，及び，反応理論モデルとシミュレーションに関するこれまで成果概要と今後の計画について紹介する。

キーワード：ImPACT，核変換，長寿命核分裂生成物，高レベル放射性廃棄物，加速器，PHITS

1. 緒言

2014 年 6 月に始まった内閣府 ImPACT プログラムにて「核変換による高レベル放射性廃棄物の大幅な低減・資源化」研究プログラムが採択された。HLW より分離回収した長寿命核分裂生成物（LLFP）を加速器を用いて短半減期核種や安定核種に変換し，有用なものはクリアランスレベルを評価しその下に再利用するプロセス概念提案を目的とする。本プログラムは 5 プロジェクト，PJ-1:分離回収技術の開発，PJ-2:核反応データ取得及び新核反応制御法，PJ-3:反応理論モデルとシミュレーション，PJ-4:核変換システム評価と要素技術開発，PJ-5:プロセス概念検討から成る。このうち核変換法に関する研究領域として相互関係性の強い PJ-2 と PJ-3 の研究開発成果と今後の計画について本発表を含む 16 件のシリーズ発表にて紹介する。

2. 研究内容

PJ-2 では，LLFP に対する中性子，陽子，重陽子入射核反応に関し，世界初となる同位体生成量や核反応の系統的データの測定，及び，そのための装置製作が行われた。またユニークな反応として負ミューオン捕獲反応データの取得も行ってきた。得られた核反応データの精度は核変換システムの成立条件（変換量，資源化量，建設運転コスト等）の決定に重要な影響を与える。これら PJ-2 で得られた測定データや既存の核反応データに対し，PJ-3 では最新の原子核反応理論・構造理論を駆使し測定データを補完するなどの方法により，核変換シミュレーションに必要な核反応データベース構築が行われつつある。これらのデータベースと共に，PHITS による巨視的標的体系における核反応シミュレーションが進んでいる。

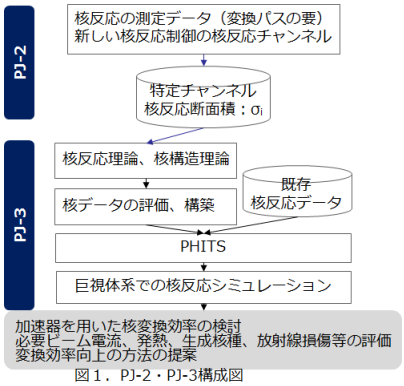


図１．PJ-2・PJ-3構成図

3. 主な成果

変換効率の観点から，(1)重陽子による LLFP 核破砕反応を一次反応とする反応経路が中性子や陽子に対し優位性があることが分かってきた。その測定・評価過程では(2)理研 RI ビームファクトリー内に新たに OEDO ビームライン [1)]が建設され，また(3)PHIST 評価では，重陽子-原子核の全反応断面積(LLFP 含む)モデルの刷新を行った。(4)入射エネルギー領域については，変換エネルギー効率が高い数百 MeV 領域に対し，生成核種中に占める長寿命核種生成の抑制のため，これよりは低エネルギー領域を使用することの示唆を得つつある。(5) 構築された核反応データベースは JENDL HE ファイルの拡張版に位置づけられる ImPACT.lib として公開される予定である。これら一連の成果の実証試験として，今年秋から巨視的体系での ^{107}Pd（$T_{1/2}$=6.5MYr）ターゲットへの重陽子入射による核変換実証試験に着手する。

謝辞　本研究は、総合科学技術・イノベーション会議が主導する革新的研究開発プログラム（ImPACT）の一環として実施した。

参考文献　[1] S. Shimoura, “OEDO Project”, LETTER OF INTENT for RIBF PAC June 2014

*Tadashi Ikehara[1], Reiko Fujita[1], Masatoshi Kawashima[1], Susumu Shimoura[2], Koji Niita[3], Hiroyoshi Sakurai[4]
[1] Japan Science and Technology Agency, [2] Univ. of Tokyo, [2]Research Organization for Information Science and Technology, [4]RIKEN

LLFP 安定核種化・短寿命化のための核変換法の開発
(2) 理研 RIBF での LLFP 断面積測定

Development of nuclear transmutation methods for converting LLFP into stable or short-lived nuclides
(2) Cross section measurement of LLFP at RIBF

*大津 秀暁[1], He Wang[1], 櫻井 博儀[1], Xiaohui Sun[1], ImPACT-RIBF collaboration
[1]理化学研究所仁科センター

RIBF 施設を用いて、U の In-Flight fission 反応で得られる LLFP 核種を 2 次ビームとして用い、LLFP 核種の陽子/重陽子に対する反応断面積の直接測定を行なった。逆運動学手法により、反応後の核種の同定ができるのが特徴である。^{107}Pd の断面積の結果を報告し、終状態核種測定によって得られた知見を議論する。

キーワード：ImPACT、核変換、長寿命核分裂生成物、高レベル放射性廃棄物、断面積測定

1. 緒言

理研の RIBF 施設では、U からの In-flight fission 反応により、広範な不安定核種を 2 次ビームとして供給できる。この特徴をつかって、系統的に LLFP 核種の反応断面積が測定されはじめた。測定は逆運動学法を用い、LLFP 核種を 2 次ビームとして供給し、陽子および重陽子標的に照射することにより、陽子、重陽子による反応断面積を決定する。また、鉛および炭素標的に照射することにより、クーロン分解反応断面積を決定する。測定は既存のデバイスを用いた 200, 100 AMeV での測定を先行し、その後より低いエネルギーでの測定を可能にするデバイス開発を経て、50 AMeV での測定を完了した。今後 OEDO ビームライン完成に伴い、25 AMeV での測定に挑戦する。講演では、逆運動学法による LLFP 核種の測定の原理と実際をレビューし、それに基づき、理研グループが担当している、^{107}Pd の得られた結果を報告する。加えて、終状態の核種測定により得られた知見についても議論する。

2. 実験と結果

実験は理化学研究所仁科センターRIBF 施設で行われた。345 AMeV にまで加速された U からの in-flight fission により発生した不安定核は、BigRIPS により粒子識別され、F8 焦点もしくは F13 焦点に設置された 2 次標的に照射される。反応により生成された残留核は ZeroDegree もしくは SAMURAI 磁気スペクトロメータにより粒子識別され、その計数から断面積を得た。クーロン分解反応は 200 AMeV にて測定が行われた。陽子、重陽子による反応断面積は、200 AMeV から測定を開始し、100、50 AMeV と順々にエネルギーを下げた測定を行なっている。これは低エネルギーでは残留核に電子が捕獲され、電荷分布によるスペクトロメータ内の軌道がかわるため、粒子識別に困難さが加味されることによるものである。これを克服すべく、ZeroDegree スペクトロメータでは低エネルギー測定においては、F11 が Dispersive 焦点となるいわゆる Dispersive モードを使い、そのモードに適合する F11 焦点面イオンチェンバーを開発して測定を可能とした。

これらの実験手法を用いて、50 MeV/u での測定が可能となった。^{107}Pd について入射エネルギー依存性が議論できるようになった。

本研究は、総合科学技術・イノベーション会議が主導する革新的研究開発推進プログラム（ImPACT）の一環として実施したものです。

参考文献

[1] H. Wang, H. Otsu, H. Sakurai et al., Spallation reaction study for the long-lived fission product ^{107}Pd, Progress in Theory and Experiment Physics 2017,021D01 (2017).

*Hideaki Otsu[1], He Wang[1], Hiroyoshi Sakurai[1], Xiaohui Sun, RIBF TM collaboration, [1]RIKEN Nishhina Center.

LLFP 安定核種化・短寿命化のための核変換法の開発
(3) ^{93}Zr に対する 200 MeV/u 陽子・重陽子入射同位体生成反応の断面積測定

Development of nuclear transmutation methods for converting LLFP into stable or short-lived nuclides
(3) Measurement of isotopic production cross sections of
proton- and deuteron-induced reactions on ^{93}Zr at 200 MeV/u

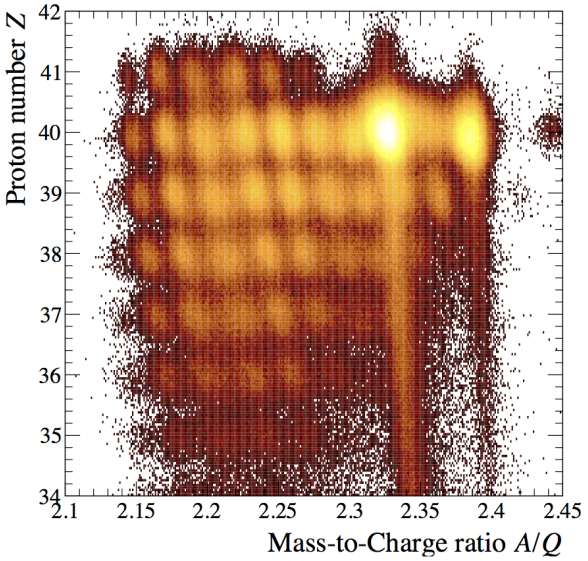
*川瀬 頌一郎[1], 渡辺 幸信[1], 中野 敬太[1,2], 諏訪 純貴[1,2], 王 赫[2], 千賀 信幸[2], 大津 秀暁[2], 櫻井 博儀[2,3], 武内 聡[4], 中村 隆司[4] 他 ImPACT-RIBF collaboration
[1]九州大学, [2]理化学研究所, [3]東京大学, [4]東京工業大学

理研 RIBF の BigRIPS 及び多種粒子測定装置 SAMURAI を用いた逆運動学手法により、長寿命核分裂生成物（LLFP）核種に対する陽子及び重陽子による核破砕反応の同位体生成断面積および中性子との相関データを取得した。本講演では 200 MeV/u における ^{93}Zr 核入射反応の解析結果について報告する。

キーワード： ImPACT、核破砕反応、同位体生成断面積、逆運動学手法、断面積測定、ジルコニウム-93

1. 緒言

本研究は ^{93}Zr をはじめとした LLFP 核種に対する陽子・重陽子入射核破砕反応による残留核生成断面積および放出中性子との相関データを高精度かつ系統的に取得することを目的としている。先立って行った ^{93}Zr に対する 105 MeV/u 陽子・重陽子入射反応測定[1]とカスケード過程と蒸発過程を考慮した PHITS[2]による計算との比較では、特に標的核から少数の核子が除去されるチャンネルに著しい過大評価があり、計算モデルに改良の必要があることがわかった。核変換プロセス設計に向けた核反応モデル計算の信頼性向上のため、LLFP 核を含む広範な核種・反応エネルギーについて系統的な実験データが必要である。



図： ^{93}Zr + p 反応によって生成した残留核の陽子数 Z と質量電荷比 A/Q の相関

2. 実験概要・結果

実験は理研 RI Beam Factory (RIBF)にて行った。まず ^{93}Zr を含む二次ビームを ^{238}U の飛行核分裂によって生成、多種の重イオンを含む生成直後の二次ビームを超伝導 RI ビーム生成分離装置 BigRIPS によって分離・識別した。さらにその二次ビームを多種粒子測定装置 SAMURAI 上流に設置した液体水素・重水素標的に照射し、核反応で生成した残留核について SAMURAI スペクトロメータを用いて再び粒子識別を行った。また、核反応に伴って放出される中性子は中性子検出器群 NEBULA, NeuLAND を用いて検出した。最終的に二次ビームの個数と残留核の生成量から残留核生成断面積を得た。

本研究は、総合科学技術・イノベーション会議が主導する革新的研究開発推進プログラム(ImPACT)の一環として実施したものです。

参考文献

[1] S. Kawase et al., Prog. Theor. Exp. Phys. (in press)
[2] T. Sato et al., J. Nucl. Sci. Technol., 50, 913 (2013).

*Shoichiro Kawase[1], Yukinobu Watanabe[1], Keita Nakano[1,2], Junki Suwa[1,2], He Wang[2], Nobuyuki Chiga[2], Hideaki Otsu[2], Hiroyoshi Sakurai[2,3], Satoshi Takeuchi[4], Takashi Nakamura[4], for ImPACT-RIBF collaboration
[1]Kyushu Univ., [2]RIKEN, [3]Univ. of Tokyo, [4]Tokyo Institute of Technology

LLFP 安定核種化･短寿命化のための核変換法の開発
（4）^{93}Zr に対する 50 MeV/u 陽子･重陽子入射同位体生成反応の断面積測定

Development of nuclear transmutation methods for converting LLFP into stable or short-lived nuclides
(4) Measurement of isotopic production cross sections of proton- and deuteron-induced reactions on ^{93}Zr at 50 MeV/u

*中野 敬太[1]，渡辺 幸信[1]，川瀬 頌一郎[1]，諏訪 純貴[1]，大津 秀暁[2]，櫻井 博儀[2]，
王 赫[2]，千賀 信幸[2]，中村 隆司[3]，武内 聡[3] 他 ImPACT-RIBF collaboration
[1]九大，[2]理研仁科センター，[3]東工大

LLFP の 1 つである ^{93}Zr の核反応経路探索に向けた 50 MeV/u 陽子･重陽子入射反応の同位体生成断面積データ測定について報告する。実験は理研 RIBF の BigRIPS 及び ZeroDegree Spectrometer を用いて行った。得られた測定結果と 105, 200 MeV/u データとの比較についても報告する。

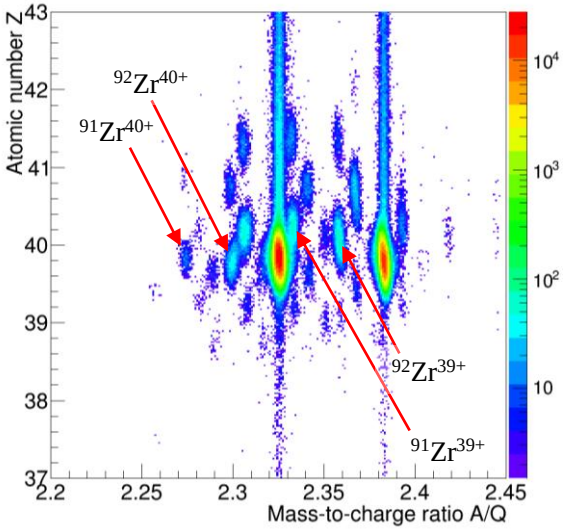
キーワード： ImPACT，^{93}Zr，**同位体生成断面積**，ZeroDegree Spectrometer，**陽子**，**重陽子**

1. 緒言

LLFP の安定核種化･短寿命化に向けた核データ測定の一環として、^{93}Zr に対する陽子･重陽子入射反応の系統的なデータ取得が行われている。これまでに反応エネルギー105[1], 200[2] MeV/u の測定が実施されており、前者の結果を基に現行の核反応モデルの改良が進められている。本研究では新たに 50 MeV/u のデータを測定し、同位体生成断面積の入射エネルギー依存性を調査するとともに、核反応モデルの低エネルギー領域への適用可能性を検討する。

2. 実験及び結果

本実験は理化学研究所 RI ビームファクトリー (RIBF) で実施した。345 MeV/u に加速した ^{238}U ビームを ^{9}Be 標的に照射することで飛行核分裂反応を起こし ^{93}Zr を含む 2 次ビームを得た。その後、RI ビーム生成分離装置 BigRIPS を用いて 50 MeV/u の ^{93}Zr ビームを取り出し、冷却気体水素･重水素標的へ照射した。核反応による生成同位体は ZeroDegree Spectrometer を用いて粒子識別を行った。上図に生成同位体の粒子識別結果を示す。縦軸は原子番号 Z、横軸は質量電荷比 *A/Q* を示し、各島は異なる核種及び荷電状態に対応する。生成同位体がビーム輸送中に電子をピックアップすると荷電状態が変化し、同一核種でもより大きな *A/Q* を持つ。例として ^{92}Zr^{40+}の *A/Q* は 2.30 であるが、1 つ電子をピックアップした ^{92}Zr^{39+}の *A/Q* は 2.36 となる。これら全ての荷電状態における同位体生成数の総和と入射 ^{93}Zr 粒子数からそれぞれの核種の同位体生成断面積を導出した。



図：生成同位体の粒子識別

本研究は、総合科学技術･イノベーション会議が主導する革新的研究開発推進プログラム (ImPACT) の一環として実施したものです。

参考文献

[1] S. Kawase et al., Proc. of International Conference on Nuclear Data for Science and Technology (ND2016), Bruges (in press).
[2] 川瀬等, 原子力学会 2017 年秋の大会, 札幌市.

*Keita Nakano[1], Yukinobu Watanabe[1], Shoichiro Kawase[1], Junki Suwa[1], Hideaki Otsu[2], Hiroyoshi Sakurai[2], He Wang[2], Nobuyuki Chiga[2], Takashi Nakamura[3], and Satoshi Takeuchi[3]
[1]Kyushu Univ., [2]RIKEN Nishina center, [3]Titech

LLFP 安定核種化・短寿命化のための核変換法の開発
（5）^{79,80}Se および ^{93,94}Zr のクーロン分解反応による光吸収断面積の導出

Development of nuclear transmutation methods for converting LLFP into stable or short-lived nuclides
(5) Photoabsorption cross section of ^{79,80}Se and ^{93,94}Zr via Coulomb breakup reactions

*武内　聡[1]，中村　隆司[1]，平山　晃大[1]，大津　秀暁[2]，王　赫[2]，
渡辺　幸信[3]，川瀬　頌一郎[3]，他 ImPACT-RIBF collaboration
[1]東工大，[2]理研仁科センター，[3]九大

LLFP および周辺核の光吸収断面積導出を目的としたクーロン分解反応断面積の測定を理研仁科センターで行った。クーロン分解反応実験の概要を紹介し、得られたクーロン分解反応断面積と光吸収断面積の導出について報告する。

キーワード：ImPACT，LLFP，クーロン分解反応，RI ビーム，逆運動学，光吸収断面積，中性子捕獲反応

1. 緒言

LLFP の核反応データ蓄積とその応用を目的とし、理化学研究所仁科加速器研究センターRI ビームファクトリーで供給される不安定核二次ビームを利用した原子核反応実験を実施している。我々のグループでは、LLFP の光吸収断面積に着目し、LLFP を二次ビームとしたクーロン分解反応実験を行った。クーロン分解反応断面積は、クーロン場による仮想光子をγ線とみなすことによって光核反応の測定に相当しており、さらに低励起エネルギー領域に感度が高いため、中性子分離エネルギー近傍から数 MeV の中性子エネルギーまでの応答を効率よく測定することが可能である。本研究では、実験で得られるクーロン分解反応断面積から光吸収断面積を導出し、詳細つり合いの原理および Brink の仮説を応用することで逆過程である中性子捕獲断面積の導出を目的としている。

2. 実験と結果

実験は理化学研究所仁科センターRIBF で行い、^{93,94}Zr および ^{79,80}Se を二次ビームとしたクーロン分解反応を測定した。345A MeV で供給される ^{238}U ビームの飛行核分裂によって生成された約 200A MeV の ^{93,94}Zr および ^{79,80}Se を超伝導 RI ビーム生成分離装置 BigRIPS によって識別・選択し、鉛標的と炭素標的に照射した。反応後に生成される荷電粒子や中性子は SAMURAI スペクトロメータおよび中性子検出器 NeuLAND・NEBULA で測定し、これらの運動量から励起エネルギーを反映する不変質量を求めた。励起エネルギーの関数として導出されるクーロン分解反応断面積の解析から光吸収断面積の評価を行い、既知データおよび予測される光吸収断面積から得られる計算値の比較を行った。講演では、実験手法の紹介、実験結果の報告をする。とくに光吸収断面積測定の詳細な先行研究がある ^{94}Zr については、実験データおよび理論計算との比較を行う。

本研究は、総合科学技術・イノベーション会議が主導する革新的研究開発推進プログラム（ImPACT）の一環として実施したものです。

---

*Satoshi Takeuchi[1], Takashi Nakamura[1], Akihiro Hirayama[1], Hideaki Otsu[2], He Wang[2], Yukinobu Watanabe[3], Shoichiro Kawase[3]
[1]Tokyo Tech, [2]RIKEN Nishina Center, [3]Kyushu Univ.

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：201-1 Nuclear Physics, Nuclear Data Measurement/Evaluation/Validation, Nuclear Reaction Technology

Wed. Sep 13, 2017 11:15 AM - 12:00 PM JST | Wed. Sep 13, 2017 2:15 AM - 3:00 AM UTC | Room M N304 - N Block

[1M06-08] Nuclear Transmutation of LLFP 2

Chair:Tatsuya Katabuchi (Tokyo Tech)

11:15 AM - 11:30 AM JST | 2:15 AM - 2:30 AM UTC

[1M06] Development of nuclear transmutation methods for converting LLFP into stable or short-lived nuclides

(6)Performance of OEDO beamline

*Shin'ichiro Michimasa[1], Susumu Shimoura[1], Nobuaki Imai[1], Shisuke Ota[1], Masanori Dozono[1], Toshiyuki Sumikama[2], Hideaki Otsu[2], Shoichiro Kawase[3], Satoshi Takeuchi[4], for ImPACT-RIBF collaboration (1. Center for Nuclear Study, the University of Tokyo, 2. RIKEN Nishina Center, 3. Kyushu University, 4. Tokyo Institute of Technology)

11:30 AM - 11:45 AM JST | 2:30 AM - 2:45 AM UTC

[1M07] Development of nuclear transmutation methods for converting LLFP into stable or short-lived nuclides

(7)Neutron capture cross-section measurements of Cs and Se isotope nuclides at J-PARC MLF ANNRI

*Shoji NAKAMURA[1], Atsushi KIMURA[1], Brian Yamada Hales[1], Osamu IWAMOTO[1], Yuji SHIBAHARA[2], Uehara AKIHIRO[2], Toshiyuki FUJII[3] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Kyoto University Research Reactor Institute, 3. Osaka University)

11:45 AM - 12:00 PM JST | 2:45 AM - 3:00 AM UTC

[1M08] Development of nuclear transmutation methods for converting LLFP into stable or short-lived nuclides

(8)Neutron capture cross-section measurements of stable Se nuclides as part of the ImPACT Project

*Brian Yamada Hales[1], Shoji Nakamura[1], Atsushi Kimura[1], Osamu Iwamoto[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

LLFP 安定核種化・短寿命化のための核変換法の開発
（6）OEDO ビームラインの性能評価

Development of nuclear transmutation methods for converting LLFP into stable or short-lived nuclides
(6) Performance of OEDO beamline

*道正　新一郎[1], 下浦 享[1], 今井　伸明[1], 大田 晋輔[1], 堂園 昌伯[1],
炭竈 聡之[2], 大津 秀暁[2], 川瀬 頌一郎[3], 武内 聡[4], 他 ImPACT-RIBF collaboration
[1]東大 CNS, [2]理研仁科センター, [3]九大, [4]東工大

LLFP の短寿命化・安定化プロセス設計の基礎となる核反応データ測定を目的とし、理化学研究所 RI ビームファクトリー内に建設された低エネルギーRI ビーム生成ビームライン・OEDO ビームラインの概要および初運転データによる性能評価について発表する。

キーワード：ImPACT, 核変換, 長寿命核分裂生成物, 高レベル放射性廃棄物, OEDO ビームライン

LLFP の短寿命化･安定化を可能にするプロセス設計の基礎となる核反応データ測定を目的とした低エネルギーRI ビーム生成ビームライン・OEDO ビームラインを理化学研究所内 RI ビームファクトリー（RIBF）内 SHARAQ ビームライン[1]の改造により平成 27～28 年において建設をした。OEDO は、RIBF で生成された核子あたり約 250MeV/u の RI ビームを効率的に減速することで、低速（核子あたり 10MeV～50MeV）LLFP 粒子を生成する。低速 LLFP ビームの収束性を高め、エネルギー広がりを抑えることを目的とした新しいイオン光学輸送法[2]を採用、そのための新たなビーム収束エレメントとしてサイクロトロン加速器と同期した RF 偏向装置[3]を導入している。システムは、2 台の 3 連四重極電磁石と、RF 偏向装置を基本構成としている(図 1)。OEDO で生成されるエネルギー領域は原子核反応が破砕から核子付加、核融合へと反応機構が変容するエネルギー領域であり、核変換反応断面積の測定データが強く望まれている。本講演では OEDO ビームラインの概要を紹介するとともに、平成 29 年 6 月に実施した初実験でのデータに基づく性能評価について発表する。



図 1: OEDO システム。中央（赤色）が RF 偏向装置。

本研究は、総合科学技術・イノベーション会議が主導する革新的研究開発推進プログラム（ImPACT）の一環として実施したものです。

参考文献

[1] S. Michimasa et al., Nucl. Instrum. Meth. In Phys. Res. **B317**, 305 (2013).

[2] S. Shimoura et al., CNS Annual Report 2013, CNS-REP-93, 56 (2015).

[3] K. Yamada et al., Nucl. Phys. A **746**, 156c (2004).

*Shin'ichiro Michimasa[1], Susumu Shimoura[1], Nobuaki Imai[1], Shinsuke Ota[1], Masanori Dozono[1], Toshiyuki Sumikama[2], Hideaki Otsu[2], Shoichiro Kawase[3], Satoshi Takeuchi[4] and ImPACT-RIBF collaboration

[1]Center for Nuclear Study, the University of Tokyo, [2]RIKEN Nishina Center, [3]Kyushu Unversity, [4]Tokyo Institute of Technology.

LLFP 安定核種化・短寿命化のための核変換法の開発

(7) J-PARC MLF ANNRI における Cs, Se 同位体の中性子捕獲反応断面積測定

Development of nuclear transmutation methods for converting LLFP into stable or short-lived nuclides
(7) Neutron capture cross-section measurements of Cs and Se isotope nuclides
at J-PARC MLF ANNRI

*中村詔司[1]，木村　敦[1]，ブライアン・山田・ヘールズ[1]，岩本　修[1]
芝原雄司[2]，上原章寛[2]，藤井俊行[3]
[1]日本原子力研究開発機構, [2]京都大学, [3]大阪大学

ImPACT プロジェクト研究において、LLFP 核種 Cs-135 の中性子捕獲断面積測定研究を J-PARC MLF ANNRI にて進めている。また、将来に Se-79 の断面積測定を行うことを目指し、その準備として Se 安定同位体核種の中性子捕獲断面積測定も進めている。本発表では、Cs, Se の中性子捕獲断面積測定の進捗について報告する。

キーワード：ImPACT，核変換，長寿命放射性核種，Cesium-135，中性子捕獲断面積，ANNRI

1. 緒言

高レベル放射性廃棄物にかかわる環境負荷低減技術の基礎データとして、長寿命放射性核種の中性子核データが求められている。高レベル放射性核種の低減化、資源化を目指した革新的研究開発推進プログラム(ImPACT)における研究として「J-PARC MLF ANNRI における中性子捕獲反応断面積測定研究」を進めている。LLFP 核種の中から Cs-135（半減期 230 万年）を選択し、その中性子捕獲断面積測定研究を進めている。Cs-135 を測定する際には、試料中に含まれている Cs-133 の寄与を分ける必要があり、Cs-133 の中性子捕獲断面積データを熱領域から 200eV のエネルギー範囲で取得している（原子力学会 2016 秋 1N02、2017 春 2E10）。また、LLFP 核種のうち Se-79 について、将来の測定に向けた準備として、Se 安定同位体核種の中性子捕獲断面積測定も進めている。

2. 分担研究の進捗

Cs-135 試料自体は供給されていないので、入手が可能な Cs-137 試料に不純物として含まれている Cs-135 を利用することを考えた。核分裂収率から Cs-137 と Cs-135 は、約 1:1 で存在しているので、経年劣化して Cs-135 の存在比が大きくなっている試料の方が測定に有利であると考えた。露の Isotope 研究所で、30 年程経過した Cs-137 溶液を保有していたので、放射能量で 200 MBq 抽出し、酸化イットリウム（Y_2O_3）をバインダにしてペレット状にしたものを、アルミ円板状の密封化線源として整備した。**図１**に今回整備した密封化線源を示す。ガンマ線測定で密封化線源の放射能量を確認した。J-PARC MLF BL#04 に設置されている ANNRI 装置における照射試験のセットアップを**図２**に示す。Cs-137 からの 662keV ガンマ線を遮蔽するために、線源を設置した中性子導管を 5cm 厚の鉛ブロックで遮蔽し、導管内を He ガスで置換して照射試験を行なった。今回の試験では加速器の運転出力が 150-kW であり、中性子束が弱いために、不純物として含まれている Cs-133 の第一共鳴(5.9eV)が観測されるにとどまった。今後、中性子導管の上流側の中性子遮蔽を追加し、バックグランドを下げることも検討していく方針である。

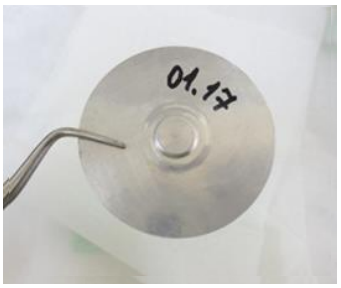


図1　Cs-137(200MBq)密封化線源

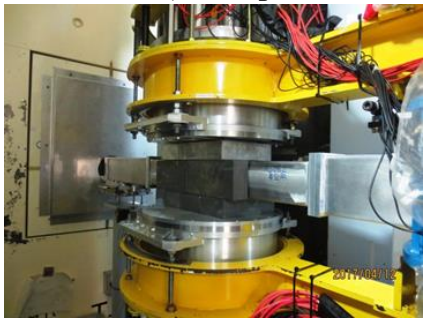


図2　ANNRIにおける照射試験

本発表では、ImPACT プログラムにおける Cs, Se 同位体の中性子捕獲断面積測定の詳細と進捗状況、課題の整理、今後の予定などを報告する。併せて、将来に Se-79 の断面積測定を行うことを目指して、その準備として進めている Se 安定同位体核種の中性子捕獲断面積測定についても報告する。

本研究は、総合科学技術・イノベーション会議が主導する 革新的研究開発推進プログラム（ImPACT）の一環として実施したものです。

* Shoji Nakamura[1], Atsushi Kimura[1], Brian Yamada Hales[1], Osamu Iwamoto[1], Yuji Shibahara[2], Akihiro Uehara[2] and Toshiyukio Fujii[3]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2] Kyoto University, [3] Osaka University

LLFP 安定核種化・短寿命化のための核変換法の開発
(8)　ImPACT Project における安定 Se 同位体の中性子捕獲断面積測定

Development of nuclear transmutation methods for converting LLFP into stable or short-lived nuclides

(8) Neutron capture cross-section measurements of stable Se isotope nuclides as part of the ImPACT Project

*Brian Hales，中村詔司，木村　敦，岩本　修

原子力機構

ImPACT プロジェクトの分担研究の中で、J-PARC MLF の ANNRI 装置を用いて、36 meV から約 1.5 keV までの中性子エネルギー領域における安定 Se 同位体 (^{74,76,77,78,80,82}Se) の中性子捕獲断面積を飛行時間(TOF)法で系統的に測定した。本発表では、安定 Se 同位体の中から ^{79}Se の不純物として含まれる ^{78}Se について得られた結果を発表する。

キーワード：ImPACT，中性子捕獲断面積，ANNRI，Selenium，TOF 法

1. 緒言

J-PARC の物質・生命科学実験施設の大強度中性子を利用して、高レベル放射性廃棄物に含まれる長寿命核分裂生成核種（LLFP）のうち、^{79}Se（半減期 33 万年）の中性子捕獲断面積を測定する計画を検討している。^{79}Se 試料は、^{78}Se の中性子照射により製造することを考えているので、^{79}Se 試料には ^{78}Se の他に Se 同位体が不純物として混在することが予想される。^{79}Se の中性子捕獲断面積データを精度良く測定するためには、安定 Se 同位体の寄与を差し引くために、それらの中性子捕獲断面積データを精度良く整備しておく必要がある。そこで、安定 Se 同位体の中から主に ^{78}Se について、中性子捕獲断面積を測定することとした。

2. 実験及び解析

J-PARCの物質・生命科学実験施設に設置されているANNRI装置を用い、36 meVから約1.5 keVまでの中性子エネルギーに対して中性子飛行時間（TOF）法により^{74,76,77,78,80,82}Seの中性子捕獲断面積を系統的に測定した。濃縮Se同位体試料をペレット状に成形固化して測定に使用した。測定試料は中性子源から21.5 mの位置に設置した。試料から放出される捕獲ガンマ線をANNRIのGeスペクトロメータで測定した。検出器からの信号は飛行時間(TOF)及び波高(PH)の情報を１イベント毎に記録した。入射中性子のエネルギースペクトルの測定には^{10}B試料を用いた。断面積の絶対値を導出するために金試料の測定を行った。また、試料に依らない影響を補正するためにブランク(バックグラウンド)の測定を行った。散乱の影響を差し引くために^{208}Pb試料を用いた。**Fig. 1**に^{74,76,77,78,80,82}Se試料を、それぞれ中性子照射して得られたTOFスペクトルを示してある。不感時間、バックグラウンド、ビームパワー、フレームオバーラップ、自己遮蔽、及び散乱の影響を補正してある。本発表では、Se同位体の中から主に^{78}Seについて、その中性子捕獲断面積の測定実験、データ解析、及び解析結果について詳細に報告する。

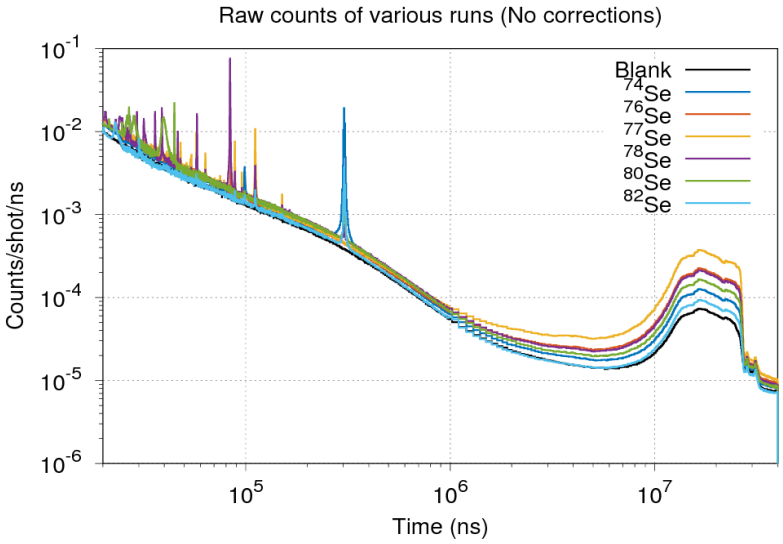


Fig. 1： ^{74,76,77,78,80,82}**Se の TOF スペクトル**

本研究は、総合科学技術・イノベーション会議が主導する 革新的研究開発推進プログラム（ImPACT）の一環として実施したものです。

* Brian Hales, Shoji Nakamura, Atsushi Kimura and Osamu Iwamoto

Japan Atomic Energy Agency

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：201-1 Nuclear Physics, Nuclear Data Measurement/Evaluation/Validation, Nuclear Reaction Technology

Wed. Sep 13, 2017 2:45 PM - 4:00 PM JST | Wed. Sep 13, 2017 5:45 AM - 7:00 AM UTC | Room M N304 - N Block

[1M09-13] Nuclear Transmutation of LLFP 3

Chair:Tatsuhiko Ogawa (JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[1M09] Development of nuclear transmutation methods for converting LLFP into stable or short-lived nuclides

(9)Measurement of double differential (d,xn) cross sections for lithium at an incident energy of 200 MeV

*Hiroki Sadamatsu[1], Yukinobu Watanabe[1], Keita Nakano[1], Shoichiro Kawase[1], Tadahiro Kin[1], Yosuke Iwamoto[2], Daiki Satoh[2], Masayuki Hagiwara[3], Hiroshi Yashima[4], Tatsushi Shima[5] (1. Kyushu Univ., 2. Japan Atomic Energy Agency, 3. High Energy Accelerator Research Organization, 4. Kyoto Univ., 5. Osaka Univ.)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[1M10] Development of nuclear transmutation methods for converting LLFP into stable or short-lived nuclides

(10)Muon-Capture Reaction

*Hiroyoshi Sakurai[1] (1. RIKEN Nishina Center for Accelerator-Based Science)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[1M11] Development of nuclear transmutation methods for converting LLFP into stable or short-lived nuclides

(11)Development of nuclear data and the PHITS code for nulear transmutation of LLFP

*Koji Niita[1], Kazuo Takeda[1], Yukihiro Hasegawa[1] (1. Research Organization for Information Science and Technology)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[1M12] Development of nuclear transmutation methods for converting LLFP into stable or short-lived nuclides

(12)Nuclear Data Survey for ImPACT Program and PHITS interface of Nuclear Data

Shuichiro EBATA[1], *Masayuki AIKAWA[1], Koji NIITA[2] (1. Hokkaido University, 2. RIST)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[1M13] Development of nuclear transmutation methods for converting LLFP into stable or short-lived nuclides

(13)PHITS calculation of isotopic production cross sections for proton- and deuteron-induced reactions on LLFP nuclides

*Shunsuke Sato[1], Yukinobu Watanabe[1], Tatsuhiko Ogawa[2], Koji Niita[3] (1. Kyushu Univ., 2. JAEA, 3. RIST)

LLFP 安定核種化・短寿命化のための核変換法の開発
(9) リチウムに対する 200MeV 重陽子入射中性子生成二重微分断面積測定

Development of nuclear transmutation methods for converting LLFP into stable or short–lived nuclides

(9) Measurement of double differential (*d,xn*) cross sections for lithium at an incident energy of 200 MeV

*定松 大樹[1]，渡辺 幸信[1]，中野 敬太[1]，川瀬 頌一郎[1]，金 政浩[1]，荒木 祥平[1]
岩元 洋介[2]，佐藤 大樹[2]，萩原 雅之[3]，八島 浩[4]，嶋 達志[5]
[1]九州大学，[2]原子力機構，[3]KEK，[4]京大炉，[5]阪大 RCNP

LLFP 核変換用加速器中性子源の設計に必要なデータとして、軽核標的に対する重陽子入射中性子生成断面積がある。本研究では、リチウムに対する 200 MeV 重陽子入射中性子生成二重微分断面積を新規測定し、過去に測定された低い入射エネルギーのデータや理論モデル計算と比較することで、中性子生成量の入射エネルギー依存性について系統的な調査を行った。

キーワード：重陽子，二重微分断面積，測定，リチウム，飛行時間法

1. 緒言

大強度重陽子加速器中性子源を用いた LLFP 核変換の可能性を検討する上で、中性子源の設計用核反応データの取得も必要となる。重陽子加速器中性子源の代表的な先行研究として、d+Li 反応を用いた国際核融合炉材料試験施設 IFMIF がある。発生中性子の角度・エネルギー相関データである二重微分断面積(DDX)データは特に重要な核反応データである。しかし、Li の中性子生成 DDX の実験データは 25 MeV[1]、40 MeV[2]、102 MeV[3]の 3 点の入射エネルギーにでしか存在しない。本研究では、より高いエネルギーでの DDX の入射エネルギー依存性を調査する目的で、200 MeV 重陽子入射中性子生成 DDX の測定を実施した。

2. 実験・解析

大阪大学核物研究センター内の N0 コースで実験を行った。実験の詳細は、当グループが実施した 102 MeV での先行測定[3]と基本的に同じである。200 MeV に加速した重陽子を ^{nat}Li 標的(厚さ：1 mm)に照射した。スウィンガー電磁石を利用して測定角度を変更し、放出中性子スペクトルを 0 度から 25 度まで 5 度刻みの角度で測定した。中性子エネルギーは飛行時間法により決定した。広範なエネルギー範囲のデータを取得するために、大きさの異なる 2 台の EJ301 液体有機シンチレータ(円柱形：5.08 cm ϕ x 5.08 cm と 12.7 cm ϕ x12.7 cm)を Li 標的から 7 m と 17 m の地点に設置して測定した。

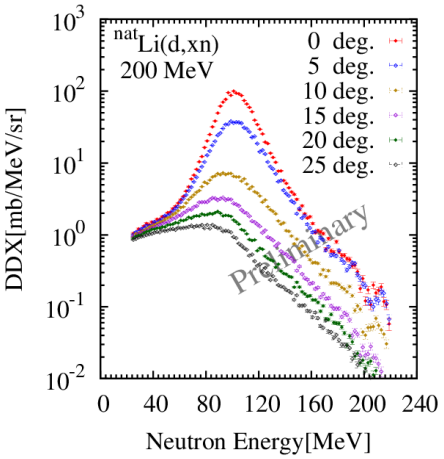


図 Li 標的に対する 200 MeV
重陽子入射中性子生成二重微分断面積

3. 結果・考察

右図に 200 MeV 重陽子入射中性子生成 DDX の予備的な結果を示す。入射エネルギーの半分付近に、重陽子分解反応に起因する強い前方性を持った幅広いピーク構造が観測されている。本講演では、異なった入射エネルギーに対する先行研究結果及び核反応理論モデルの計算結果との比較について報告する。

本研究は、総合科学技術・イノベーション会議が主導する革新的研究開発推進プログラム (ImPACT) の一環として実施したものです。

参考文献

[1] M. Hagiwara et al., J. Nucl. Materials 417 1284–1287(2011). [2] M. Hagiwara, et al., Fusion Sci.Technol. 48 1320 (2005).
[3] S. Araki et al., Nucl. Instr. and Meth. in Phys. Research A 842 62–70 (2017).

*Hiroki Sadamatsu[1], Yukinobu Watanabe[1], Keita Nakano[1], Shoichiro Kawase[1], Tadahiro Kin[1], Shouhei Araki[1], Yosuke Iwamoto[2], Daiki Satoh[2], Masayuki Hagiwara[3], Hiroshi Yashima[4], Tatsushi Shima[5] [1]Kyushu Univ., [2]JAEA, [3]KEK, [4]KURRI, [5]RCNP

LLFP 安定核種化・短寿命化のための核変換法の開発
（10）負ミュオン捕獲反応

Development of nuclear transmutation methods for converting LLFP into stable or short-lived nuclides
(10) Muon-Capture Reaction

*櫻井 博儀[1]
[1]理化学研究所仁科加速器研究センター

ImPACT「核変換による高レベル放射性廃棄物の大幅な低減・資源化」で進めている負ミュオン捕獲反応データ取得の目的と現在の状況について報告する。これまで得られた Pd 同位体のデータを中心に，データ取得方法の概要，取得したデータとその解釈などを紹介する。

キーワード：核データ，負ミュオン捕獲反応

1. 緒言

ImPACT プログラム「核変換による高レベル放射性廃棄物の大幅な低減・資源化」[1]では、負ミュオン捕獲反応の反応制御性に着目し[2]，^{107}Pd を中心にした系統的なデータ取得を行っている[3]。

2. これまで取得した負ミュオン捕獲反応データ

大阪大学核物理研究センター（RCNP）の MuSIC 施設で得られる連続ミュオンビームを利用してミュオンインビーム法を適用し，^{108}Pd(μ^-,xn ν)$^{108-x}$Rh 反応で生成される中性子多重度の測定を行った。21 台の液体シンチレーション検出器から構成される中性子スペクトロメータ“Seamine”で中性子多重度を，Ge 検出器でミュオン原子X線、および捕獲反応での即発ガンマ線を測定した。中性子の TOF 測定のスタート信号は，BaF_2 検出器での即発ガンマ線信号を利用した。大量のデータ取得に成功し，現在データ解析が進行中である。パルスミュオンビームを利用したミュオン放射化法の実験は、2016 年に J-PARC でテスト実験を行い、本年度には英国 RAL 研究所および J-PARC の施設で測定を行う。この実験では反応生成物のベータ崩壊遅延ガンマ線を測定して，同位体分布を取得する。

3. 結論

以上、ミュオンインビーム法およびミュオン放射化法のデータを組み合わせることで，ミュオン捕獲での励起エネルギー分布の情報などが得られ，捕獲反応モデルの構築に大きく貢献することが期待される。

本研究は、総合科学技術・イノベーション会議が主導する 革新的研究開発推進プログラム（ImPACT）の一環として実施したものです。

参考文献

[1] http://www.jst.go.jp/impact/program/08.html
[2] 松崎禎市郎「原子力分野への負ミュオンの応用；負ミュオンによる核変換・核融合・核分裂」
日本原子力学会誌　Vol. 58 No.10 (2016) P.612
[3] 斎藤岳志、RCNP MuSIC における安定 Pd 同位体の m^- 捕獲現象の研究、日本物理学会第７２回年次大会（2017 年）、2017 年 3 月 17 日

---

*Hiroyoshi Sakurai[1]
[1]RIKEN Nishina Center for Accelerator-Based Science

LLFP 安定核種化・短寿命化のための核変換法の開発
(11) ImPACT 核データの PHITS での利用

Development of nuclear transmutation methods for converting LLFP into stable or short-lived nuclides
(11) Development of nuclear data and the PHITS code for nuclear transmutation of LLFP

*仁井田浩二、武田和雄、長谷川幸弘
高度情報科学技術研究機構

加速器を用いた LLFP の新しい核変換法の確立に重要な数値シミュレーションについて、必要な核データの整備、核データと PHITS のインターフェイスの構築、また、PHITS を用いた巨視的体系でのシミュレーション結果を紹介する。

キーワード：ImPACT、**核変換、長寿命核変換生成物、核データ、**PHITS

1. 緒言

加速器を用いた LLFP の核変換法の確立のために、ImPACT の PJ-2 プロジェクトでは、理研 RIBF を用い、LLFP の陽子・重陽子入射反応断面積、核破砕反応による同位体生成断面積データを取得している。PJ-3 プロジェクトでは、これらの測定データと既存の核反応データから、最新の核反応理論、核構造理論を駆使し、核変換シミュレーションに必要な核反応データベースの構築を目指している。また、これらのデータベースとともに、PHITS[1]による核反応シミュレーション技術を発展させ、巨視的体系における核変換プロセス構築に必要な、変換効率、発熱等の情報を PHITS シミュレーションによって求めてきている。本発表では、PJ-3 プロジェクトの概要と PHITS による巨視的体系でのシミュレーション結果を紹介する。

2. PHITS での ImPACT 核データの利用

理研で測定された新しい核反応断面積の情報を PHITS で利用するには、実験データを評価して核データライブラリーとして構築し利用する方法がある。そのために PJ-3 では最新の核反応理論、微視的核構造理論を用いて核データライブラリーを開発中である。もうひとつの方法としては、核データライブラリーほど完備性はないが、部分的に実験データを PHITS シミュレーションに用いる方法がある。このために PHITS の開発中の機能のひとつである Frag Data を用いる。これらの方法と進捗を紹介する。

3. 巨視的体系での PHITS シミュレーション

加速器による核変換の基礎的な情報として、単純な巨視的体系での変換効率を、陽子、中性子、重陽子、炭素等の入射粒子及び入射エネルギー依存性をシミュレーションにより求めた。また、変換に必要な加速器の電流値、発熱と電流密度の関係、変換効率化のための方法、生成される新たな長寿命核種の評価等、これまで PHITS シミュレーションによって得られた結果を概説し、今後の展望を示す。

謝辞

本研究は、総合科学技術・イノベーション会議が主導する革新的研究開発推進プログラム(ImPACT)の一環として実施したものです。

参考文献

[1] T. Sato et al., J. Nucl. Sci. Technol. 50, 913 (2013).

---

*Koji Niita, Kazuo Takada, Yukihiro Hasegawa

Research Organization for Information Science and Technology

LLFP 安定核種化・短寿命化のための核変換法の開発
(12) ImPACT 核データ収集と PHITS インターフェイス

Development of nuclear transmutation methods for converting LLFP into stable or short-lived nuclides
(12) Nuclear Data Survey for ImPACT Program and PHITS interface of Nuclear Data

江幡 修一郎[1]，*合川 正幸[1]，仁井田 浩二[2]
[1]北海道大学，[2]RIST

長寿命核分裂生成物（LLFP）の核変換についてより実用的な研究を行うため，汎用の粒子・重イオン輸送計算コード PHITS のシミュレーションに実験で得られた核データを反映させた。その結果，PHITS の標準設定とは異なった結果を得られることを確認した。

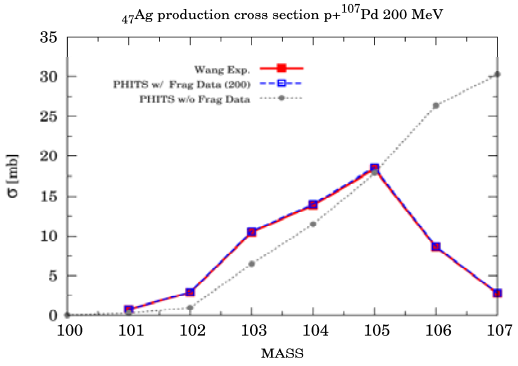
キーワード：ImPACT，長寿命核分裂生成物，核変換，核データ，PHITS

1. 緒言

長寿命核分裂生成物（LLFP）核変換に関する新しい技術開発を行う上で，先行研究の調査及び実験結果の共有は必要不可欠である。そこで ImPACT プロジェクトにおける対象 4 核種（^{79}Se，^{93}Zr，^{107}Pd，^{135}Cs）に関する論文及び実験データの調査を行った。主に断面積を中心にした調査結果をもとにデータをまとめ，Web サイト上で共有している。さらに，本プログラムにおいて，対象 4 核種の核変換反応の核データ取得実験が実施されている。これまでの基礎実験で得られた核データを反映させた核変換シミュレーションを実施する環境が現在，整いつつある。

2. 実験データのシミュレーションへの取り込み

汎用の粒子・重イオン輸送計算コード PHITS[1]上で行うシミュレーションに，実験で得た核データを反映させる。今回は，本プロジェクトにおいて取得した ^{107}Pd の重陽子及び陽子入射反応の実験データ[2]を取り込む。その際，PHITS の開発中の機能の一つである Frag Data を用いた。その結果，PHITS の標準設定とは異なった結果を得られる事，実験で得られたデータを再現する事をそれぞれ確認した（図）。このように，Frag Data を通して実験データを反映した巨視的体系のシミュレーションに向けた準備について議論する。



図：実験データ（■）と，標準設定（●）および Frag Data（□）をそれぞれ用いたシミュレーション結果の比較。

本研究は，総合科学技術・イノベーション会議が主導する 革新的研究開発推進プログラム（ImPACT）の一環として実施したものです。

参考文献

[1] T. Sato et al., J. Nucl. Sci. Technol. 50, 913 (2013).
[2] H. Wang et al., Prog. Theor. Exp. Phys., 2017, 021D01 (2017).

Shuichiro Ebata[1], *Masayuki Aikawa[1] and Koji Niita[2]
[1]Hokkaido Univ., [2]RIST

LLFP 安定核種化･短寿命化のための核変換法の開発
(13) LLFP 核種に対する陽子・重陽子入射同位体生成反応の PHITS 計算

Development of nuclear transmutation methods for converting LLFP into stable or short-lived nuclides

(13) PHITS calculation of isotopic production cross sections for

proton- and deuteron-induced reactions on LLFP nuclides

*佐藤　俊輔[1], 渡辺　幸信[1], 小川　達彦[2], 仁井田　浩二[3]

[1]九州大学,[2]日本原子力研究開発機構,[3]高度情報科学技術研究機構

理研 RIBF で系統的に測定された長寿命核分裂生成核種の陽子･重陽子入射核破砕反応による同位体生成断面積データに対し、粒子・イオン輸送計算コード PHITS に組み込まれている核反応理論モデル（INCL+GEM）を用いて解析を行った。PHITS(ver.2.88)の計算は概ね実験値を再現できるが、いくつか不一致が生じており、ここでは不一致に対する GEM の解析結果およびその改良について報告する。

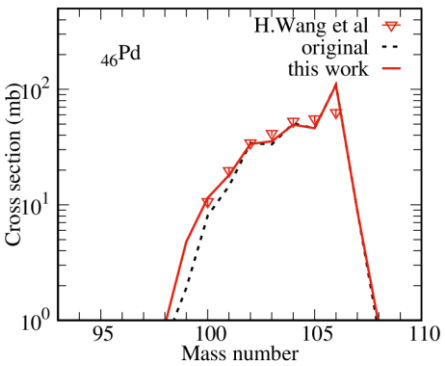
キーワード：ImPACT, PHITS 計算, 陽子, 重陽子, 同位体生成断面積, 一般化蒸発モデル, 核内カスケードモデル

1. 緒言

核変換技術の確立に向け、LLFP 核種（^{93}Zr, ^{107}Pd 等）及び代表的な FP 核種(^{90}Sr, ^{137}Cs) に対し、核子あたり 50～200 MeV 領域の陽子・重陽子入射核破砕反応による同位体生成断面積の系統的な測定が行われてきた。これらの実測値を核内カスケードモデル INCL と一般化蒸発モデル GEM を用いた PHITS [1] による計算と比較した結果、①同位体生成断面積が中性子数の偶奇に応じて変動する even-odd staggering 効果が計算に強く表れる、また、②中性子欠乏領域で実験値を過小評価する問題が見られた。①については、蒸発成分を取り扱う GEM モデルに非束縛状態での粒子とガンマ線の放出競合を考慮することで改善した[2]。本研究では、GEM の逆反応断面積に着目して、②の原因究明を主として行った。

2. 理論モデル解析結果

GEM は、逆反応断面積に Dostrovsky[3]らによる全反応断面積の経験式を使用している。この経験式は、特に低エネルギー領域での全反応断面積の実験値や光学模型計算結果の再現性が悪いことがわかっている。一方、PHITS の INCL 計算では中性子及び陽子の全反応断面積に仁井田の経験式[4]が使用されている。モデル間の整合性の観点からも、今回 GEM の逆反応断面積に仁井田の経験式を使うことにした。右図に、^{107}Pd に核子当たり 200 MeV の重陽子を入射して生成された Pd 同位体の生成断面積の結果を示す。従来の PHITS(ver.2.88)の計算値（破線）は実験値に比べ中性子欠乏領域を過小評価している。一方、仁井田経験式を用いた計算結果（実線）では、中性子放出量が増加したことで実験値により近づくことが分かった。



本研究は、総合科学技術・イノベーション会議が主導する革新的研究開発推進プログラム（ImPACT）の一環として実施したものです。

参考文献

[1] T. Sato, K. Niita, *et al.*, J. Nucl. Sci. Technol. 50:9, 913 (2013).

[2] 佐藤, 他, 日本原子力学会 2017　春の年会, 3E12, 平塚市, 2017 年 3 月

[3] I. Dostrovsky, *et al.*, Phys. Rev. 116, 683 (1959).

[4] K. Niita, Proc. of the 1999 Nuclear Data Symp.; JAERI-Conf 2000-005 (2000), p.98.

*Shunsuke Sato[1], Yukinobu Watanabe[1], Tatsuhiko Ogawa[2] and Koji Niita[3]

[1]Kyushu Univ., [2]JAEA. [3]RIST

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：201-1 Nuclear Physics, Nuclear Data Measurement/Evaluation/Validation, Nuclear Reaction Technology

Wed. Sep 13, 2017 4:00 PM - 4:45 PM JST | Wed. Sep 13, 2017 7:00 AM - 7:45 AM UTC | Room M N304 - N Block

[1M14-16] Nuclear Transmutation of LLFP 4

Chair:Masayuki Aikawa (Hokkaido Univ.)

4:00 PM - 4:15 PM JST | 7:00 AM - 7:15 AM UTC

[1M14] Development of nuclear transmutation methods for converting LLFP into stable or short-lived nuclides

(14)Calculation of cross sections based on microscopic theories

*Takashi Nakatsukasa[1], Kouhei Washiyama[1], Shuichiro Ebata[2], Kazuyuki Ogata[3], Kosho Minomo[3] (1. University of Tsukuba, 2. Hokkaido University, 3. Osaka University)

4:15 PM - 4:30 PM JST | 7:15 AM - 7:30 AM UTC

[1M15] Development of nuclear transmutation methods for converting LLFP into stable or short-lived nuclides

(15)Level densities of LLFPs and nuclei around LLFPs calculated based on the microscopic structure calculation

*Naoya Furutachi[1], Futoshi Minato[1], Osamu Iwamoto[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

4:30 PM - 4:45 PM JST | 7:30 AM - 7:45 AM UTC

[1M16] Development of nuclear transmutation methods for converting LLFP into stable or short-lived nuclides

(16)Development of Nuclear Data Library for the ImPACT project

*Osamu Iwamoto[1], Futoshi Minato[1], Naoya Furutachi[1], Nobuyuki Iwamoto[1], Satoshi Kunieda[1] (1. JAEA)

LLFP 安定核種化・短寿命化のための核変換法の開発 (14)微視的理論を用いた断面積計算

Development of nuclear transmutation methods for converting LLFP into stable or short-lived nuclides (14) Calculation of cross sections based on microscopic theories

*中務 孝[1]，江幡修一郎[2]，緒方一介[3]，蓑茂工将[3]，鷲山公平[1]

[1]筑波大学，[2]北海道大学、[3]大阪大学

ImPACT では、理研の RIBF を用いて長寿命核分裂生成物（LLFP）のデータ取得を目指しているが、限られたエネルギー点からその全貌を明らかにするためには、理論的研究が不可欠である。原子核密度汎関数理論に基づいた核構造の微視的研究を用いた微視的核反応模型を構築し、核反応断面積の計算を実行する。

キーワード：ImPACT，密度汎関数理論，微視的核反応模型、集団模型

1. 目的

長寿命核分裂生成物（LLFP）核種の性質は、実験データも稀少であり、まだ未解明な内容が多い。これに対して、ImPACT の本プロジェクトでは、理研 RIBF において LLFP の陽子・重陽子入射反応断面積を測定し、核破砕反応による同位体生成断面積データを取得している。しかし、あらゆるエネルギー領域においてデータを取得することは困難であり、LLFP 反応断面積に関わる全貌を明らかにするためには、理論的研究が不可欠である。そこで我々は、理論モデルの高精度化を目指した開発を行っている。

2. 微視的集団模型

原子核密度汎関数理論を用いた系統的計算[1]から、LLFP 核種の特徴の一つとして、原子核形状が非常に不安定な領域、すなわち球形と変形の境目に多く存在することがわかった。このような核種では、その核構造を精密に計算するためには、核形状の量子揺らぎ効果を取り入れることが重要である。そのため、これを目指した新しい核構造理論模型の開発を進めている。密度汎関数理論を基礎とした微視的な集団模型構築により、形状揺らぎを取り入れる。開発途中の段階であるが、現段階で抽出可能ないくつかの構造情報を引き出し、それを核反応模型へのインプットとして利用した。

3. 微視的核反応模型

微視的模型として、連続状態離散化チャネル結合法（CDCC）を用いた解析を実行した。原子核の構造データとしては上記の密度汎関数計算によるものを用いて、重陽子・原子核反応の微視的標準モデルとしての CDCC 法を確立させた。これを用いて、重陽子・原子核全反応断面積について、PHITS に組み込まれているデータを大幅に刷新することができた[2]。また、時間依存密度汎関数理論に基づく微視的ガンマ線強度関数から CCONE を用いて中性子捕獲断面積の評価を行い、JENDL-4.0 との比較を実施した。

4. 付記

本研究は、総合科学技術・イノベーション会議が主導する革新的研究開発推進プログラム（ImPACT）の一環として実施したものです。

参考文献

[1] S. Ebata and T. Nakatsukasa, Phys. Scr. 92, 064005 (2017).

[2] K. Minomo, K. Washiyama, and K. Ogata, J. Nucl. Sci. Tech., 54, 127 (2017).

---

*Takashi Nakatsukasa[1], Shuichiro Ebata[2], Kazuyuki Ogata[3], and Kosho Minomo[3], Kohei Washiyama[1]

[1]Univ. of Tsukuba, [2]Hokkaido Univ., [3]Osaka Univ.

LLFP 安定核種化・短寿命化のための核変換法の開発
(15) 微視的核構造計算に基づいた LLFP 核種及びその周辺核種の準位密度計算

Development of nuclear transmutation methods for converting LLFP into stable or short-lived nuclides

(15) Level densities of LLFPs and nuclei around LLFPs calculated based on the microscopic structure calculation

*古立直也, 湊太志, 岩本修

JAEA

LLFP４核種（^{79}Se, ^{93}Zr, ^{107}Pd, ^{135}Cs）及びその周辺核種の核データ評価に必要となる準位密度を微視的核構造計算に基づいて導出した。本発表では、準位密度計算手法の改良点及び得られた準位密度を用いた核反応計算の精度の分析について報告する。

キーワード： ImPACT, LLFP, 核データ, 準位密度

１．諸言 長寿命核分裂生成物(LLFP)の合理的な核変換技術を確立するには、核変換シミュレーションに必要となる核データを高精度化することが重要となる。準位密度は統計模型を用いた核反応の計算に必要不可欠な核構造データであり、核データ評価の精度に大きく影響する。核データ評価では通常 Fermi Gas 模型などの現象論的模型が準位密度計算に用いられるが、実験データの乏しい不安定核に対しては予言性に優れる微視的理論を適用することが核データの精度向上につながると考えられる。

本研究では、長寿命核分裂生成物(LLFP)核種及びその周辺核種の核データを高精度化するため、それらの核データ評価に必要となる準位密度を微視的核構造計算に基づいて導出した。この際、原子核の励起に伴う変形変化の効果を精密化する計算手法の改良を行った。得られた準位密度を用いた核反応計算の精度について分析するため、様々な反応チャネルの断面積について安定核実験データとの系統的な比較を行った。

２．計算手法 Hartree-Fock-Bogoliubov(HFB)理論を用いた核構造計算に基づいた統計模型[1]により準位密度を計算した。原子核の変形による準位密度増幅効果の減衰関数を導入し、s 波中性子共鳴間隔の実験値を用いて減衰関数のパラメータを最適化することで準位密度を高精度化した。得られた準位密度をテーブル化し核反応計算コード CCONE に適用することで断面積計算を行った。

３．結果 LLFP4 核種及び周辺核 560 核種について準位密度テーブルを作成し、核データ評価に適用することが可能となった。実験情報の豊富な安定核について断面積計算結果を実験値及び現象論模型を用いた場合の結果と比較し、特に(n,2n)反応において現象論と比べ系統的な実験値の再現性向上が見られることがわかった。これは、主に原子核の変形による準位密度の増幅効果と、励起に伴う変形変化による増幅効果減衰に起因していた。今後さらなる分析を進め、断面積計算精度を定量化して現象論模型を用いた結果と比較する予定である。

本研究は、総合科学技術・イノベーション会議が主導する革新的研究開発プログラム（ImPACT）の一環として実施したものです。

参考文献

[1] P.Demetriou and S.Goriely, Nucle. Phys. A695, 95(2001).

* Naoya Furutachi, Futoshi Minato and Osamu Iwamoto

Nuclear data center, Japan Atomic Energy Agency

LLFP 安定核種化・短寿命化のための核変換法の開発
（16）ImPACT 核データライブラリの作成

Development of nuclear transmutation methods for converting LLFP into stable or short-lived nuclides
(16) Development of Nuclear Data Library for the ImPACT project

*岩本 修[1]、湊 太志[1]、古立 直也[1]、岩本 信之[1]、国枝 賢[1]
[1]日本原子力研究開発機構

核変換に関わる ImPACT の研究開発プログラムの一環として、代表的な LLFP 4 核種（^{79}Se, ^{93}Zr, ^{107}Pd, ^{135}Cs）および周辺核種に対する核データライブラリを開発中である。本発表では、微視的核構造理論による計算結果を取り入れた核反応断面積評価などによるライブラリ開発について報告する。

キーワード：ImPACT，LLFP，核反応断面積、核データライブラリ，微視的核構造理論

1. 緒言　長寿命核分裂生成物（LLFP）の合理的な核変換技術を確立するためには、核変換の対象となる LLFP および核変換プロセスで生じる周辺の不安定核種に対する核反応断面積データが必要である。しかし、従来の現象論的アプローチによる評価手法は安定核に対する測定データに基づいており、不安定核への適用性は確かではない。本研究開発では不安定核種に対する核データの精度向上のため、微視的核構造理論の知見を核反応断面積評価に導入し、代表的な LLFP 4 核種（^{79}Se, ^{93}Zr, ^{107}Pd, ^{135}Cs）と周辺核種に対する核データライブラリを構築することを目標とする。

2. 断面積の評価手法　微視的理論により得られた光学ポテンシャルは低エネルギーで問題があったため、現象論的広域ポテンシャル Kunieda2007 を採用し、準位密度及びガンマ線強度関数について微視的核構造理論による計算結果[1]を使用した。これらのデータを CCONE コードに取り込み、200 MeV までの中性子・陽子入射による断面積の評価計算を実施した。

3. 結果　118MeV 陽子による ^{107}Pd の核種生成断面積の計算値と Wang 等の実験値[2]の比較を図 1 に示す。全体的には微視的理論による計算値(Microscopic)は、現象論による結果(Phenomenological)と同等の予測精度を示す。今後さらに検討を進め、LLFP4 核種と周辺核種の断面積評価に本手法を適用し、ライブラリを完成させる予定である。また、PHITS 等の粒子輸送計算のため、ACE 形式のファイルも整備する予定である。

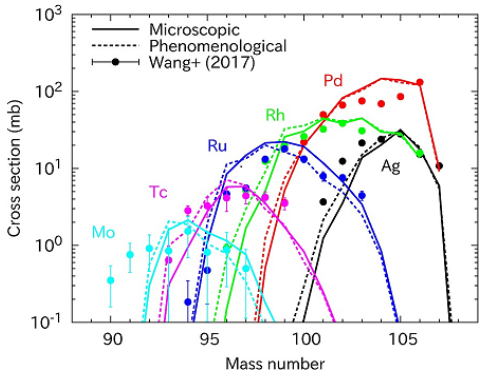


図 1. 118MeV 陽子と ^{107}Pd の核反応により生成される残留核の生成断面積

本研究は、総合科学技術・イノベーション会議が主導する革新的研究開発プログラム（ImPACT）の一環として実施したものです。

参考文献

[1] 古立 直也他、「微視的核構造計算から得られる準位密度を用いた断面積計算」、日本原子力学会春の年会、2017 年 3 月 27～29 日、東海大学湘南キャンパス

[2] H.Wang et al, Prog. Theor. Exp. Phys. 021D01 (2017)

---

*Osamu Iwamoto[1], Futoshi Minato[1], Naoya Furutachi[1], Nobuyuki Iwamoto[1] and Satoshi Kunieda[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：201-1 Nuclear Physics, Nuclear Data Measurement/Evaluation/Validation, Nuclear Reaction Technology

Wed. Sep 13, 2017 4:45 PM - 6:15 PM JST | Wed. Sep 13, 2017 7:45 AM - 9:15 AM UTC | Room M N304 - N Block

[1M17-22] Neutron Capture Cross Sections, Photonucleear Reactions

Chair:Satoshi Kunieda (JAEA)

4:45 PM - 5:00 PM JST | 7:45 AM - 8:00 AM UTC

[1M17] Measurement of neutron capture cross section and capture gamma-ray spectrum of Te-128 at 550 keV

*Tatsuya Katabuchi[1], Michal Valasik[1], Masayuki Igashira[1] (1. Tokyo Institute of Technology)

5:00 PM - 5:15 PM JST | 8:00 AM - 8:15 AM UTC

[1M18] Measurements of neutron capture cross section of ^{35}Cl using NaCl samples with different Cl isotope compositions

*Kaoru Y. Hara[1], Nobuya Fujii[1], Takashi Kamiyama[1], Yuki Narita[1], Hirotaka Sato[1], Tatsuya Katabuchi[2], Nobuyuki Iwamoto[3], Shoji Nakamura[3], Yosuke Toh[3] (1. Hokkaido Univ., 2. Tokyo Institute of Technology, 3. Japan Atomic Energy Agency)

5:15 PM - 5:30 PM JST | 8:15 AM - 8:30 AM UTC

[1M19] Evaluation of Time-dependent Background in the KURRI-LINAC with the TOF method

*Jaehong Lee[1], Jun-ichi Hori[2], Tadafumi Sano[2], Ken Nakajima[2] (1.Department of Nuclear Engineering, Kyoto University, 2.Research Reactor Institute, Kyoto University)

5:30 PM - 5:45 PM JST | 8:30 AM - 8:45 AM UTC

[1M20] Measurement of dipole transition strength of Pb-206 using nuclear resonance fluorescence

*Toshiyuki Shizuma[1,2], Nobuyuki Iwamoto[2], Ayano Makinaga[3,4], Ronald Schwengner[5], R. Beyer[5], D. Bemmerer[5], M. Dietz[5], A. Junghans[5], T. Kögler[5], F. Ludwig[5] (1. QST, 2. JAEA, 3. JIFS, 4. Hokkaido Univ., 5. HZDR)

5:45 PM - 6:00 PM JST | 8:45 AM - 9:00 AM UTC

[1M21] Parities of low-energy states in Hf and W isotopes

*Mohamed Omer[1], Toshiyuki Shizuma[2], Ryoichi Hajima[1,2], Mitsuo Koizumi[1] (1. JAEA, 2. QST)

6:00 PM - 6:15 PM JST | 9:00 AM - 9:15 AM UTC

[1M22] Investigation of new radiotherapy planning using LCS-γ ray

*Ayano Makinaga[1,2] (1. JEin Institute for Fundamental Science, 2. Hokkaido University)

Te-128 の 550keV 中性子捕獲断面積およびガンマ線スペクトルの測定

Measurement of neutron capture cross section and capture gamma-ray spectrum of Te-128 at 550 keV

*片渕 竜也[1]，VALASIK Michal[1]，井頭 政之[1]

[1]東京工業大学

飛行時間法を用いて入射中性子エネルギー550keV における Te-128 の中性子捕獲断面積及びガンマ線スペクトルを測定した。測定結果を過去の実験値及び評価値と比較した。

キーワード：中性子捕獲断面積，中性子捕獲ガンマ線スペクトル，コンプトン抑止型 NaI(Tl)検出器，飛行時間法

1. 緒言

Te-128 は核分裂生成物として比較的大きな核分裂収率を持つ核種である。しかし、keV 領域の中性子捕獲断面積の測定は 1970 年代までしか行われておらず、現存する測定値は質・量ともに乏しい。そこで本研究では東京工業大学先導原子力研究所の 3UH-HC ペレトロン加速器を用いて中性子エネルギー550 keV での Te-128 の中性子捕獲断面積および捕獲ガンマ線スペクトルの測定を行った。

2. 実験

Te-128 試料として同位体濃縮度 99.95%の金属テルル粉末を焼結したものを使用した。中性子は、ペレトロン加速器からの陽子ビームを Li ターゲットに入射させ、^{7}Li(p,n)^{7}Be 反応により発生させた（繰り返し 4MHz、パルス幅 1.5ns）。試料から発生した中性子捕獲ガンマ線を散乱角 125° に設置されたコンプトン抑止型 NaI(Tl)検出器で測定した。中性子エネルギーは飛行時間法（TOF）により決定した。NaI(Tl)検出器からの信号は、TOF－波高の 2 次元データとして記録した。得られた正味の波高スペクトルから波高重み法により中性子捕獲断面積を得た。標準試料 Au-197 との相対測定も行い、^{197}Au(n,γ)^{198}Au の JENDL-4.0 評価値により断面積の絶対値を決定した。また、波高スペクトルを検出器の応答関数を用いてアンフォールディングすることでガンマ線スペクトルを得た。

3. 結果

結果として得られた Te-128 の中性子捕獲断面積を図 1 に示す。東工大で既に測定された 100keV 以下のデータ[1]も示した。また、過去の測定値および JENDL-4.0 の評価値も比較のために示した。

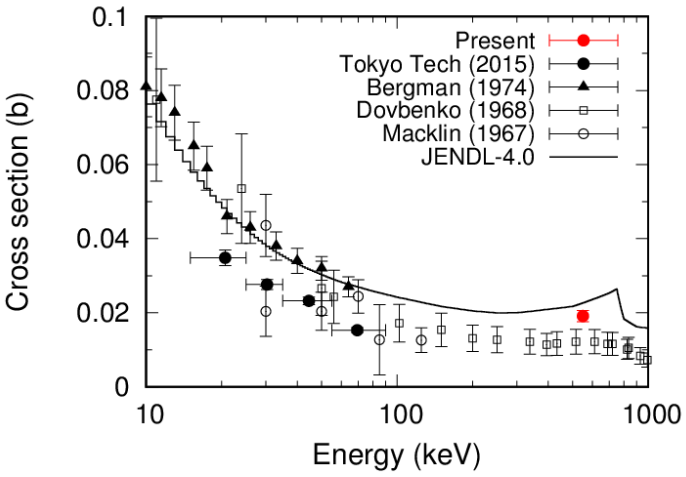


図 1　Te-128 の中性子捕獲断面積の測定値

参考文献

[1] M. H. A. Khalil, M. Igashira, T. Katabuchi *et al*., 2015 Annual Meeting of the Atomic Energy Society of Japan, pp. 576 (2015).

*Tatsuya Katabuchi[1], Michal Valasik[1], Masayuki Igashira[1]

[1]Tokyo Institute of Technology

異なる Cl 同位体組成の NaCl 試料を用いた ^{35}Cl の中性子捕獲断面積導出

Measurements of neutron capture cross section of ^{35}Cl using NaCl samples with different Cl isotope compositions

*原 かおる [1], 藤井 伸弥 [1], 加美山 隆 [1], 成田 祐樹 [1], 佐藤 博隆 [1],
片渕 竜也 [2], 岩本 信之 [3], 中村 詔司 [3], 藤 暢輔 [3]
[1] 北海道大学, [2] 東京工業大学, [3] 原子力機構

Cl の同位体組成が異なる 3 種類の NaCl 試料を用いて測定した中性子捕獲反応のデータを解析することにより、^{35}Cl の中性子捕獲断面積を 0.02 eV から 1 keV のエネルギー範囲で導出した。

キーワード： 塩素 35, 中性子捕獲断面積, ANNRI, 塩素 36

1. 緒言

長寿命放射性核種 ^{36}Cl（半減期 30 万年）は、原子力や加速器分野において冷却材や遮蔽材に含まれる安定核種 ^{35}Cl の中性子捕獲反応による放射化生成物である。^{36}Cl の生成量の計算精度を高めるためには、^{35}Cl の中性子捕獲断面積の精度を高める必要がある。しかしながら、図 1 に示すように、^{35}Cl の中性子捕獲断面積のエネルギー依存の実験データは 1 keV 以下のエネルギー領域で欠如している。ここで、過去の実験データ[1-3]と共に、評価値（ENDF/B-VII [4]、JENDL-4.0 [5]）も比較して示す。本研究では、大強度陽子加速器施設（J-PARC）の物質・生命科学実験施設（MLF）において、中性子核反応測定装置（ANNRI）の NaI(Tl) 検出器を利用し、中性子捕獲反応の実験を行った。塩素単体では気体であり十分な密度の試料を用意するのが難しいため、固体で化合物である NaCl を試料として用いた。

2. 解析及び結果

ナトリウムの自然同位体は ^{23}Na のみであるが、塩素の自然同位体は ^{35}Cl が 76%、^{37}Cl が 24%である。^{23}Na と ^{37}Cl に起因するバックグラウンドの寄与を見積もるため、異なる Cl 同位体組成の NaCl 試料を 3 種類用意し、中性子捕獲反応データを取得した。^{35}Cl が 99%、76%、2%と異なる Cl 同位体組成を持った NaCl 試料に対する中性子捕獲断面積を、図 2 に青丸、赤丸、緑丸でそれぞれ示す。図中の矢印は ^{35}Cl (0.4 keV)、^{23}Na (2.9 keV)、^{37}Cl (8.3 keV)の第一共鳴ピーク位置を指している。これらのデータを併せて共鳴ピークフィッテング解析することにより、^{35}Cl の中性子捕獲断面積を 0.02 eV から 1 keV のエネルギー範囲で導出した。

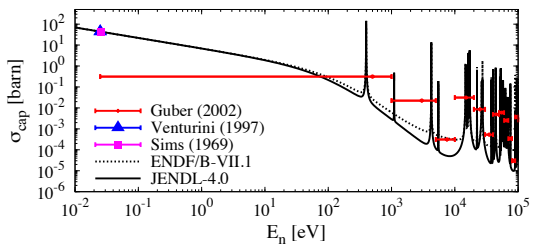


図 1: ^{35}Cl の中性子捕獲断面積の過去の実験データと評価値

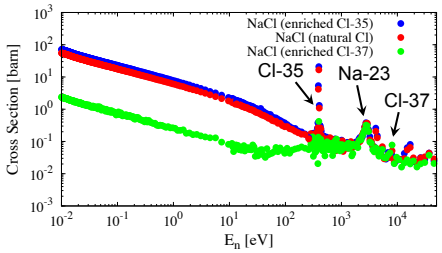


図 2: NaCl 試料に対する中性子捕獲断面積測定データ

謝辞 本研究は科研費（26820411）の成果である。

参考文献

[1] K. H. Guber *et al.*, J. Nucl. Sci. Technol. Suppl. 2 (2002) 346.
[2] G. Sim and J. Juhnke, J. Inorg. Nucl. Chem. 31 (1969) 3721.
[3] L. Venturini and B. Pecequilo, Appl. Radiat. Isot. 493 (1997) 403.
[4] M. B. Chadwick *et al.*, Nucl. Data Sheets 112 (2011) 2887.
[5] K. Shibata *et al.*, J. Nucl. Sci. Technol. 48 (2011) 30.

*Kaoru Y. Hara[1], Nobuya Fujii[1], Takashi Kamiyama[1], Yuki Narita[1], Hirotaka Sato[1], Tatsuya Katabuchi[2], Nobuyuki Iwamoto[3], Shoji Nakamura[3], and Yosuke Toh[3] [1]Hokkaido University, [2]Tokyo Institute of Technology, [3]Japan Atomic Energy Agency

TOF 法を用いた KURRI-LINAC の時間依存性バックグラウンドに関する評価研究

Evaluation of Time-dependent Background in the KURRI-LINAC with the TOF method

*李 在洪[1]，堀 順一[2]，佐野 忠史[2]，中島 健[2]
[1]京都大学 原子核工学，[2]京都大学 原子炉実験所

中性子捕獲断面積測定の不確かさ要因を明らかにすることを目的として、KURRI-LINAC パルス中性子源を用いて TOF スペクトル中の時間依存バックグラウンドの評価法について検討を行った。共鳴フィルターを用いた測定と試料を置かない測定によって時間依存バックグラウンドを評価したところ、両手法による評価結果の間には有意な差が観測された。モンテカルロシミュレーションによる計算を行った結果、軽水モデレータ内で発生した中性子捕獲ガンマ線の試料による散乱影響を考慮することで、両手法の評価結果の差を説明できることが分かった。

キーワード：中性子捕獲断面積測定，時間依存バックグラウンド，モンテカルロシミュレーション

1. 緒言　TOF 法を用いた中性子捕獲断面積測定の不確かさ要因の一つとして、TOF スペクトル中の時間依存バックグラウンドの決定に伴う系統誤差がある。時間依存バックグラウンドの主な評価法には、共鳴フィルターを用いたノッチフィルター法と、試料を置かない測定から評価する方法がある。前者は大きな共鳴をもつ試料を TOF ビーム中に挿入することによって、その共鳴域で中性子ビームを black out することで、特定のエネルギー点でのバックグラウンドを求める方法である。後者は試料起因ではない時間依存バックグラウンドを連続的なスペクトルとして求める方法である。両者の評価結果が一致しない場合は原因を明らかにする必要がある。

2. 実験　KURRI-LINAC において時間依存バックグラウンド評価のための実験を行った。中性子モデレータにはパックマン型と呼ばれる八角形の軽水モデレータ（高さ 30cm，厚さ 10cm）を用いた。測定試料は中性子源から 12.7m の位置に設置した。試料からのガンマ線測定には 12 個のシンチレータから成る全吸収型 BGO 検出器を用いた。In(1.46eV)、Ag(5.19eV)、Co(132eV)、Mn(336eV, 2.37keV)を重ね合わせた共鳴フィルターは、試料より上流側の TOF ビーム中に挿入した。測定試料として ^{10}B を用いた場合のバックグラウンド測定として、共鳴フィルターを挿入して試料を置いた場合の測定と試料を置かない測定（blank 測定）を行った。

3. 結果・考察　実験結果を図 1 に示す。1.46eV と 5.19eV では共鳴の dip の計数率は blank 測定の計数率と良く一致しているが、100eV 以上のエネルギー領域では、blank 測定の結果はバックグラウンドを～10%程度過小に評価する結果となった。試料によって散乱されたガンマ線成分が不一致の原因であると考え、軽水モデレータ内での中性子減速、吸収に伴って発生する捕獲ガンマ線の時間挙動を PHITS(Particle and Heavy Ion Transport Code System)[1]を用いたモンテカルロシミュレーション計算により評価したところ、ガンマ線散乱成分を考慮することでノッチフィルター法による評価結果と良い一致を示した。

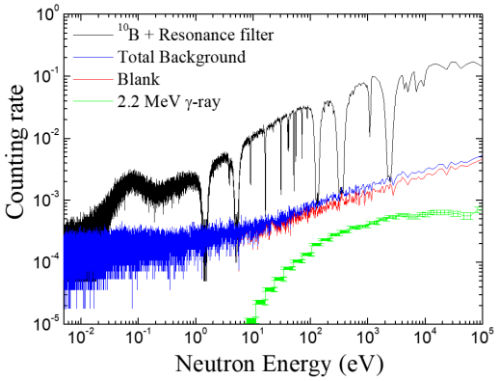


図 1 バックグラウンド評価結果の比較

参考文献

[1] Iwase H, Niita K, Nakamura T, “Development of General-Purpose Particle and Heavy Ion Transport Monte Carlo Code.” J. Nucl. Sci. Technol., 139, 1142 (2002).

*Jaehong Lee[1], Jun-ichi Hori[2], Tadafumi Sano[2] and Ken Nakajima[2]
[1]Department of Nuclear Engineering, Kyoto University, [2]Kyoto University Research Reactor Institute.

核共鳴蛍光散乱を用いた鉛 206 の双極子遷移強度の測定

Measurement of dipole transition strength of Pb-206 using nuclear resonance fluorescence

*静間 俊行[1,2]，岩本　信之[2]，牧永　あや乃[3,4]，R. Schwengner[5]，R. Beyer[5]，
D. Bemmerer[5], M. Dietz[5], A. Junghans[5], T. Kögler[5], F. Ludwig[5], S. Reinicke[5], S. Schulz[5],
S. Urlaß[5], A. Wagner[5]
[1]量研，[2]原子力機構，[3]あいんしゅたいん基礎科学研，[4]北大，
[5]ドレスデン-ロッセンドルフ研

ドレスデン-ロッセンドルフ研究所（HZDR）の制動放射線を用いて、Pb-206 の双極子遷移強度の測定を行った。その結果、励起エネルギー3.7 から 8.2MeV 領域において、88 本の共鳴準位を観測した。また、得られた散乱強度データを用いて、不安定核 Pb-205 の中性子捕獲断面積の評価を行った。

キーワード：Pb-206、核共鳴蛍光散乱、制動放射線、双極子遷移、中性子捕獲断面積

1. 緒言

鉛、ビスマス同位体は加速器駆動システム（ADS）においてターゲットとして使用されるため、システムの設計には、鉛、ビスマス同位体の中性子断面積データが必要である。鉛同位体の内、不安定核 Pb-205（半減期 1.73×10^7 年）は、安定核 Pb-204 の中性子捕獲によって生成され、中性子捕獲により Pb-206 となるが、その中性子捕獲断面積はよくわかっていない。そこで、Pb-206 の核共鳴蛍光散乱強度を測定し、得られた実験データを基に、Pb-205 の中性子捕獲断面積の評価を行った。

2. 核共鳴蛍光散乱実験

実験は、ドイツ・ドレスデン-ロッセンドルフ研究所(HZDR)の制動放射線施設で行った。厚さ 2.2mm、直径 2cm の濃縮 Pb-206 ターゲット（濃縮度 99.3%）をビーム軸に対して 45 度傾けて設置し、最大エネルギー10.5MeV の制動放射線を照射した。ターゲットから放出される共鳴散乱ガンマ線を、散乱角 90 度と 127 度に設置した計 4 台の高純度ゲルマニウム検出器を用いて計測した。

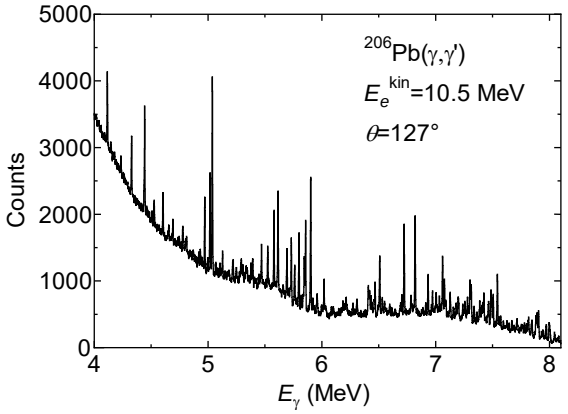


図 1. 散乱ガンマ線のエネルギースペクトル。

3. 結果

本測定により、励起エネルギー3.7 から 8.2MeV 領域において、88 本の共鳴準位を観測した。図 1 に、計測した散乱ガンマ線のエネルギースペクトルを示す。88 本の基底遷移ガンマ線と 11 本の分岐ガンマ線が観測されている。本講演では、実験手法および解析結果について説明し、得られた散乱強度から求めたガンマ線吸収断面積や Pb-205 の中性子捕獲断面積の評価結果について報告する。

---

*T. Shizuma[1,2], N. Iwamoto[2], A. Makinaga[3,4], R. Schwengner[5], R. Beyer[5], D. Bemmerer[5], M. Dietz[5], A. Junghans[5], T. Kögler[5], F. Ludwig[5], S. Reinicke[5], S. Schulz[5], S. Urlaß[5], and A. Wagner[5]
[1]QST, [2]JAEA, [3]JIFS, [4]Hokkaido Univ., [5]HZDR

Hf および W 同位体中の低エネルギー準位のパリティ
Parities of low-energy states in Hf and W isotopes

*Mohamed OMER[1], Toshiyuki SHIZUMA[2], Ryoichi HAJIMA[1,2] and Mitsuo KOIZUMI[2]
[1]JAEA, [2]QST

Abstract

Nuclear resonance fluorescence (NRF) experiments have been performed on Hf and W natural targets in the 2.5-3.1 MeV energy range using quasi-monochromatic γ-ray beams generated from laser Compton scattering at the HIγS facility, Duke University. The complete polarization of the incident γ-rays has provided the determination of parity of states in this energy range. Results of these experiments have revealed parity of about 15 levels in Hf and W nuclei. Such data provide knowledge about the nondestructive detection system of nuclear material by understanding the scissors mode encountered in deformed nuclei including uranium and plutonium isotopes.

Keywords: Parity, Hf, W, Nuclear resonance fluorescence target.

1. Introduction

We proposed the nuclear resonance fluorescence (NRF) as a nondestructive assay technique for nuclear materials [1]. Nuclei of nuclear materials are typical deformed nuclei which exhibit the so-called scissors mode, a collective mode of excitations involving M1 transitions around 2~3 MeV. To improve our understanding of such mode, we measured parity of transitions in deformed nuclei of Hf and W using linearly polarized γ-ray beams generated from laser Compton scattering. Parity was directly determined by detecting de-excitation photons in the direction of the initial polarization vector (M1 transitions) and perpendicular to the initial polarization vector (E1 transitions).

2. Experimental

A tungsten target of 2.5 cm in diameter and 0.4 cm in thickness was irradiated by a quasi-monochromatic linearly polarized γ-ray beam of central energies of 3.12, 3.00, 2.89, and 2.50 MeV for an average time of 5 hours per each energy at the HIγS facility, Durham, NC, USA. The polarization plane of the incident beam was horizontal. In addition, a hafnium target of thickness 0.4 cm and square cross-sectional area of 2.5×2.5 cm^2 was irradiated by the above mentioned γ-ray beam at energies of 2.60 and 2.89 MeV. De-excitation photons emitted vertically and horizontally were detected by 4 high-purity Ge detectors.

3. Results・Conclusion

Fig. 1 shows an example of the measured NRF spectra at an incident beam energy of 3.12 MeV. De-excitations from tungsten isotopes are clearly visible in the spectra. Within the beam width, two M1 transitions are observed in ^{182}W and ^{184}W. On the other hand, an M1 transition and two E1 transitions are observed in ^{186}W. The unmarked peaks are unresolved and need further investigation using enriched targets.

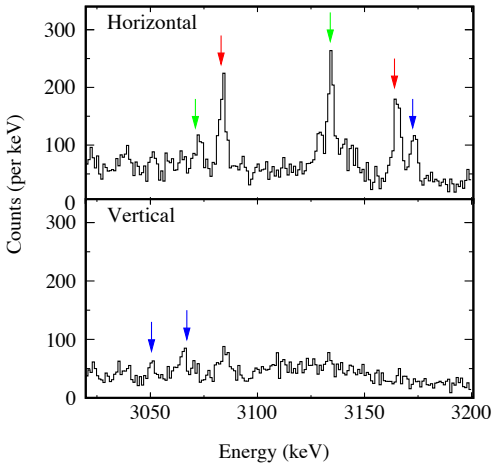


Fig. 1: NRF spectra measured by the horizontal and vertical detectors. The energy of the beam is 3.12 MeV. Arrows in red, blue, and green indicate de-excitations from ^{182}W, ^{184}W, and ^{186}W, respectively. Since the polarization of the incident photons was horizontal, states measured in the horizontal plane are M1 states while those measured vertically are E1 states.

References

[1] R. Hajima *et al.*, *J. Nucl. Sci. Technol.*, vol. 45 (5), pp. 442-451, 2008.

LCS-γ 線を用いた新しい放射線治療計画の検討

Investigation of new radiotherapy planning using LCS-γ ray

*牧永　あや乃[1,2]
[1]あいんしゅたいん基礎科学研、[2]北大

X 線治療における効率的なエネルギー帯の利用、2 次粒子による周辺臓器への影響に対する新しい可能性を検証するために、エネルギー可変、準単色γ線である LCS-γ線を用いた場合の放射線治療計画をモンテカルロ法により評価を行った。

キーワード　光核反応、LCS ガンマ線、 放射線治療計画

1. 緒言

放射線治療に用いられる光子線は、外照射の場合はリニアックによる 20MeV 程度までの制動放射線、密封小線源治療では Ir-192 や Co-60 等が利用される。制動放射線は、幅広いエネルギー分布特性を持ち、高エネルギー成分は少なく、低エネルギー成分が多い。一方で、小線源は、形状、半減期等の物理的な特性上、臨床に適用できるガンマ線核種は限られており、そのエネルギーは、keV-MeV 領域と低く、腫瘍近くに放射性同位元素を配置する必要がある。本研究では、X 線治療における効率的なエネルギー帯、2 次粒子による周辺臓器への影響を検討するために、エネルギー可変、準単色 γ 線である LCS-γ 線を用いた場合の放射線治療計画について、モンテカルロ計算コード PHITS を用いて評価を行った。

2. LCS-γ 線源を用いた放射線治療計画

LCS-γ 線を用いた線量分布の評価は PHITS コードを用いて行った。計算条件として、ICRP110(2009)[2]の人体ファントム(女性・膝部)を使用し、LCS-γ 線のビームデータは、ニュースバル放射光施設で発生させたエネルギー10MeV の実測データ[1]を使用した。照射方向は、ファントムに対して後方より 3 門の照射とした。比較用として、最大エネルギー10MeV の制動放射線(計算値)を用いた場合の計算を行った。

3. 結論

図１に、照射部位人体ファントム(膝部)，図２に、LCS-γ 線と制動放射線についての PHITS を用いた線量分布の結果を示す。LCS-γ線を用いる事により低エネルギー光子による散乱の影響が大幅に軽減されるために、線量の集中性が向上し、また、2 次粒子による周辺臓器での吸収線量が減少する事が示された。

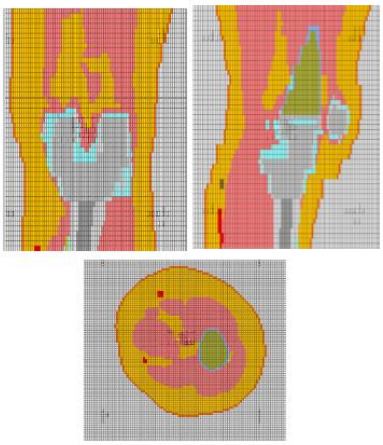


図 1　ICPR110(2009)の人体ファントム(女性・膝部)

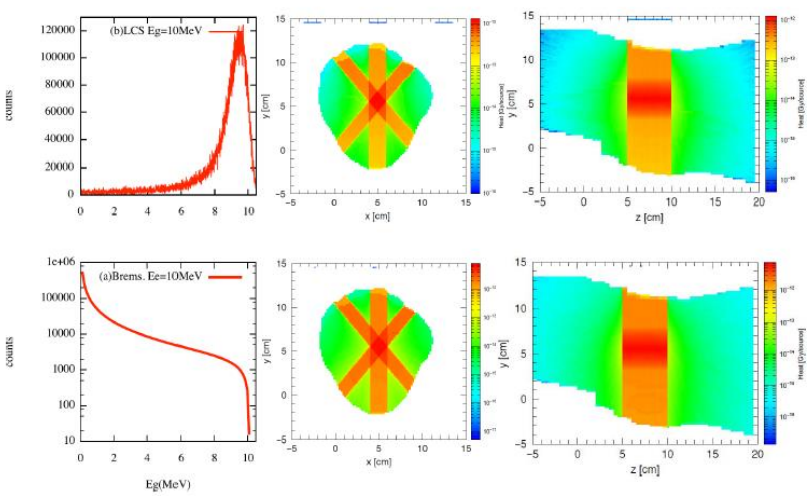


図 2　PHITS を用いた線量分布の計算結果。上段：左)LCS-γ 線のエネルギー分布、中央)Axial 面の線量分布、 右)Sagital 面の線量分布。下段：左)制動放射線のエネルギー分布，中央,右については上段と同様。

謝辞 あいんしゅたいん基礎科学研の坂東昌子先生、関西大学の和田隆宏先生からの有意義な議論、甲南大学の山縣民穂先生からはニュースバル LCS-γ 線の測定データを御提供頂きました事を感謝いたします。

参考文献

[1]T. Yamagata, *at. al.*, “Effect of the nuclear medium on a-cluster excitation in Li6”, Phys. Rev. C. **95,** 044307(2017).
[2]ICRP Publication 110 “Adult Reference Computational Phantoms”, Ann. ICRP **39** (2)(2009).

*Ayano Makinaga[1,2], [1]JEin Institute for Fundamental Science, [2]Hokkaido University

Oral presentation | V. Fusion Energy Engineering：501-1 Plasma Technology, including Inertial Confinement Fusion/501-2 Fusion Reactor Material Science (Reactor and Blanket Materials, Irradiation Behavior)

Wed. Sep 13, 2017 2:45 PM - 4:20 PM JST | Wed. Sep 13, 2017 5:45 AM - 7:20 AM UTC | Room N N307 - N Block

[1N01-06] Engineering and Design for Nuclear Fusion (Plasma Engineering, Irradiation Behavior of Material)

Chair:Yasuyuki Itoh (Fukui Univ. of Tech.)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[1N01] Characterization of the Portable IEC Chamber for the SNM Interrogation System

*Mahmoud AbdelAziem Bakr[1], Kai Masuda[1], Tsuyoshi MISAWA[2], Yoshiyuki TAKAHASHI[2], Norio YAMAKAWA[4], Masaya YOSHIDA[3], Atsushi MATSUDA[4], Kiyoshi YOSHIKAWA[1] (1. Institute of Advanced Energy Kyoto University , 2. Research Reactor Institute, Kyoto University, 3. Graduate School of Energy Science, Kyoto University, 4. Pony Industry Co. Ltd)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[1N02] Linear MHD Simulation Based on a Real Coordinate System Satisfying the Solenoidal Condition of the Magnetic Field

*Wataru Takado[1], Yutaka Matsumoto[1], Kiyomasa Watanabe[2], Satoshi Tomioka[1], Shun-ichi Oikawa[1] (1. Hokkaido Univ., 2. NIFS)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[1N03] Particle energy distribution in a linear shaped inertial electrostatic confinement fusion neutron source

*Tomonobu Itagaki[1], Kohei Okutomo[1], Eiki Hotta[1], Jun Hasegawa[1], Kei Takakura[1], Toshiyuki Kohno[1] (1. Tokyo Institute of Technology)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[1N04] Impurity analysis of an irradiated low activation vanadium alloy specimen by radioactivity measurement

*Teruya Tanaka[1,2], Takuya Nagasaka[1,2], Takeo Muroga[1,2], Takeshi Toyama[3], Masanori Yamazaki[3] (1. NIFS, 2. SOKENDAI, 3. IMR, Tohoku Univ.)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[1N05] Study on hydride-metal composite as a neutron shielding material

*Hiroaki Muta[1], Teruya Tanaka[2], Masanori Suzuki[1], Yuji Ohishi[1], Ken Kurosaki[1], Shinsuke Yamanaka[1] (1. Osaka Univ., 2. NIFS)

4:00 PM - 4:15 PM JST | 7:00 AM - 7:15 AM UTC

[1N06] Instability of fine particles in F82H steel under electron and ion irradiation conditions

*Sho Kano[1], Huilong Yang[1], Jingjie Shen[1], Zishou Zhao[1], John Patrick McGrady[1], Dai Hamaguchi[2], Masami Ando[2], Hiroyasu Tanigawa[2], Hiroaki Abe[1] (1. The University of Tokyo, 2. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology)

4:15 PM - 4:20 PM JST | 7:15 AM - 7:20 AM UTC

Time reserved for Chair

Characterization of the Portable IEC Chamber for the SNM Interrogation System

*Mahmoud BAKR[1], Kai MASUDA[1], Tsuyoshi MISAWA[2], Yoshiyuki TAKAHASHI[2], Norio YAMAKAWA[3], Masaya YOSHIDA[4], Atsushi MATSUDA[3], and Kiyoshi YOSHIKAWA[1]

[1] Institute of Advanced Energy, Kyoto University, [2] Research Reactor Institute, Kyoto University, [3] Pony Industry Co. Ltd, [4] Graduate School of Energy Science, Kyoto University.

The first portable active interrogation system for special nuclear materials (SNM), such as U-235 and Pu-239, is being developed by our group. The system employs an inertial electrostatic confinement (IEC) device as a neutron source. The first prototype of the IEC device, with 17 cm chamber diameter (IEC17), has been fabricated, assembled and is being tested. Preliminary results from the first portable chamber will be presented in this paper.

Keywords: Special nuclear materials, IEC**,** Tensioned metastable fluid detector, Threshold energy neutron analysis.

1. Introduction

Our group is developing the first of its kind, portable, and lightweight active interrogation system for special nuclear materials (SNM), such as U-235 and Pu-239, based on the TENA technique [1]. The inertial electrostatic confinement (IEC) device [2], is employed as a neutron source in the system. The first prototype IEC chamber (IEC17) was fabricated from SUS316L, with 17 cm anode diameter. The grid cathode concentrically placed at the center is assembled from 6 rings of Molybdenum with 8 cm diameter. Due to the potential difference between the cathode and anode, Deuterium (D) ions are derived towards the center of the grids, then a steady-state D-D fusion reactions takes place in order to generate neutrons. Figure 1, shows the first prototype IEC17 with 60 cm height which includes IEC chamber and the feedthrough junction. The challenge in this configuration compared with previous IEC25, developed 10 years ago [3], (130 cm height, with 25 cm anode diameter, and 80 kV applied voltage to generate 1×10^7 neutrons/s, for landmine detection system), is applying higher voltage, up to 120 kV, in smaller size to generate 5 times higher neutrons yield.

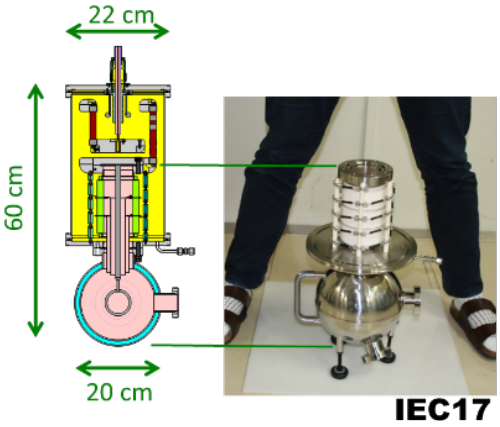


Fig.1 The DD-IEC neutron source for SNM active interrogation system

2. Results:

Conditioning of the IEC17 has been conducted up to 110 kV. Preliminary measurements of neutron production rate (NPR) have been carried out at different applied voltage (30-70 kV) and the results are shown in Fig. 2. It can be seen from the figure that ~2.8×10^7 n/s was already achieved at 70 kV applied voltage and 150 mA current, which is ~60% of the power supply capacity. Therefore, the target NPR for the SNM interrogation system (5×10^7 n/s) is achievable using the present configuration.

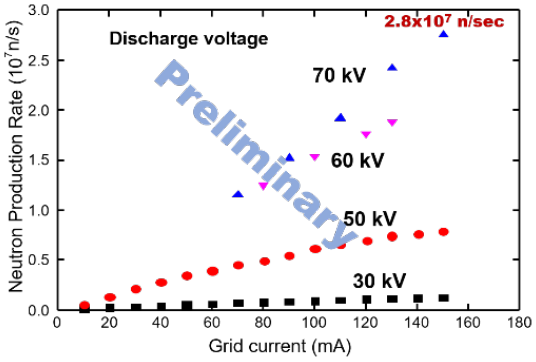


Fig. 2 Preliminary results of NPR from the portable IEC17 chamber

3. Future Plan

Titanium will be the successor material for the second prototype with same dimensions. The benefits of using Titanium that it has less weight and is expected to generate higher NPR compared with SUS chamber.

4. Conclusions:

The first prototype IEC17 device for the SNM interrogation has been produced and tested. The neutrons yield from the preliminary test is ~2.8×10^7 n/s with 60% of the power supply capacity. Titanium chamber will be used in the second prototype for higher NPR.

References

[1] Y. Takahashi, et al, Proceedings of Nuclear Physics and Gamma-ray Sources for Nuclear Security and Nonproliferation, Tokai, Japan, pp. 341-346 (2014).
[2] P.T. Farnsworth: “Electric discharge device for producing interactions between nuclei”: U.S. Patent 3258402A (1966).
[3] Kiyoshi Yoshikawa, et al, Fusion Science and Technology, Vol 47, pp. 1224-1228, (2005).

磁場のソレノイダル条件を満たす実座標線形 MHD シミュレーション

Linear MHD Simulation Based on a Real Coordinate System
Satisfying the Solenoidal Condition of the Magnetic Field

*高堂 渉[1]，松本 裕[1]，渡邊 清政[2]，富岡 智[1]，及川 俊一[1]
[1]北海道大学，[2]核融合科学研究所

磁場のソレノイダル条件を満たすためにベクトルポテンシャルを線形 MHD シミュレーションコードに導入し、大型ヘリカル装置の平衡状態のプラズマに摂動を加えた場合の時間発展計算を行った。磁場のソレノイダル条件の破綻は特に、比較的短波長の不安定性モードに影響を与えていた。

キーワード：磁場のソレノイダル条件、MHD 不安定性

1. 緒言

大型ヘリカル装置の実座標線形 MHD シミュレーションでは、磁場のソレノイダル条件が考慮されていないことが多い。そこで、この条件を満たすためにベクトルポテンシャルを線形 MHD シミュレーションコードに導入し、平衡状態のプラズマに摂動を加えた場合の時間発展を計算し、この条件の破綻の影響を調べた。

2. 数値計算モデル

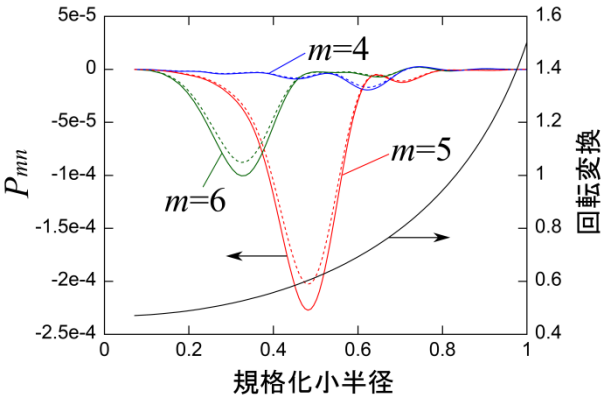
線形 MIPS コード[1]では、円柱座標系を用いて線形 MHD 方程式系に基づいて速度、磁場、圧力の時間発展を計算する。本研究では、磁場の代わりにベクトルポテンシャルの時間発展を以下の式に基づき計算した。

$$\frac{\partial \boldsymbol{A}_1}{\partial t} = -\boldsymbol{E}_1 - \nabla \varphi_1 \qquad (1)$$

$\boldsymbol{A}_1$ はベクトルポテンシャル、$\boldsymbol{E}_1$ は電場、φ_1 はスカラーポテンシャルであり、それぞれ摂動量である。平均ベータ値 1.4%の初期平衡分布を HINT コード[2]を用いて与えた。プラズマ−真空境界を固定境界とした。

3. 計算結果

磁場のソレノイダル条件は成長率に対して影響を与えなかった。ポロイダル、トロイダル方向にフーリエ級数展開した圧力のコサイン関数の係数を図に示す。ベクトルポテンシャルの導入によって、モード分布のピーク値がやや変化した。



図：圧力のフーリエモード。トロイダルモード数は −3。実線、破線はそれぞれベクトルポテンシャル導入後、導入前を表す。m はポロイダルモード数。

4. 結言

ベクトルポテンシャルの導入は計算結果に大きな影響を与えなかったが、比較的短波長の不安定性モードに違いが確認された。この原因の 1 つに、本研究で使用したコードに用いたスムージング法がソレノイダル条件を考慮していないことが挙げられる。

参考文献

[1] Y. Todo, N. Nakajima, M. Sato, and H. Miura, Plasma Fusion Res. **5**, S2062 (2010).

[2] Y. Suzuki, N. Nakajima, K. Y. Watanabe, Y. Nakamura, and T. Hayashi, Nucl. Fusion **46**, L19 (2006).

*Wataru Takado[1], Yutaka Matsumoto[1], Kiyomasa Watanabe[2], Satoshi Tomioka[1], and Shun-ichi Oikawa[1]
[1]Hokkaido Univ., [2]NIFS

直線型慣性静電閉じ込め核融合中性子源における粒子エネルギー分布

Particle energy distribution in a linear shaped inertial electrostatic confinement fusion neutron source

*板垣 智信，奥友 航平，堀田 栄喜，長谷川 純，高倉 啓，河野 俊之

東京工業大学

コンパクト中性子源としての応用を目指し，陰極の冷却に有利な電極配置をもつ直線型の慣性静電閉じ込め核融合（IECF）装置を開発した。直線型 IECF 装置において効率的に中性子を生成する条件を明らかにするために放電時の水素原子の空間分布及びエネルギー分布を分光計測により詳細に調べた。

キーワード：慣性静電閉じ込め核融合，中性子源，分光測定，放電プラズマ

1. はじめに

慣性静電閉じ込め核融合(IECF: Inertial Electrostatic Confinement Fusion)では希薄な重水素ガス(~1 Pa)を充填した真空容器内部に高電圧(~100 kV)の陰極および接地電位の陽極を配置し，電極間で生じるグロー放電により重水素イオンを生成し，静電界によりそれらを加速・収束させることで核融合反応を起こす。装置構成が単純で比較的小型で取り回しの良い中性子源として地雷探査などへの応用が期待されている[1]。

2. 円筒直線型 IECF 装置

中心陰極の冷却は IECF の課題の１つである。我々は図１に示す直線的な電極配置を持つ IECF 装置を採用した。装置全体を円筒同軸形状とし，両端に接地陽極，中央に中空陰極を配置し，壁面は放電の観測のためガラス管で構成した。この構造により中心陰極が露出し直接冷却が可能となる。また両端の陽極はそれぞれ二重の円筒電極からなり，磁界と電界を局所的に印加することでマグネトロンイオン源として動作させることが可能である。

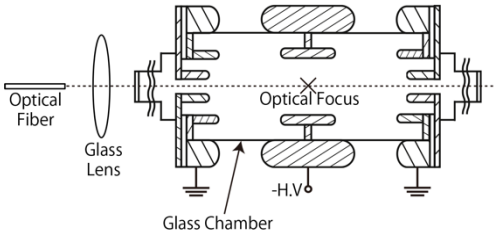


図１　円筒直線型 IECF 装置断面図

3. 分光測定による粒子エネルギー分布の分析

IECF 装置では静電界で加速されたイオンと中性背景ガス分子との荷電交換反応により高速の中性粒子が生成される。高速中性粒子が放射する光は粒子の速度に応じてドップラーシフトした波長をもつため，その発光スペクトルを観測することで核融合反応に寄与する高速粒子のエネルギー分布を推定できる。分光測定結果の一例を図２に示す。486.1 nm の中心波長を持つ Hβ スペクトルの両側に高速中性粒子による発光ピークがある。印加電圧が大きく背景ガス圧が低い条件下では粒子エネルギーの増大に伴う発光スペクトルの裾野の広がりが見られたが，粒子間の荷電交換反応や散乱が減ることで高速中性粒子の発光量は減少した。講演ではより詳細な分光測定結果とそこから推定される粒子のエネルギー分布について議論する。

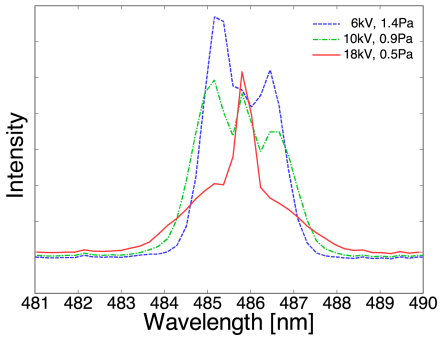


図２　中心軸方向から見た陰極内部の Hβ 線スペクトル

参考文献

[1] 吉川 潔ほか. “慣性静電閉じ込め核融合研究の現状”. J. Plasma Fusion Res. Vol.83, No.10, 2007, p.795-811

*Tomonobu Itagaki, Kohei Okutomo, Eiki Hotta, Jun Hasegawa, Kei Takakura, Toshiyuki Kohno

Tokyo Institute of Technology

照射済み低放射化バナジウム合金試料の誘導放射能測定による不純物分析

Impurity analysis of an irradiated low activation vanadium alloy specimen by radioactivity measurement

*田中 照也[1,2], 長坂 琢也[1,2], 室賀 健夫[1,2], 外山 健[3], 山崎 正徳[3]

[1]核融合科学研究所, [2]総合研究大学院大学, [3]東北大学 金属材料研究所

15 年前に JMTR で照射され、衝撃試験済みのバナジウム合金試料に対して、不純物の放射化分析を試みている。^{60}Co からのγ線強度が大きく、Co 不純物濃度は化学分析値に近い 0.6wppm と解析された他、過去の分析で検出されていない不純物に起因する可能性もある複数のピークが観測されている。

キーワード：放射化分析，バナジウム合金，不純物，材料試験炉

1. 緒言 核融合炉用低放射化材料の開発研究において、材料中の不純物元素及び濃度の評価は、使用後数十年における再利用処理の可否や百年後以降の放射性廃棄物量を予測するために重要となる。これまでに低放射化バナジウム合金 NIFS-HEAT2 の不純物分析については、化学分析[1]、14MeV 中性子源を用いた放射化分析[2]が実施されている。本研究では、これら分析では測定下限値以下で検出できなかった、もしくは、分析対象としていなかった不純物元素の検出を目的として、材料試験炉 JMTR で照射済みの NIFS-HEAT2 試料の放射化分析を試みている。

2. 分析方法 JMTR において平成 14 年（運転サイクル 145-147）に照射された 1.5 x 1.5 x 20mm^3 の NIFS-HEAT2 試料（約 0.26 g）からのγ線エネルギースペクトルを高純度 Ge 検出器により測定した。観測されたγ線ピーク強度からの不純物の濃度解析は、誘導放射能計算コード FISPACT 2005 を用いた照射中の生成核種、及び、照射後の放射能減衰計算により行った。計算で必要となる中性子スペクトルについては、JMTR 照射ハンドブック（1994 年日本原子力研究所）記載のスペクトル形状を、中性子照射量報告書に報告されている本試料照射位置における高速中性子束（>1MeV）、及び、熱中性子束（<0.683eV）に一致するように調整して使用した。



図1. 放射化分析に用いた照射済みバナジウム合金NIFS-HEAT2試料

3. 結果 γ線エネルギースペクトル（図 2）には、^{60}Co からのピークが大きく現れた。^{60}Co の生成は Co 不純物に起因しており、ピーク強度測定結果からの解析により評価した Co の濃度は 0.6wppm であった。γ線測定時の試料設置位置や試料形状が測定精度に及ぼす影響を今後詳しく調べる必要があるが、過去の化学分析での評価値 0.7wppm[1]に近い結果が得られている。^{60}Co 以外に、過去の分析で検出されていない不純物に起因している可能性もあるピークを観測している。電界研磨により試料表面層を取り除いた後もこれらピーク強度には大きな変化は見られないことから、照射中の表面への付着物ではなく、試料中の不純物起因と考えられる。現在、放出核種および不純物元素同定のための解析を進めている。

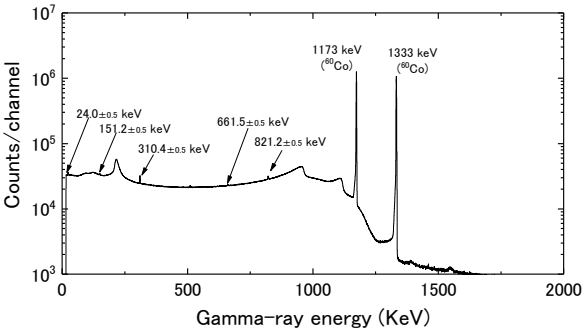


図2. 照射済みNIFS-HEAT2試料のγ線エネルギースペクトル

参考文献

[1] T. Muroga, T. Nagasaka et al., Journal of Nuclear Materials 307-311 (2002) 547-554.
[2] 田中照也 他、プラズマ・核融合学会 第 19 回 年会、28pB04、2002 年 11 月 27-30 日、愛知県犬山市.

*Teruya Tanaka[1,2], Takuya Nagasaka[1,2] , Takeo Muroga[1,2] , Takeshi Toyama[3] and Masanori Yamazaki[3]

[1]The Graduate University for Advanced Studies SOKENDAI, [2]National Institute for Fusion Science, [3] Institute for Materials Research, Tohoku University

水素化物－金属複合体からなる中性子遮蔽材の検討

Study on hydride-metal composite as a neutron shielding material

*牟田 浩明[1]，田中 照也[2]，鈴木 賢紀[1]，大石 佑治[1]，黒崎 健[1]，山中 伸介[1]

[1]大阪大学，[2]核融合科学研究所

高い水素密度をもち中性子遮蔽材として検討されている Ti もしくは Zr の水素化物について、W などの金属を複合させることで、その熱伝導性、機械的特性などの改善を試みた。

キーワード：水素化物、中性子遮蔽材、複合材料

1. 緒言

核融合炉や加速器における中性子工学分野において、コンパクトかつ安定性の高い中性子・ガンマ線遮蔽材が望まれている。中性子遮蔽材として高い水素密度をもち、かつ比較的軽量な水素化物がその候補となっているが、より高い水素保持能や強度の向上が望まれる。本研究では合金の水素化による相分離を利用して、水素保持能、熱伝導率、機械的強度を高め、また新たにガンマ線遮蔽能を付与した水素化物-金属の微細複合体からなる遮蔽材を形成できるのではないかと考えた。本発表では試験的に Ti-W 合金および Zr-W 合金の水素化を行ったので、その結果を報告する。

2. 実験方法

Ti-W および Zr-W インゴットをアーク溶解装置にて溶解・混合した。作製したインゴットを高真空ジーベルツ装置にて活性化処理後、800℃-900℃で水素化した。導入水素量は水素化物相が δ 相となるよう、H/M = 1.6 (M=Ti, Zr)程度に調節した。得られた試料について XRD 測定および SEM/EDS 観察により相状態を評価し、昇温脱離法による水素放出温度の測定および熱伝導率等の物性評価を行った。

3. 結果

図 1・2 に作製した $Zr_{0.9}W_{0.1}$ 合金およびその水素化物の SEM 観察像を示す。黒色部が Zr/Zr 水素化物相であり、白色部が ZrW_2 相を示している。水素化物試料では粒の成長が見られるものの、合金形成時と同様の組織をとり、Zr 水素化物粒を取り囲むように ZrW_2 相が分布している。この ZrW_2 相のためか、水素放出後の試料にクラックなどは観察されなかった。物性および Ti-W の結果については当日報告する。

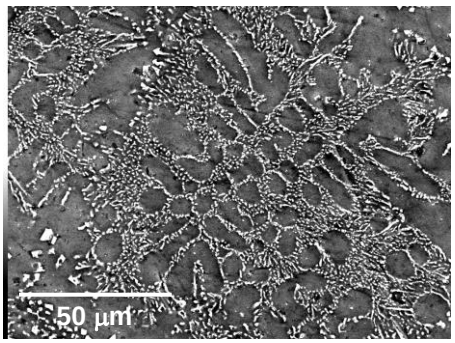


図 1　$Zr_{0.9}Nd_{0.1}$ の SEM 観察像

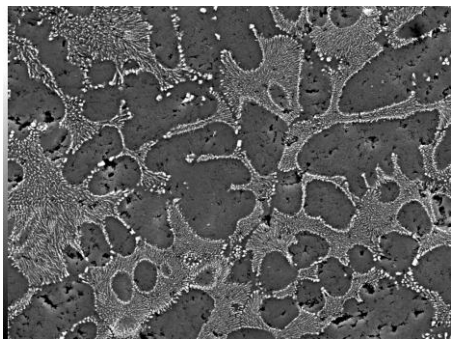
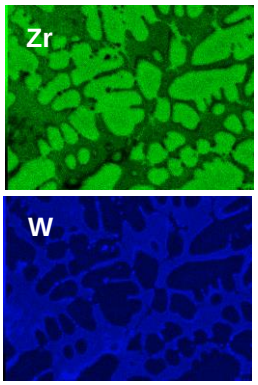


図 2　$Zr_{0.9}Nd_{0.1}$ 水素化物の SEM 観察像と元素分布



謝辞

本研究は JSPS 科研費 JP17H03510 の助成を受けたものです。

*Hiroaki Muta[1], Teruya Tanaka[2], Masanori Suzuki[1], Yuji Ohishi[1], Ken Kurosaki[1], Shinsuke Yamanaka[1]

[1]Osaka University, [2]NIFS

イオンならびに電子線照射下における F82H 鋼中の微細析出物の照射下安定性

Instability of fine particles in F82H steel under electron and ion irradiation conditions

*叶野　翔[1]，楊　会龍[1]，申　晶潔[1]，趙　子寿[1]，John McGrady[1]，
濱口　大[2]，安堂　正巳[2]，谷川　博康[2]，阿部　弘亨[1]
[1]東京大学，[2]量子科学技術研究開発機構

HVEM を用いた in-situ TEM 観察ならびにイオン照射材の TEM 観察を通し、F82H 鋼中の微細析出物の不安定化挙動を系統的に評価し、その現象と機構について議論する。

キーワード: 低放射化フェライト/マルテンサイト鋼，照射効果，相安定性，超高圧電子顕微鏡，イオン照射

低放射化フェライト/マルテンサイト鋼は核融合炉構造材料の第一候補材料であり、その中でも、F82H 鋼は照射硬化/脆化、高温特性等のデータベースが円熟した材料である。これまでに、本研究グループでは、当該材料の機械特性の要となる微細炭化物の照射下安定性に関する評価を進めており [1]、超高圧電子顕微鏡（HVEM）照射環境下において、MX ないし TaC は照射量の増加に伴い収縮し、一方で、$M_{23}C_6$ は照射温度に強く依存した不安定化挙動を示すことを明らかとした。このように、HVEM 照射下における炭化物の安定性評価は着実に進められつつあるが、カスケード損傷下における相安定性に関しては、未だ研究知見が乏しい。これらより、本研究では、照射下における炭化物の不安定化機構の精緻化を目的とし、F82H 鋼に対して、HVEM ならびにイオン加速器を用い、種々の照射場における炭化物不安定化を評価した。

供試材として F82H-BA07 ならびに F82H-BA12 鋼を使用した。これらの試料を大阪大学 H-3000 ならびに JAEA 高崎 3MV-タンデトロン加速器、東京大学 1.7MV-タンデトロン加速器を用い、673, 773 K において照射試験を実施した。なお、析出物の不安定化は、HVEM 照射では、その場観察実験ならびに照射後の高分解能 TEM 観察、イオン照射では、照射後の縦断面 TEM 観察ならびに STEM-EDS 分析によって評価した。

HVEM 照射では、673 K で約 4 dpa 照射した試料において $M_{23}C_6$ / 母相との界面部で中心部に比べ低コントラスト化し、尚且つ、結晶性の失った外縁部が形成した。一方で、イオン照射では、673K で約 25 dpa の試料においても、この外縁部の形成は認められなかった。これまでに、Jin らは [2]、薄膜形状片の P92 鋼に対し、室温下において 115 KV-Ar イオンを照射し、$M_{23}C_6$ と母相界面部がアモルファス化する現象を報告しており、HVEM 照射材の組織発達と類似した変化を示すことが分かっている。一般に、TEM 薄膜試験片においては、格子間原子は表面シンクで優先的に消滅し、空孔濃度が相対的に高い条件となる、と考えられている。結果、溶質原子の空孔型拡散が助長されることになり、炭化物/母相界面に流入した空孔が炭化物構成元素（Cr）の母相への溶出を促進し、炭化物外縁部での物質密度の低下に起因したコントラストが形成されたと理解される。

このように、HVEM 内電子照射とイオン照射では、主として点欠陥シンク強度の多寡に起因して $M_{23}C_6$ の不安定化挙動に差異が生じることが分かった。このことから、材料中のシンク強度に応じて照射組織形成が異なることが示唆される。

参考文献

[1] H. Abe, et.al., Mater. Trans.55 (2014) 423-427　　[2] S.X. Jin, et.al., Mater. Characterization, 62 (2011) 136-142.

---

*S. Kano[1], H. Yang[1], J. Shen[1], Z. Zhao[1], J. McGrady[1], D. Hamaguchi[1], M. Ando[1], H. Tanigawa[1], H. Abe[1]
[1]The University of Tokyo, [2]National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology

Oral presentation | V. Fusion Energy Engineering：501-4 Reactor Component Technology, First Wall, Divertor, Magnet/501-5 Fusion Neutronics/501-6 Fusion Reactor System, Design, Application

Wed. Sep 13, 2017 4:20 PM - 6:00 PM JST | Wed. Sep 13, 2017 7:20 AM - 9:00 AM UTC | Room N N307 - N Block

[1N07-12] Engineering and Design for Nuclear Fusion Heat-transfer Characteristic, Engineering Design)

Chair:Teruya Tanaka (NIFS)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[1N07] Evaluation of thermal diffusivity of first-wall materials for fusion reactor by Xe flash measurement

*Ryuta Kasada[1], Hideaki Yao[1], Masafumi Akiyoshi[2], Satoshi Konishi[1] (1. Institute of Advanced Energy, Kyoto University, 2. Osaka Prefecture University)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[1N08] Control of heat flux distribution in tungsten monoblocks on divertor plates

*Yasuyuki Itoh[1] (1. Fukui University of Technology)

4:50 PM - 5:05 PM JST | 7:50 AM - 8:05 AM UTC

[1N09] Development of ODS-Cu using a water-cooled high energy ball mill

*Hideaki Yao[1], Ryuta Kasada[1], Tetuyuki Konishi[1], Naoko Oono[2], Shigeharu Ukai[2], Hiroyuki Noto[3], Yoshimitu Hishinuma[3], Takeo Muroga[3] (1. Kyoto University, 2. Hokkaido University, 3. National Institute of Fusion Science)

5:05 PM - 5:20 PM JST | 8:05 AM - 8:20 AM UTC

[1N10] Present Status of JT-60SA Tokamak Assembly

*Fuminori OKano[1], Masaki Kei[1], Jun-ichi Yagyu[1], Yusuke Shibama[1], Shinji Sakurai[1], Masaya Hanada[1], Akira Sakasai[1], JT-60SA Team Team[1], Atsuro Hayakawa[2], Keiichi Sagawa[2] (1. QST, 2. Toshiba Corporation)

5:20 PM - 5:35 PM JST | 8:20 AM - 8:35 AM UTC

[1N11] Assessment of shut-down dose rate in maintenance area of TBM system

*Hyoseong Gwon[1], Hiromasa Iida[2], Hisashi Tanigawa[1], Takanori Hirose[1], Yoshinori Kawamura[1] (1. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology, 2. Nippon Advanced Technology Co.,Ltd.)

5:35 PM - 5:50 PM JST | 8:35 AM - 8:50 AM UTC

[1N12] Liquid metal atomization in vacuum for tritium and heat recovery

その3 真空中に於ける液体金属の微細化

*Okino Fumito[1], Ryuta Kasada[1], Satoshi Konishi[1] (1. Institute of Advanced Energy, Kyoto University)

5:50 PM - 6:00 PM JST | 8:50 AM - 9:00 AM UTC

Time reserved for Chair

Xe フラッシュ法による核融合炉第一壁材料の熱伝導特性評価

Evaluation of thermal diffusivity of first-wall materials for fusion reactor by Xe flash measurement

*笠田　竜太[1]，八尾　栄彰[1]，秋吉　優史[2]，小西　哲之[1]
[1]京都大学，[2]大阪府立大学

フラッシュ法によって得られる熱拡散率は、試料表面の黒化処理や用いる解析モデルの影響が懸念される。そこで本研究では、新たに導入した Xe フラッシュ型熱伝導測定装置を用いて、代表的な核融合炉材料単体やタングステン被覆材の熱伝導特性を系統的に評価することによって、特に熱拡散率への影響因子を明らかにするとともに基盤的データベースを取得することを目的とする。

キーワード：熱拡散率，フラッシュ法，核融合炉材料

１．序論

金属やセラミックスの熱拡散率や比熱の測定に用いられる（レーザーもしくはライト）フラッシュ法では、試料表面の黒化処理や用いる解析モデルによって得られる結果が異なることが懸念されている。そこで本研究では、タングステン被覆材や、それを構成する単相バルク材の熱伝導特性を系統的に評価することによって、特に熱拡散率への影響因子を明らかにするとともに基盤的データベースを取得することを目的とする。

２．実験方法

熱拡散率の測定には Xe フラッシュ型熱伝導測定装置 LFA 467 HyperFlash®（NETZSCH 社製）を用いた。測定は Ar フロー雰囲気において室温から 500℃までの範囲で行った。用いた材料は、F82H-IEA ヒート、タングステン、タングステン被覆 F82H、銅である。試験片の形状は、直径 10mm もしくは 6mm の円板状試料を用いた。解析モデルとしては Cape-Lehman モデルを用いた。

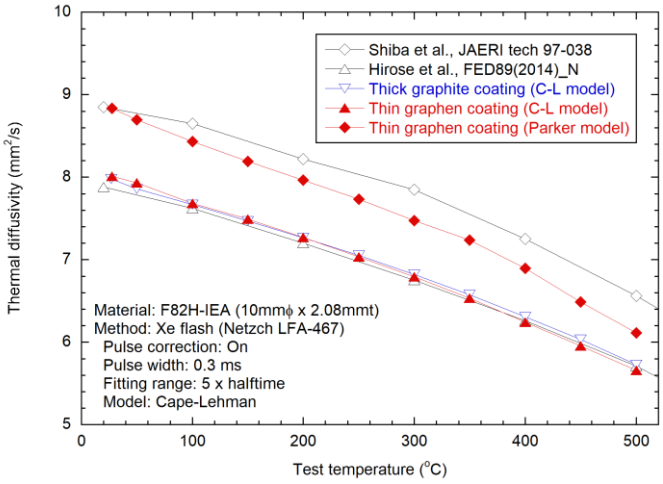


図１　F82H-IEA ヒート材の熱拡散率の温度依存性。

３．結果および考察

図１に、F82H-IEA ヒート材熱拡散率の測定結果を文献値と合わせて示す。表面黒化処理をグラファイトスプレーにより厚く行ったものと、グラフェンスプレーにより薄く行ったものでは、得られる熱拡散率の値に大きな違いは見られず、Hirose らの最近の結果とほぼ一致する結果が得られた。一方、熱損失を考慮しない古典的な Parker モデルを用いて今回の結果を解析すると、Shiba らの結果で示されたように熱拡散率が高めに評価されることが分かった。また、Cape-Lehman モデルを用いる場合においても、温度上昇曲線の最大値以降の熱損失の影響を受ける時間範囲を過大とすると、熱拡散率の導出結果が増加することが明らかとなった。熱拡散率の異なる他の材料における結果は当日報告する。

*Ryuta Kasada[1], Hideaki Yao[1], Masafumi Akiyoshi[2], Satoshi. Konishi[1]　[1]Kyoto Univ., [2]Oosaka Prefectural Univ.

ダイバータ板のタングステンモノブロック内熱流束分布制御

Control of Heat Flux distribution in Tungsten-Monoblocks on Divertor plate

*伊藤 保之
福井工大

磁力線に沿ってプラズマ粒子が流入するWモノブロック表面の形状を調整して表面熱流束を制御しつつ、冷却配管頂部に熱障壁層を導入することにより、モノブロックの除熱性能を改善する。

キーワード：ダイバータ，Wモノブロック，磁力線，熱流束，熱障壁層

1. 緒言

核融合炉のダイバータ板を覆うWモノブロックの表面を図1のように傾斜させ、磁力線に沿って流入するプラズマ粒子が角部(leading edge)に当たり損傷させることを避けようとすると[1]、その表面熱流束に非対称性が生じピーク温度が大幅に上昇する。そこでWモノブロック表面形状を調整して表面熱流束分布を修正することにより、この問題を回避できることを示す。また熱障壁層[2]の導入による伝熱面熱流束および冷却配管温度の低減化について熱解析による検討を行った。

2. Wモノブロック温度解析結果

図1に示す如くモノブロック表面の右端コーナをカットして表面熱流束分布（平均 10 MW/m^2）を対称化すれば、ピーク温度を 200℃程度低減できた。同様の考え方で1つのモノブロック内で傾斜された表面に複数個の周期的な「谷」を設ければ、高熱負荷領域が分離分割され冷却配管伝熱面の熱流束低減化に若干の効果のあることが判った。

次に冷却配管(CuCrZr)外面頂部付近に厚さ~0.1mm 程度の熱伝導度の小さいチタン合金薄板(Ti-6Al-4V, κ~10W/mK)を熱障壁層として挿入すると熱流束が分散され､そのピーク値が20%程度減少した(図2)。これにより必要冷却水流量を~35%低減できる。但し熱障壁層上部の緩衝材温度が上昇するため、モノブロック表面温度の低減は 120℃程度に止まる。冷却配管が低放射化フェライト鋼（F82H, 使用上限温度 550℃）の場合、熱障壁層にジルコニア(ZrO_2, κ~2.5W/mK)を採用すれば、Wモノブロックの許容表面熱流束を~7.5MW/m^{2}まで見通せる。

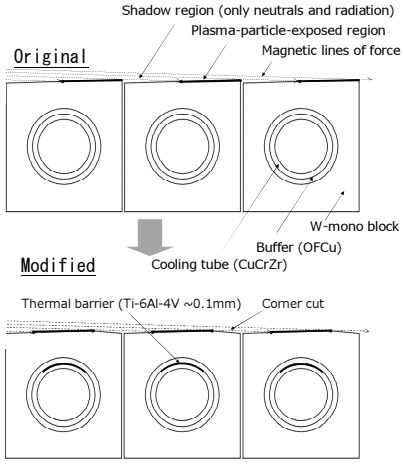


図1 Wモノブロック構成

3. 結論

Wモノブロックの表面形状修正および熱障壁層の設置により、モノブロック温度および伝熱面熱流束を大幅に低減できることが判った。

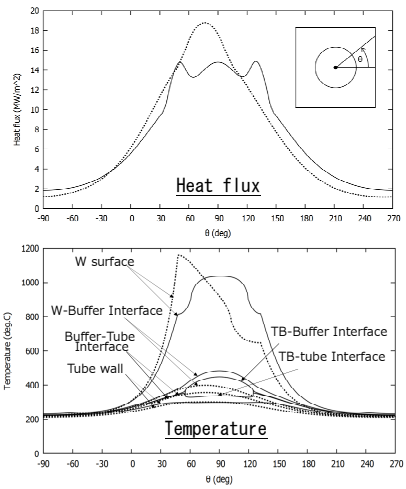


図2 冷却配管伝熱面熱流束および境界温度分布

参考文献

[1] R.A. Pitts, et. al., Nuclear Materials and Energy 0 0 0 (2017) 1–15

[2] J.H. You, et al., Nuclear Materials and Energy 9 (2016) 171–176

*Yasuyuki Itoh,
Fukui University of Technology

高エネルギー水冷ボールミルを用いた ODS-Cu の開発

Development of ODS-Cu using a water-cooled high energy ball mill

*八尾　栄彰[1]，笠田　竜太[1]，小西　哲之[1]，大野　直子[2]，鵜飼　重治[2]，能登　裕之[3]
菱沼　良光[3]，室賀　健夫[3]
[1]京都大学，[2]北海道大学，[3]核融合科学研究所

本研究では、高エネルギー水冷ボールミル（Emax）を用いて、Ar（+ H_2）環境下での Cu 粉末と Y、Zr 系化合物の様々な組み合わせによって、酸化物分散強化（ODS）Cu 合金の MA 条件を探索し、焼結材の硬さや熱拡散率等の評価を行い、Y_2O_3 や Zr の影響について調べた。

キーワード：酸化物分散強化，ダイバータ，強度特性，熱伝導特性

１．序論　原型炉以降のダイバータのヒートシンク材料として、酸化物分散強化（ODS）Cu 合金の開発を進めている。しかし、Cu 粉末はその高い延性のためにメカニカルアロイング（MA）が困難な材料として知られている。そこで本研究は、高エネルギー水冷型ボールミル Emax を用いて、Ar（+ H_2）環境下での Cu 粉末と Y、Zr 系化合物・合金の様々な組み合わせによって、MA 条件を探索するとともに、焼結材の硬さや熱伝導特性等におよぼす Y_2O_3 や Zr の影響について調べた。

２．実験方法　純 Cu 粉末、Cu-1.0wt%Y_2O_3 混合粉末、Cu-3.0wt%CuO-0.8wt%YH_2-1.26wt%CuZr 混合粉末、Cu-1.5wt%CuO-0.4wt%YH_2-0.62wt%CuZr 混合粉末、Cu-0.5 wt%Y_2O_3-0.5 wt%ZrO_2 混合粉末を、それぞれ Ar もしくは Ar+H_2 雰囲気中 500rpm で Emax により 24 時間 MA 処理した。粉末の焼結は、ホットプレスを用いて Ar 雰囲気中 800℃にて行った。

３．結果および考察　Ar + H_2 環境下 MA 条件や、YH_2 を添加した混合粉末試料では、MA 中の粉末の凝集が促進されることが明らかとなった。これは、還元雰囲気によって Cu 粉末の酸素が除去され、Cu 粉末の延性が増加したためと考えられる。図 1 に、Ar 雰囲気中焼結材のビッカース硬さおよび熱拡散率の Y_2O_3 当量依存性として示す。Y_2O_3 添加による強化は 1wt% Y_2O_3 において発現することがわかる。熱拡散率については、Y_2O_3 当量には依存せず、Zr 添加によって低下する傾向を示した。これらのことから添加した Zr は Y との複合酸化物を作らず Cu 母相中に固溶し、強度向上に大きく寄与せず、また熱拡散率の低下を招いている可能性があることがわかった。

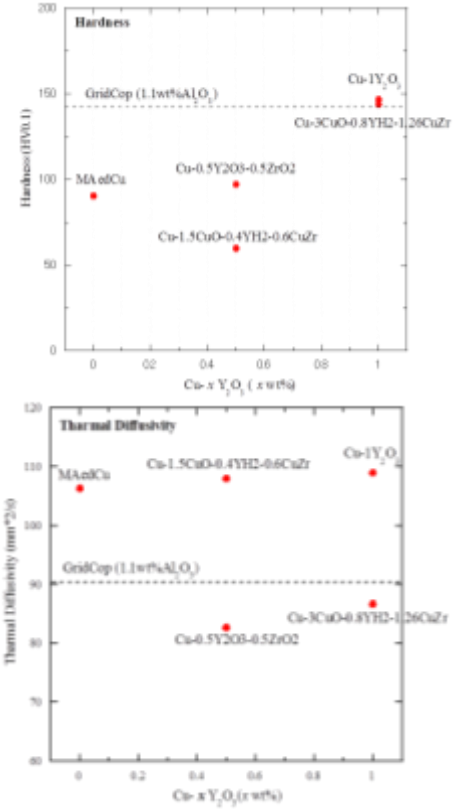


図１　ODS-Cu のビッカース硬さおよび熱拡散率の Y_2O_3 当量依存性

* Hideaki Yao[1], R. Kasada[1], S. Konishi[1], N. Oono[2], S. Ukai[2], H. Noto[3], Y. Hishinuma[3], T. Muroga[3]
[1]Kyoto Univ., [2]Hokkaido Univ, [3]National Institute of Fusion Science

JT-60SA 組立の現状

Present status of JT-60SA Tokamak Assembly

*岡野文範[1]、正木　圭[1]、柳生純一[1]、芝間祐介[1]、櫻井真治[1]、花田磨砂也[1]、
逆井　章[1]、JT-60SA チーム[1]、早川敦郎[2]、佐川敬一[2]
[1]量研、[2]東芝

JT-60SA の本体装置組立の現状は、基礎架台であるクライオスタットベース上に真空容器 340°、真空容器熱遮蔽体 340°分の完成後、2017 年 1 月から、超伝導トロイダル磁場コイル(TFC)の組立を開始し、TFC18 体のうち半数の 9 体の組立てが終了した(2017 年 6 月末時点)。

キーワード：超伝導トカマク、JT-60SA、トロイダル磁場コイル

1. 緒言

量研機構那珂核融合研究所では日欧共同計画として、超伝導トカマク JT-60SA の建設を進めている。JT-60SA は、臨界プラズマ試験装置 JT-60 で得られた成果を基に、プラズマ形状の最適化・大型化を行うとともに、銅コイルから超伝導コイルに改修し、数億度の高温プラズマを長時間維持する高性能プラズマの実現を目指す(図 1)。これにより国際熱核融合実験炉の実験・運転手法の先導研究と原型炉のコンパクト化に向けた研究を行う。

JT-60SA 本体装置の組立は、これまでに真空容器 340°分、真空容器熱遮蔽体 340°分の組立が完了し、現在は、TFC の組立てを実施中で、今後、ポロイダル磁場コイル(平衡磁場コイル、センターソレノイドコイル)等のメインコンポーネントを順次組立て、2020 年の運転開始を目指している。

2. トロイダル磁場コイルの組立状況

JT-60SA 本体装置の組立は 2014 年夏から真空容器の組立を開始し、真空容器熱遮蔽体の組立てを経て 2017 年 1 月から TFC の組立てが始まり、現在 18 体のうち半数の 9 体の組立てが終了した状況にある(図 2)。JT-60SA の TFC は、プラズマを閉じ込めるための磁場を供給するコイルで、コイル形状は D 型で高さは 7.5 mである。TFC の導体は NbTi 素線を撚線した Cable-in-conduit 導体を採用している。TFC の組立ては、真空容器と真空容器熱遮蔽体 340°の 20°空間部から挿入し旋回クレーンで廻し込みながら所定の位置に組立てる。所定の位置で仮支持を用いて固定し、電流中心面、水平中心面が組立基準位置に合うように TFC の各測定点を計測し位置決めを行う。この計測には、レーザートラッカーを駆使して、絶対座標により定めた組立基準位置を目標に高精度(組立精度:±1 ㎜)で組立てを行う。隣接する TFC との接続は、トーラス中心側の上下のキー(IIS)と外側構造物(OIS)をボルト締結にて連結される。TFC の位置を決めた後の IIS のボルト締結後に TFC 重力支持脚(TFC-GS)と TFC を接続するが、この時点では TFC-GS に TFC の荷重を掛けてはいない。IIS と OIS のボルト締結は、ボルトの捩じれやナットと TFC 部材の摩擦の影響を回避するため、それぞれ、油圧レンチと油圧テンショナーを用いて、軸力を管理しながら行っている。特に IIS のボルト締結後は、超音波測定機を用いて軸力で得たボルトの伸びを計測し適正値であることを確認している。
TFC 組立では、各工程のボルト締結において TFC の位置ずれがないことを計測し確認しながら進めている。現在、18 体のうち半数の 9 体の組立てが完了している。

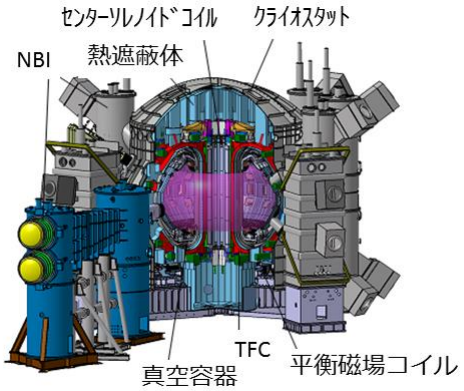


図 1　JT-60SA 装置の鳥瞰図

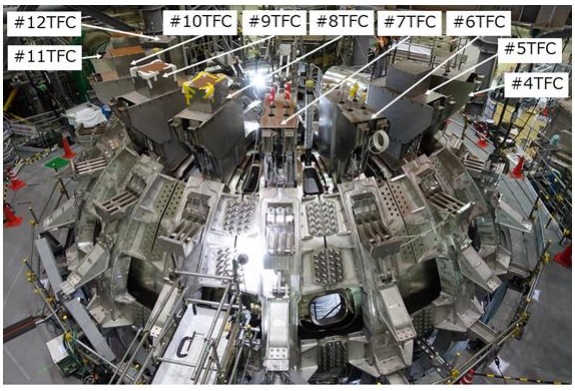


図 2　TFC の組立状況

*Fuminori Okano[1], Kei Masaki[1],Jun-ichi Yagyu[1],Yusuke Shibama[1],Shinji Sakurai[1],Masaya Hanada[1],
Akira Sakasai[1],JT-60SA Team[1],Atsuro Hayakawa[2],Keiichi Sagawa[2]
[1]QST, [2]Toshiba Corporation

テストブランケットモジュールシステムの保守領域における停止後線量の評価

Assessment of shut-down dose rate in maintenance area of TBM system

*権　暁星[1]，飯田　浩正[2]，谷川　尚[1]，廣瀬　貴規[1]，河村　繕範[1]

[1]量研機構，[2]日本アドバンストテクノロジー

本研究はテストブランケットモジュール(TBM)を設置する ITER の水平ポートを検討対象とした。放射線輸送計算コードの MCNP を用いて、保守領域(ポートインタースペース)の停止後線量率に対する TBM-set の遮蔽性能と水平ポートのギャップストリーミングの影響を明らかにした。

キーワード：放射線輸送計算コード、水平ポート、停止後線量

1. 背景及び目的

ITER のプラズマ運転後の保守・点検のために、固体増殖水冷却方式のテストブランケットモジュール(WCCB TBM)を設置する水平ポートに対して十分な遮蔽が要求される。本研究では、停止後線量率に寄与する要因を明らかにすることを目的とし、接続配管類の集合体を設置する保守領域の停止後線量率分布を評価した。

2. 解析モデルと解析手法

3 次元の CAD モデルを元に WCCB TBM と遮蔽体からなる TBM-set と TBM-set を挿入する Frame の MCNP モデルを作成し、ITER Global MCNP モデルの水平ポートに組み込んだ(図 1)。本モデルを対象とし、放射線輸送計算コードの MCNP を用いてポート内の中性子束と停止後線量率を評価した。ITER 運転のシナリオ（SA2）を考慮し、プラズマ停止後約 12 日後の停止後線量率を Direct 1 Step （D1S）法により計算した。

3. 結果及び考察

保守領域における停止後線量率を図 2 に示す。Tally①-③は当該空間の平均値、Line①-③はラジアル方向の分布であり図中には最大値を示す。停止後線量率は最大で 206 μSv/hr であり Closure plate 領域よりも、Pipe forest 領域のほうが高かった。これは、TBM-set の遮蔽能よりも、その周りから回り込んでくる中性子の影響が大きいことを示唆している。そこで MCNP の粒子追跡機能を用いてポート内のギャップからの中性子ストリーミングが停止後線量率に及ぼす影響を評価した結果、TBM フレームと水平ポート間のギャップの寄与が最も大きいことを明らかにした。

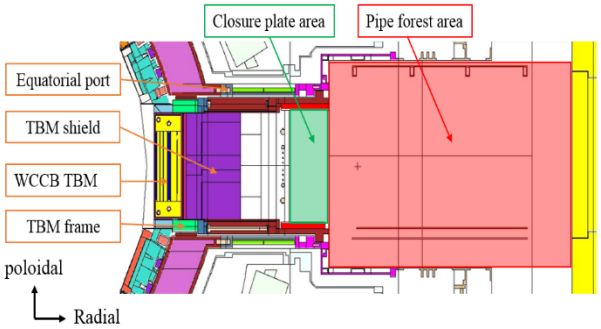


図 1 WCCB TBM set を装着した水平ポートの垂直断面

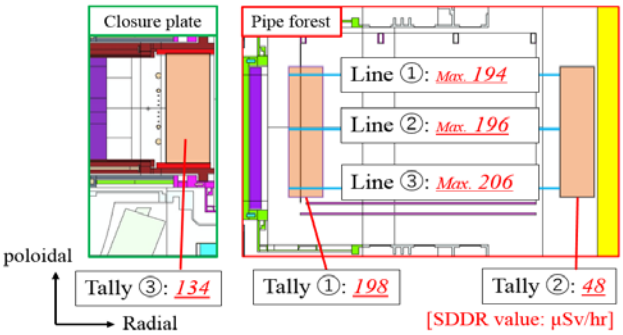


図 2 水平ポートの垂直断面と保守領域における停止後線量率

---

*Hyoseong Gwon[1], Hiromasa Iida[2], Hisashi Tanigawa[1], Takanori Hirose[1], and Yoshinori Kawamura[1]

[1]QST, [2]NAT

液体 PbLi からのトリチウムと熱エネルギーの非接触抽出－その３ 真空中に於ける液体金属の微細化

A Liquid metal atomization in vacuum for tritium and heat recovery

*興野　文人[1]，笠田　竜太[1]，小西　哲之[1]
[1]京都大学　エネルギー理工学研究所

核融合炉ブランケットにおいて液体リチウム鉛からトリチウムと熱エネルギーを同時回収するには液体金属の微細化が必須である。真空中での微細化を実験検証し理論と整合する結果が得られ同時回収が原理的に可能と判明した。

キーワード：熱回収、トリチウム回収、リチウム鉛、真空、微細液滴

1. 緒言

液体リチウム鉛からトリチウムと熱エネルギーを真空下で同時抽出する概念を２０１６年に報告し真空中での液滴微細化が根幹技術である事を指摘した。理論検討と大気中での水を用いた予備検証により真空下への適用可能性を示唆する結果が得られた為、試験装置を試作し液体金属を用いた検証を実施したので報告する。

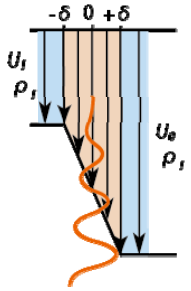


Fig. 1.　速度不連続面での不安定成長

2. 理論検討と検証

2-1. 液体金属の真空中における微細化理論

同一流体中に於いて速度不連続点には Rayleigh 不安定が成長するが、その波長は密度に依存しない(Fig. 1)。また進行流体に回転を付与すると不安定波の高周波成分が増幅される事が知られる[1]。これらの知見を真空中での液滴微細化に適応した。



Fig. 2. 液滴生成ﾉｽﾞﾙ

2-2. 実験装置と検証

Fig. 2 に示すスパイラルノズルにより液体金属に回転を与えノズル出口での圧力不連続を利用した微細化装置を試作した。試験流体は常温で流動性も持つ液体金属ガリンスタン(Ga68wt%, In22%, Sn10%)を使用した。表面張力が 0.5N/m と 400℃での PbLi と類似の液滴化挙動を示し室温での有意な検証が可能である。ノズル内流速は 3 m/s と 5 m/s、チャンバー内真空度は約 10^{-1} Pa、温度は 20℃。

2-3. 結果

Fig. 3 にガリンスタンによる真空中での平均液滴径（×印）を水による事前検証結果と共に示す。流速 3m/s と 5m/s で平均径 0.31mm と 0.23mm が得られ真空下に於いて理論予想された結果が得られた。

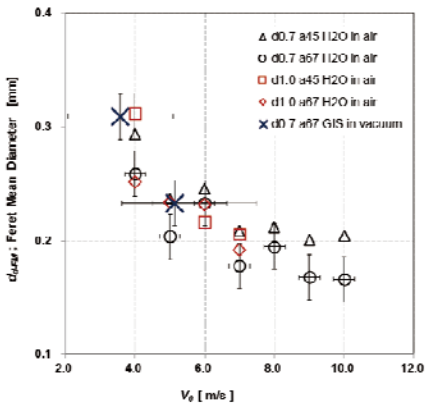


Fig. 3.　液滴径　観測値（平均径）

3. 結論

液体金属の真空中での微細化が実証され、熱とトリチウムの同時回収が可能である事が判明した。

参考文献

[1] S.P. Lin, Breakup of liquid sheets and jets, Ch. 7.9, Cambridge Univ. Press. (2003)

*Fumito Okino[1], Ryuta Kasada[2] and Satoshi Konishi[1]
[1]Kyoto Univ. Institute of Advanced Energy.

Oral presentation | I. General Issues：General Issues

Wed. Sep 13, 2017 10:35 AM - 12:00 PM JST | Wed. Sep 13, 2017 1:35 AM - 3:00 AM UTC | Room O Seminar room 1- Frontier Research in Applied Sciences Building

[1O01-05] Communication

Chair:Ryuta Takashima (Tokyo Univ. of Sci.)

10:35 AM - 10:50 AM JST | 1:35 AM - 1:50 AM UTC

[1O01] Perception of Nuclear Power in Terms of the Energy Choice

(3)Discussion about Dialogue Framework of Nuclear Energy

*Isshin Takenaka[1], Hiroshi Kimura[1], Noriko Kanzaki[1] (1. Public Outreach, NPO)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[1O02] Feasibility of Stakeholder Communication by Using the Roadmap for LWR Safety

*Masayuki Takizawa[1], Seiich Koshizuka[2] (1. Mitsubishi Research Institute, Inc., 2. The University of Tokyo)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[1O03] Structurizing public understanding on nuclear energy

*Norihiko Murayoshi[1], Kazunori Morishita[1] (1. Kyoto University)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[1O04] Agendas and Issues of Participatory Dialogues by Junior-High and High School Students from Fukushim Hama-doori and Capital Area

(4)"Exciting Class 2017" by Junior- and High Students on Thyroid Screening Test - Issues and Results of IWAKI Dialogues -

*Tetsuo Sawada[1], Natsumi KImura[2], Chieko Nakayama[3], Atsushi Koori[4] (1. Tokyo Tech., 2. Tohoku Univ., 3. Kanagawa Univ. High School, 4. Iwaki High School)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[1O05] Result of Radiation Education Class on Demand

Learners' Perceived Changes on Nuclear Radiation- - -Ransition in these Seven Years

*Hiroko Miyuki[1] (1. Kyoto University)

11:50 AM - 12:00 PM JST | 2:50 AM - 3:00 AM UTC

Time reserved for Chair

エネルギーという枠組みにおける原子力の認知
（３）原子力対話の枠組みに関する考察

Perception of Nuclear Power in Terms of the Energy Choice
(3) Discussion about Dialogue Framework of Nuclear Energy

*竹中　一真[1]，木村　浩[1]，神崎　典子[1]
[1]NPO 法人パブリック・アウトリーチ

本研究では、原子力だけでなくエネルギーという枠組みで、参加者へ情報提供し、原子力を含む将来のエネルギー像について参加者間での合意形成を目指すワークショップを実施した。本稿では本ワークショップの枠組みが果たした役割と課題を整理し、原子力対話の枠組み設計に関する示唆を得る。

キーワード：エネルギー選択，原子力認知，ワークショップ，原子力対話

1. インタビュー設計と実施

全 7 回のワークショップ終了後、参加者 7 名に対しそれぞれ、1～1 時間半程度のインタビューを実施した。インタビューでは主に、将来のエネルギーについて、自分自身の意見形成と、他者との合意形成について質問した。自分自身の意見形成については、どのような情報や議論が基となり自身の意見が変遷していったのか、および、より明確な意見形成のためにはどのような情報や取り組みが足りなかったか、という点を質問した。他者との合意形成については、合意形成ができた点・できなかった点を挙げてもらい、それぞれについてなぜ合意形成がうまくできた・できなかったのか、という理由を質問した。

2. 本ワークショップが果たした役割と課題

本ワークショップというケーススタディから見えてきた、原子力対話の枠組みに求められる要素と今後改善すべき課題を、インタビュー分析を基にして整理した。

多くの原子力対話では原子力のみを議題として取り扱うが、本ワークショップではエネルギー全般について「3E＋S」という観点から情報提供を行った上で議論を行った。また、将来のエネルギー像を考える際に、原子力のみでなくエネルギーフロー全体を考えた。このようにエネルギー全般の中の原子力として議論することによって、原子力も他のエネルギーと同様の議論の俎上にのせることができた。また、原子力について議論するためには、このような十分な情報提供が必要だという声が多く聞かれた。加えて、エネルギーフローの中で、エネルギーの消費構造（需要側）を議論することによって、将来の自らの生活や社会の変化を想像し、エネルギーをより身近な問題として捉えることにもつながった。

一方、課題としては、将来のエネルギー像を考える上で、参加者にとってイメージが難しい分野の議論が曖昧になってしまい、その結果、各自の意見形成や参加者間での合意形成が難しくなっていた点が挙げられた。イメージが難しい分野とは、具体的には、「エネルギーの消費構造における産業部門でのエネルギー利用の現在、将来の変化の可能性」、「発電部門での技術革新や将来の変化の実現可能性、実現までにかかる時間、規模感」、「原子力の立地地域の人々の生活や意見、思い」、である。そのため、こういったイメージが難しい分野についても十分なコンテンツを準備することが求められる。

---

* Isshin TAKENAKA[1], Hiroshi KIMURA[1] and Noriko KANZAKI[1]
[1]Public Outreach, Non-profit.

ロードマップを活用したステークホルダーコミュニケーションの可能性

Feasibility of Stakeholder Communication by Using the Roadmap for LWR Safety

*滝沢 真之[1], 越塚 誠一[2]
[1]三菱総合研究所, [2]東京大学

軽水炉利用に係る広範な課題を網羅的にカバーしたロードマップにおいて、将来の目指す姿を描き、それに向かって取り組む関係者の取組み等を明確化することで、社会とのコミュニケーションや信頼醸成に結びつける取組みのあり方を検討した。

キーワード：ロードマップ，軽水炉安全, 目指す姿, 達成度評価, ステークホルダーコミュニケーション

1. 緒言

福島第一原子力発電所の事故を踏まえ、軽水炉を安全に利用していく上での課題を抜け漏れの無いように網羅的に抽出し、それらの課題解決に向けた時間軸と主体者を明確に規定したロードマップを平成 26 年度に経済産業省の資金支援の下で策定した[1]。現在、『軽水炉安全技術・人材ロードマップ高度活用研究専門委員会』を活動拠点とし、最新動向や最新知見をロードマップに反映し、幅広い関係者が有効に活用し得るロードマップの定期的なローリングを実施している[2]。関係者の軽水炉安全に向けた真摯な取組みを見える化した当該ロードマップの活用を通じて、社会の信頼醸成や、社会が求める解決課題を理解し新たに取り込んでいくことが必要である。

2. 軽水炉安全の取組みに係る社会とのコミュニケーションの検討

2-1. 目指す姿に向けた取組みの共有

軽水炉安全技術・人材ロードマップでは、課題解決に向けた将来展望を 2020 年までの短期、2030 年までの中期、2050 年までの長期に分けて、解決すべき課題を規定すると共に、各期の終了時の目指す姿を描いている。現在、2020 年までに目指す姿と照らして、どの程度の進捗がなされているかを共有する。

2-2. 役割分担と優先度に即した取組みの共有

全ての解決すべき課題に対して、産官学の役割分担を明確化している。加えて、実効性のある成果が見出せる視点、および中長期的な安全基盤の維持・将来世代ニーズに資する視点から、各課題の重要度を評価し、着手の優先度を明確化している。これら役割分担および優先度と照らしての取組み状況を共有する。

2-3. 有効なコミュニケーションの方法

特に事故やトラブル時のリスクを負う立地地域周辺の自治体との情報共有は重要である。一般の方々には理解が難しい技術課題については、立地地域自治体が独自に設置している有識者会議の専門家へロードマップを通じての取組み状況を丁寧に説明し、有識者会議での評価や見解を自治体へ還元して頂く。

3. 結論

ここでの検討内容を継続的に実践し、その有効性を検証していく必要がある。

参考文献

[1] 安全対策高度化技術検討特別専門委員会_平成 26 年度報告書
[2] 軽水炉安全技術・人材ロードマップ高度活用研究専門委員会_平成 28 年度報告書

---

*Masayuki Takizawa[1], Seiichi Koshizuka[2]
[1]Mitsubishi Research Institute, Inc, [2]The University of Tokyo

構造モデル化手法を用いた原子力利用の是非に関する議論の全体像把握

Structurizing public understanding on nuclear energy

*村吉 範彦[1]，森下 和功[1]

[1]京都大学大学院

新聞記事を分析することで，原子力利用の是非に関する議論を，グラフ理論を用いて構造モデル化した．構造モデルは，政治，経済，環境などの 19 個の要因で構成されており，要因間は因果関係で結ばれている．また要因の因果関係から，国，電気事業者，国民に関する論点を解釈することが出来る．要因の階層性を分析した結果，「信頼」が国民の理解の根底にあることが示された．

キーワード：リスクコミュニケーション，構造モデル化手法，合意形成

1. 緒言

原子力利用の是非には社会的な合意形成が求められる．しかし，原子力利用の是非は，政治，経済，社会問題など，多様な論点が関係しており，また，国民や原子力関係者，国などのステークホルダーの観点も含まれていることから，まとまった合意形成を図ることは容易ではない．原子力利用の是非は，こうした多様な論点を総合的に加味した上で，合理的な判断のもとに行われることが望ましい．しかし，多様な論点と，複数の当事者の観点が複雑に絡み合っていては，是非を判断するために重要な観点を見出すことや，議論の展開を考えることが困難である．原子力利用の是非に関する複雑な議論を整理し，その全体像を把握することは，原子力関係者が的確な情報提供を考える上で，また国民が情報を把握し理解する上で重要であると考える．

そこで本研究では，原子力利用の是非についてどのような議論が行われているかを把握するため，原子力利用に関する論点を調査し，さらに構造モデル化手法を用いて，その全体像を分析した．

2. 研究方法

原子力利用の是非に関する論点の抽出には，大手新聞社の報道内容を参考とした．論点を分析することで，原子力利用の是非に関わるキーワード（要因）を導出し，それらがどのような関係性を持つことで是非の議論を形成しているのかを評価する．評価結果に基づいて，要因全体の相互関係を構造モデルとして視覚的に表現する．要因間の関係性の評価および構造モデル化については，構造モデル化手法である ISM 法を用いた．

3. 結論

分析によって得られた構造モデルを図 1 に示す．原子力利用の是非の議論は，概略的には国・自治体要因→電気事業者要因→国民への影響要因へと展開されていることがわかる．また，様々な要因からの帰結として「国民の信頼」が位置しており，是非を判断するための根底として国民からの「信頼」が重要であることが考えられる．その他，要因間の関係性を見ることで，原子力利用の是非にどのような観点が関わっているかを解釈することが可能である．具体的な内容については発表にて報告する．

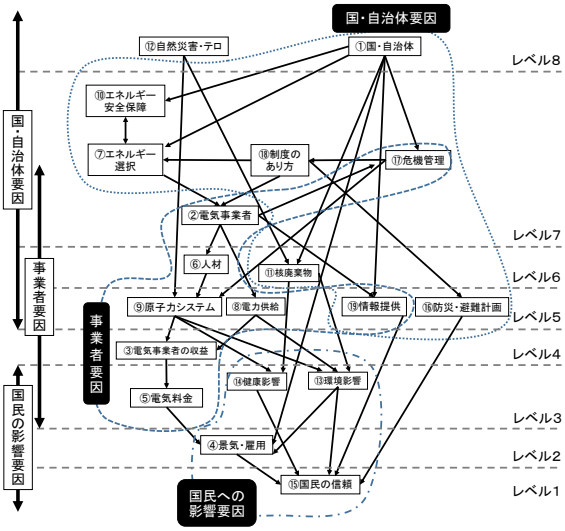


図 1　原子力利用に関する論理展開の階層構造化

参考文献

[1] 原子力安全委員会 HP（最終閲覧日：2017/6/6）
http://www.aec.go.jp/jicst/NC/simin/sankon/siryo/sankon05/siryo1_2.htm

*Norihiko Murayoshi[1], Kazunori Morishita[1]

[1]Kyoto Univ.

福島浜通りと首都圏の中高生による参加型対話の課題と成果
(4) 甲状腺検査を巡る中高生による「白熱教室２０１７」−いわき対話の課題と成果−

Agendas and Issues of Participatory Dialogues by Junior-High and High School Students from Fukushim Hama-doori and Capital Area

(4) "Exciting Class 2017" by Junior- and High Students on Thyroid Screening Test - Issues and Results of IWAKI Dialogues -

*澤田　哲生[1]，中山　知恵子[2]，木村　菜摘[3]，桑折　淳[4]
[1]東工大，[2]神大附属中高，[3]東北大，[4]磐城高校

２０１６年１２月に東京で実施した白熱教室２０１６の結果を受けて、２０１７年４月末にいわき市内において、いわき市と首都圏の高校生約２０名が１泊２日の日程で対話を繰り広げた。その結果、１）専門家に聞きたいこと（１２項目）、２）皆で話し合ってみたいこと（４項目）、意見（４項目）がまとめられた。
キーワード：白熱教室，甲状腺検査，中高生，参加型対話，Socio-scientific Issues(SSI)，放射線教育

1. 緒言

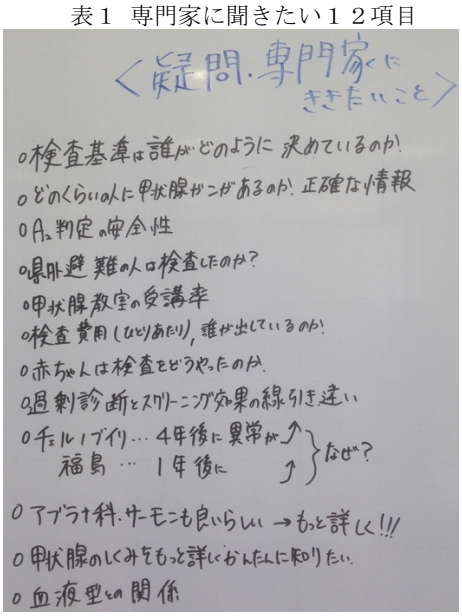
原子力や放射線に関わる権威(authority)の構築を旨として、福島県全域の子供を対象に実施されている甲状腺検査に関して参加型対話の場である『白熱教室２０１６』を２０１６年１２月に東京で創出した。その際の参加中高生の発意を受けて、対話の深化を目指すべく〝『白熱教室２０１７』いわきダイアローグ〟を磐城高校で実施した。

2. 課題、方法論、成果

2-1. 課題―目標と目的

Socio-Scientific Issue(SSI)の４指標（科学的知識を待った市民の養成、社会的責任の内省的な育成、弛まぬ思索と論理的議論、批判的思考の発揮）のもとに、対話力を高め協働の萌芽が生まれることを目標とした。いわきダイアローグでは対話を通じて公共性のある論点を見える化し、アドボカシー(公共政策の形成促進)に繋げることを目的とした。

表１　専門家に聞きたい１２項目



2-2. 場のデザインまたは方法論

『白熱教室２０１６』[1,2,3]に準じ、車座対話と自発的ファシリテーションを方法論の要諦とした。女子高校生２名が主なファシリテータとなり、２日にわたって３セッションの対話を行った。

2-3. 成果

２日間の対話により、表１に示す１２項目の疑問がまとめられた。この他に、皆で話し合ってみたいこととして、１)A1，A2 を分ける必要性、２）甲状腺定食〜その展開、３）出前授業の普及方法、４）受診率低下の防止策、また意見として、ｉ）世界基準を設けるべき、ii）甲状腺検査を健康診断に入れるべき、iii）他地域での実施、iv）他地域とのデータ比較が挙げられた。なお、２）には協働への萌芽が見られた。

3. 結言

高校生らが対話の中での情報共有と内省的思考に基づいて、知りたいこと(専門知識)、皆で話し合いたいこと、そして意見をまとめた。次はいよいよ専門知識の提供のフェーズに入っていくことになる。

参考文献　[1]〜[3] 日本原子力学会２０１７春の年会予稿集、2C13〜2C15

*Tetsuo Sawada[1], Chieko Nakayama[2], Natsumi Kimura[3] and Atsushi Koori[4]
[1]Tokyo Tech., [2]Kanagawa Univ. High, [3]Tohoku Univ., [4]Iwaki High School

放射線出前授業実践報告
学習者の放射線に対する意識変化---7 年間の推移

Result of Radiation Education Class on Demand

Learners' Perceived Changes on Nuclear Radiation --- Ransition in these Seven Years

*幸　浩子

京都大学大学院エネルギー科学研究科

Through practice teaching Energy Environmental Education and Radiation from July 2010 to July 2017, author tried to analyze how ransition occurred to the learners' perceived changes on nuclear radiation in the past seven years. Not only is the spread of information by the mass media but "education" also a factor of the ransition.

Keywords: Radiation Education, Teacher Training, Compulsory Education, Energy Environmental Education, Active Learning, Me-You Cafe

１．緒言

2011 年 3 月の福島第一原子力発電所事故（原発事故）の後，日本の電源別発電電力量構成比は大きく変化した．2010 年に 29%・62%の原子力・火力は、2014 年には原子力 0%、火力 93%であった．原発事故を起因とする不安や放射性廃棄物処分問題など，多くの国民にとって「放射能≒原発≒危険」であり，国民は放射線に対して不安に思っている（村井 2013）．2010 年より継続して実施しているエネルギー環境教育出前授業の，2010 年 7 月から 2017 年 7 月に実施されたエネルギー環境教育・放射線出前授業の実践結果から，学習者の放射線に対する意識変化が時の経過につれてどのように変化したか, 7 年間の変遷を通して分析を試みた.

２．授業実践

実施校は福島県を含む 11 都道府県に散在する. 授業を受けた累積人数はおよそ 6500 名で各年の内訳を表 1 に示す．授業設計は能動型学習を重視し，全学年共通の学習目標は，放射線について知ることである．授業方法は，クイズ形式の座学と、発表者が独自に開発した討議方法「みゆカフェ」を取り入れた.

表 1　年度別年齢別出前授業参加者数

FY; from April to March. 2017; from April to July

FY	2010	2011	2012	2013	2014	2015	*2016	*2017	total
Schools visited	1	25	13	8	21	13	6	1	88
grade	number of participants								
1st			10	5	22	24	49		110
2nd			10	4	22	24	45		105
3rd		5	11	5	26	34	111		192
4th	78	193	34	66	47	115	107		640
5th		317	229	117	45	71	42		821
6th		1323	455	320	587	242	126		3053
J.H.		128	130	96	240	160	387		1141
H					29	32			61
Teachers PTA			60		50	107	74	15	306
Univ.					27		20		47
Total	78	1966	939	613	1095	809	961	15	6476

３．結果・考察

出前授業前後の参加者の放射線に対する印象の変容として，放射線に対し印象が「良くなった」と回答した参加者と「悪くなった」と回答した参加者が共存し，前者の数は後者をやや上回る. 授業前の印象は経年変化として, 2010 年から 2011 年に大きな変化が確認され，2011 年から 2015 年にかけても変化が見られた．2016 年後期以降，放射線に対する印象の有意な変化は確認できなかった．放射線教育の出前授業は，児童･生徒が放射線について学ぶに留まらず，教師も放射線について学び，能動型学習は両者の考えを広げ深めることができたと示唆される（幸 2015）．また，意識変化の推移にはマスメディアによる情報の拡散だけでなく，「教育」が関わっていると推察された.

４．結言

我が国の原子力発電所が再稼働あるいは廃炉されていく中で，放射線について正しく理解していることは重要である．様々な情報に翻弄されない知識を得る為には放射線教育は重要であり，出前授業はその手段の一つと言える. 放射線に対する印象の変化が落ち着いてきた今こそ, 積極的に放射線教育をすべきではないか.

参考文献

[1] 村井 健志「放射線教育の現状と放射線に関する意識調査」INSS JOURNAL Vol. 20 2013 SR-3

[2] 幸浩子「福島の復興に向けた放射線教育の試み―小中学校の児童生徒を対象として」福島の復興に向けての放射線対策に関するこれからの課題シンポジウム報告書，pp. 73-78，2015

Hiroko Miyuki : Graduate School of Energy Science, Kyoto University

General Meeting

Wed. Sep 13, 2017 12:00 PM - 1:00 PM JST | Wed. Sep 13, 2017 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room O Seminar room 1- Frontier Research in Applied Sciences Building

[1O_GM] 「社会・環境部会」第37回全体会議

[1O_GM] General Meeting

General Meeting

[1O_GM] 「社会・環境部会」第37回全体会議

Wed. Sep 13, 2017 12:00 PM - 1:00 PM Room O (Seminar room 1- Frontier Research in Applied Sciences Building)

[1O_GM]General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network：Social and Environmental Division

Wed. Sep 13, 2017 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 13, 2017 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room O Seminar room 1- Frontier Research in Applied Sciences Building

[1O_PL] A Commemorative Lecture by Recipients of Social and Environmental Division Awards in FY2016 Dialogue with Society and Professional Knowledge

Chair: Rieko Takaki (ECP)

[1O_PL01] The Necessity for Information Providing to the Public with All AESJ's Might and Current Situation

*Muneo Morokuzu[1] (1. PONPO)

[1O_PL02] Dialogue with the Public

Cases in Japan

*Naoki Yamano[1] (1. RADONet)

[1O_PL03] Dialogue with Stakeholders

Cases in Overseas and Implications to Japan

*Tomoko Murakami[1] (1. IEEJ)

2017 年秋の大会
社会・環境部会セッション

平成 28 年度社会・環境部会賞受賞記念講演
―社会との対話と専門知―
A Commemorative Lecture by Recipients of Social and Environmental Division Awards in FY2016
-Dialogue with Society and Professional Knowledge-

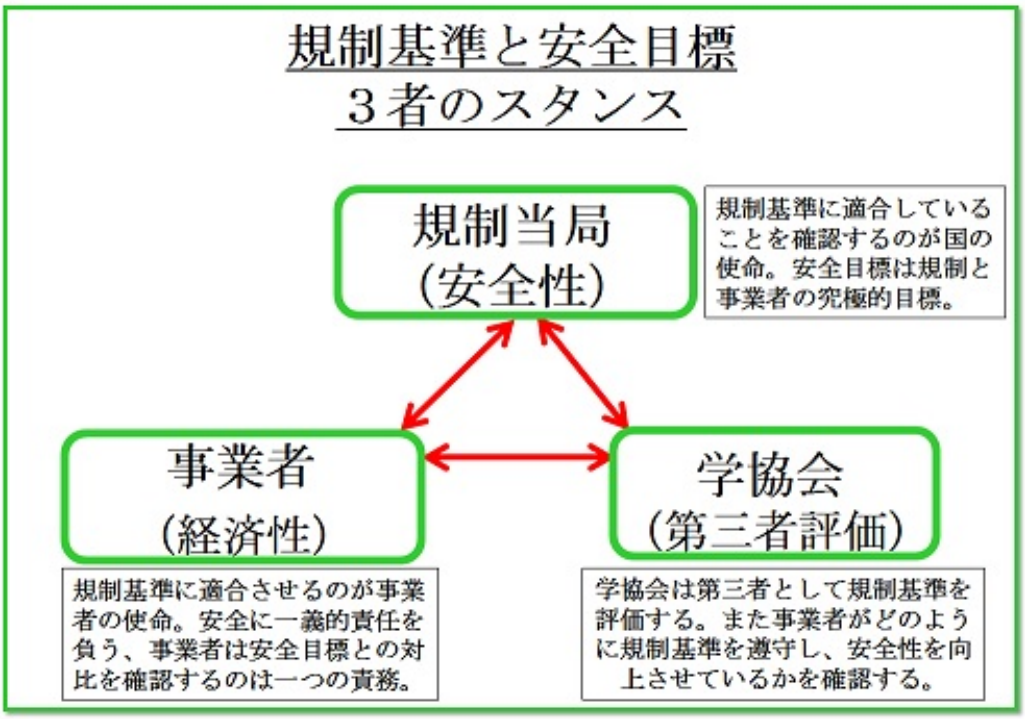
(1) 学会の総力を挙げた市民への情報提供の必要性と現状

(1) The Necessity for Information Providing to the Public with All AESJ's Might and Current Situation

*諸葛宗男 [1]
[1]PONPO

1. はじめに

再稼働する原子力発電所は原子炉等規制法第 43 条第３項の８にしたがって設置変更許可（適合性審査）を得なければならない。そのために新規制基準に適合する改造を行い、既に 12 基の原子力発電所が原子力規制委員会（規制委）の許可を得ている。しかし、国民は新規制基準に適合した原子力発電所が安全目標をクリアしているのか否かはもちろん、福一事故前と比べてどれだけ安全になったのかを規制委から説明されていない。しかも、規制委員長はマスコミに対して「私は安全とは言わない」と明言している。本稿は適合性審査に合格した原子力発電所がどれだけ安全になったのか、また、新規制基準とは何なのかを第三者の立場から検討する。



2. 講演でお話しすること

規制委は法律に沿って審査することに専念している。日本原子力学会は専門家集団として、状況をできるだけ判り易く国民に説明する責任を有している。数が多く判り難い規制基準が何なのかや、どれだけ安全になったのかを説明する。本講演のタイトルに掲げた「学会の総力を挙げた市民への情報提供の必要性と現状」に近づけるよう試みるつもりである。

3. 新規制基準とは何か

もちろん、主な目的は福島第一原子力発電所が陥ったような事態に陥ったとしても、事故にならない「再発防止策」である。規制委のホームページには新規制基準として 10 項目が書かれているが、その中には、米国で起きた 911 同時テロ対策としての航空機衝突対策、或いは海外で起きたトラブルの水平展開として実施するものも含まれている。昨年春の大会の発表の中には各電力会社が実施している安全対策を具体的に 112 項目列挙したものもある。

4. 規制委はどんな安全目標を掲げているのか

新規制基準は法律で電力会社に義務付けたものであり、決定論である。これによってどれだけ安全になったのかは様々な起因事象を仮定して確率論的リスク評価(PRA)で評価しなければならない。規制委員長は適

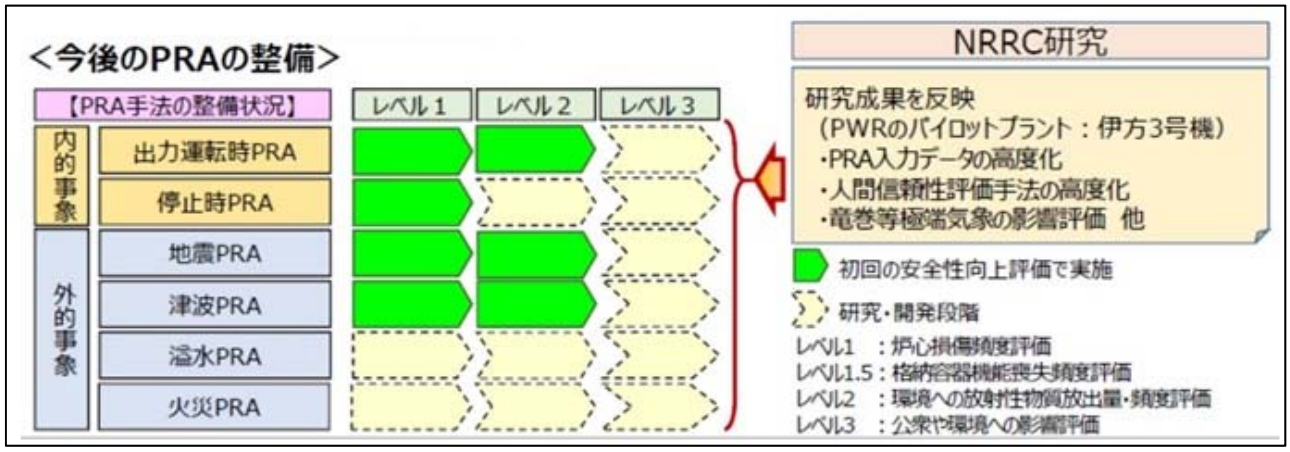
合性審査前の 2013 年に国会で安全の目標について語っている。100 万年に 1 回起きる事故での放射能放出量を福一事故の 100 分の 1 にすることを安全目標に加える、とした。すなわち、100 万年に 1 回の事故での放出放射能を 100 テラベクレル以下にすることを目標としている。

5. 新規制基準を満たした原子力発電所は安全になったのか

2015 年 5 月に資源エネルギー庁で開かれた発電コスト等の検証 WG の評価によれば、新規制基準に書かれた安全対策をすべて実行すれば、事故が起きるリスクは 56%減少するとのことである。

6. 規制委の見解

安全性の評価には世界のどの国でも確率論的リスク評価(PRA)が使われている。我が国も随分前から PRA 手法を開発してきたが、規制に採用されていなかったこともあり、開発が大幅に遅れている。現在、起因事象として内部事象を２通り（定常時と停止時）、外部事象を４通り（地震、津波、溢水、火災）の６通りの PRA を開発中で、既に実用に供されているのはレベル１で４通り、レベル２は３通り、レベル３はゼロである。規制委は日本の確率論的リスク評価(PRA)は 18 通りの PRA のうち、7 通りの PRA しか行っていない。全体のリスクの内の一部しか評価できていないため、どれだけ安全になったのかを論ずるのは時期尚早だとしている。



7. 新規制基準に適合させるためにかけている費用

前出のエネ庁発電コスト等の検証 WG の評価では安全対策に要する費用は原子力発電所 1 基で約 1000 億円だとしている。マスコミが報道している金額を単純集計すると 1 基平均 1270 億円である。今、審査中の 26 基の合計と日本原燃が公表した 7500 億円を合わせると、総計は約４兆円となる。

8. 黒ぬりが問題

適合性審査で確率論的リスク評価(PRA)の資料は提出されているが大幅に黒塗りされていて、原子力学会では十分な検討ができない。日本原子力学会は電力会社の PR 資料に記載された数値しか判らないのでは第３社としての検討を行ったと言えない点が問題である。

*Muneo Morokuzu[1]
[1] Public Outreach NPO

2017年秋の大会

社会・環境部会セッション

平成 28 年度社会・環境部会賞受賞記念講演
—社会との対話と専門知—

A Commemorative Lecture by Recipients of Social and Environmental Division Awards in FY2016

-Dialogue with Society and Professional Knowledge-

（2）市民との対話 —我が国おける活動事例—

(2) Dialogue with the Public -Cases in Japan-

*山野　直樹[1]

[1]RADONet

1. はじめに

現在、新規制基準による適合性審査を通過した７基の原子力発電所のうち５基が稼働中であるが、６年前の福島第一原子力発電所事故（以下、福島事故と記す）の社会的影響は、不安、嫌悪、忌避など、人々の意識下に沈着している。食品の放射線安全に関する消費者庁の意識調査結果[1]（第 9 回：2017 年 3 月 8 日）を見ても、福島産の食品を避ける割合は低下傾向にあるが約 15%の人は購入をためらうと回答している。放射線の基礎知識の理解の減少が横ばいの傾向になっているとは言え、約 50%の人は確かな知識を持っていないことが分かる。

このような傾向が続くことは、原子力の受入れのみならず、医療を含む放射線利用や環境・エネルギー問題にも大きな影響を与える。ここでは、消費者庁などのリスクコミュニケーション（以下、リスコミと記す）や筆者の実践経験等を例示して、市民との対話はいかにあるべきかを考える。

2. 従来型のリスクコミュニケーション活動

福島事故後、多くの学協会が放射線に対するリスコミを実施した。消費者庁は食品安全の観点から早期にリスコミを開始し５年を超える活動を継続している。その活動実績は食品に関するリスコミ研究会報告書[1]にまとめられているが、2011-2017 年度の間に 510 回を超える意見交換会（うち 3 回は 20 名程度の車座形式）、「食品と放射能 Q&A」の発行、地方公共団体や関連団体と協力した約 3,400 名のリスクコミュニケーター養成、風評被害に関する消費者意識の実態調査（2013 年 2 月から 2017 年 2 月まで延べ 9 回）などを実施している。消費者庁は、国が意見交換を実施する際には、多数の参加者に等しく情報提供し、多様な参加者の意見聴取が可能なことを理由に、大会場でのシンポジウム形式を中心に今後も実施するとしている。他方、多様な意見交換等については、その目的や参加者の属性に応じて、車座を含めた多様な形式を検討することが望ましいとしている。

学協会の活動事例の一つとして、日本放射線影響学会福島原発事故対応 Q&A グループが 2011 年 9 月より 2016 年 12 月までの間に 171 回実施した「放射線影響解説セミナー」[2]にも注目したい。このグループが実施した開催形式は、数百名の講演会から 30～40 名の小集団を対象とした膝詰め講演会まで多様である。活動記録では、「大規模な講演会では、限られた質問時間では、生じた疑問の多くを解消できず、かえって不安が増す傾向があり、効果が少ない」ことを示唆している。また、「インターネット時代を反映して放射線の健康影響に関する情報が氾濫したことによって、かえって情報の真偽が判断できず、人々の間に不安が根強く蔓延していることを感じる」と述べている。

3. 参加型リスクコミュニケーション

従来型のリスコミの問題点を解決する手法としては参加型リスコミ手法がある。その一つとして推進側と反対側の専門家によるディベート集会[3]が挙げられる。しかし、対立するエビデンスを整理する程度の成果しか得られない場合や二項対立を助長する傾向があるなどの理由で必ずしも効果的ではない。

少人数の参加型対話は前掲の「放射線影響解説セミナー」が採用しており、消費者庁も車座集会と称して数回採用している。この方法は、参加者が少人数であり、参加者の理解が深まる、質疑・意見交換の内容が個別かつ個人の身近な話題となりやすいといった特徴がある。しかし、その多くが 1 回限りの対話で

あり、1～2 回程度の参加では本音の意見が出ない、井戸端会議（後の記憶に残らない）になりやすい。さらに、意見交換をした結果がどのように反映されるか分からない、関心・興味のない人はそもそも参加しないという本質的な課題がある。

4. 地域参画型リスクコミュニケーション

筆者らは、上記の参加型リスコミの問題点や課題を解決する手法として、新たな「地域参画型リスコミ手法」[4]を構築した。この手法は地域コミュニティメンバーによる参画型の少人数のワークショップ（勉強会）形式を採用する。従来の参加型リスコミのように 1～2 回程度の勉強会では有効性に疑問があるため、5 回以上の繰り返しの勉強会を行う。そのためには繰り返し参加する参加者のモティベーションが必要であり、人々の「知る権利」だけでなく「自己決定権」、「自己効力感」に強く働きかけることで、モティベーションを維持できるように配慮するとともに、参加して議論した結果が具体的に反映される目標を設定し、ステークホルダー入力のプロセスを確実にすることが特徴である。

2013～2015 年度に敦賀市において、2 つの地域コミュニティメンバーの少人数グループ（各 12 名）を作り、低線量放射線の健康影響に対する勉強会を 2 年間で各グループ 10 回実施した。勉強会の中では、単に「知識」だけではなく「考え方」を伝える、「価値」への質問に答えるなどの工夫をすることによって、比較的早い時期にグループ内の信頼感を構築する配慮を行った。

勉強会開始時と 2 年後に、同一質問項目による意識調査を勉強会参加者に対して行い、勉強会前後での知識と意識の変化を測定した。また、2013 年 9 月には一般の敦賀市民を対象とした意識調査を行っており、同一の質問項目を多数採用しているため、勉強会参加者と敦賀市民との比較検討を行うことができた。

比較結果の一例として、福島産の食品を避けるかとの質問に対する回答を図 1 に示す。一般の敦賀市民は 17%が強い肯定、19%が弱い肯定を示したのに対して、勉強会参加者は勉強会開始時では 21%が弱い肯定で勉強会後ではそれが 10%に減少した。なお、勉強会参加者では強い肯定は 0%であった。

当日報告するが、知識および意識の両者で顕著な変化が見られ、一般の敦賀市民と比べて高い認知レベルを示していることが確認できた。

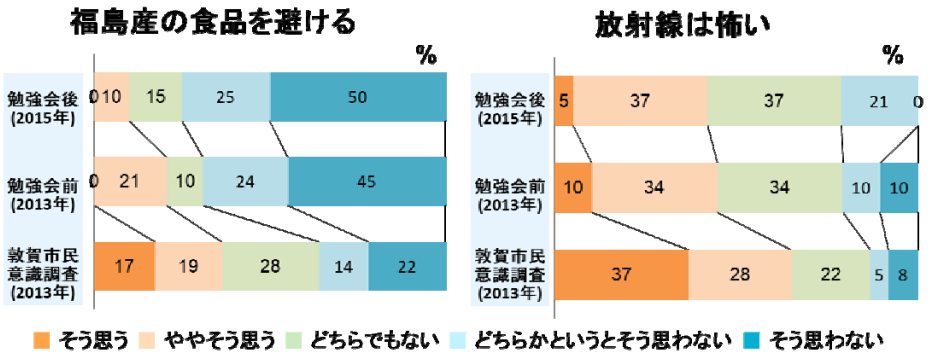


図 1 低線量放射線の健康影響に対する意識調査結果の比較

5. 市民との対話の重要性

市民との対話のためのリスコミ手法について国内の活動事例をいくつか述べたが、最近のインターネット経由の twitter による Fake News や個人攻撃の拡散など、何が信頼できる確かな情報か判断しにくい状況が続くと思われる。原子力や放射線に関する市民との対話は継続が肝要であり、今後の原子炉廃止措置や地層処分などの難問の解決に向けた更なる取組みが必要である。本報では「地域参画型リスコミ手法」の有効性を示したが、「対話の相手との信頼構築」、「エビデンスに基づく説明」、「問題点や課題について誠実に対話し、建設的な解決方策に対する意見を伺う」等のリスコミの基本的な定石を誤らない実装方法が必須である。

参考文献　1. 消費者庁, http://www.caa.go.jp/earthquake/understanding_food_and_radiation/, 2. 日本放射線影響学会, https://www.jrrs.org/faqpage/seminar/, 3. 八木絵香, 高橋信, 北村正晴, 日本原子力学会和文論文誌, 6[2], pp.126-140(2007)., 4. 山野直樹, https://www.cbriskcommunication.org/

*Naoki Yamano[1]
[1]*Registered Non-Profit Organization* Radiation Dose Analysis and Evaluation Network (RADONet)

2017年秋の大会

社会・環境部会セッション

平成 28 年度社会・環境部会賞受賞記念講演
—社会との対話と専門知—

A Commemorative Lecture by Recipients of Social and Environmental Division Awards in FY2016

-Dialogue with Society and Professional Knowledge-

（3）ステークホルダーとの対話 —海外の事例と日本への展開—

（3）Dialogue with Stakeholders -Cases in Overseas and Implications to Japan-

*村上朋子 [1]

[1] 日本エネルギー経済研究所

1. ステークホルダーとの対話の目的と対象

ステークホルダー（Stakeholder、意訳＝利害関係者）とは誰なのかというと、実は意識せずに漠然と「一般市民」「国民」と思う方が多いのではないか。しかし、それは議論の混乱の元である。

1 月 17-19 日、パリで OECD 原子力機関（OECD/NEA）の主催する国際会議「原子力の意思決定に関するステークホルダーとの関わり（Stakeholder Involvement in Nuclear Decision Making）」が開催された。その会議では、有用な示唆が以下の通り示された。

- ステークホルダーが誰（何）かは場合により違うので、その定義から明確にせねばならない。
- ステークホルダーとの議論を何のためにするのか、その目的を明確に持つことが必須である。目的が明確であれば、おのずとステークホルダーの定義も明確になる。

一般市民への原子力の重要性の理解浸透を促し、原子力エネルギーが社会から支援されるエネルギーとなるための一助とすることが目的であれば、ステークホルダーは立地地域に限らない一般市民である。事業者が自らの活動を認めてもらい、事業を拡大発展していくためであれば、ステークホルダーは規制機関を含む電気事業管轄の官庁や取引先や顧客となるであろう。このように場合により様々な解釈はあるものの、OECD/NEA によれば、ステークホルダーの定義は「関心を有する組織関係者・団体や、社会的な意思決定プロセスにおいて役割を担うことに関心を持つ集団または個人」とされている。

そのようなステークホルダーとの関わりを考える上での定義から想起されるのは、一部の人々が好んで言及する「国民」の定義である。「国民」ひとりひとりの価値観や信条は様々であり、知識水準も社会的立場も千差万別であるから、「国民全体で議論」などということは実際にはあり得ない。ステークホルダーの定義及びステークホルダーとの関わりの目的を明確にしなければならない、というのは、このような暴論がまかり通らないようにするための重要な指摘である。

エネルギー政策や原子力の問題におけるステークホルダーとの対話において、完ぺきな成功事例というものは実は無い。最終決定に至ったという意味でスウェーデンやフィンランドにおける最終処分場決定プロセスは成功事例と言えるかもしれないが、それでも問題が無かったわけではない。次節では隣国の韓国における最近の事例を取り上げ、ステークホルダーとの対話が成り立つ要件について考察する。

2. 韓国での「公論委員会」「審査員」による事例

6 月 19 日の文在寅大統領の脱原子力宣言を受け、韓国の内閣は 6 月 27 日、建設中の新古里 5/6 号機の建

設工事を継続するか否かについて国民的な議論を行うことを閣議決定した。大統領指名により設置された公論委員会（Public Debate Committee）が決定した手法は以下のとおりである。まず、地域・性別・年齢等の属性を考慮した上で 20,000 人ほどを無作為抽出して固定電話または携帯電話によるアンケートを取る。その回答者の中から委員会が“アンケートに本気で参加したと考える”350 人ほどを“Jurors”（審査員）として選抜する。その審査員たちが 3 カ月間、専門家にヒアリング等しながら、新古里 5/6 号機の建設継続可否について公開の議論を交わし、3 カ月後に結論を答申するというものである。

しかしながら、当初はこの委員会及び委員会の選抜した審査員たちの決定をそのまま政策決定事項としようとしていた政府の進め方に対し、「委員会及び審査員たちの位置づけを担保する法律が無いため、法的プロセスとして問題がある」「専門知識の無い審査員たちに 3 カ月で結論を出すことが可能か」等、有識者より様々な声が上がっている。韓国メディアの多くは既に社説でこの議論の進め方に関する意見を述べているが、例えば Yonhap News のように「政策が科学的分析によらず政治的に決まる場合、しばしばこのような喜劇が起きるものだ。」とまで痛烈に批判しているものもある。

3. 日本への示唆

前述の OECD/NEA のステークホルダーとの対話会議では、以下のような示唆も出されている。

- 参加者の属性が多岐にわたる方がより広く意見が集まり、結果として議論も深みが出ることが多いが、論点を絞り、何を得たかったのかを明確にするべきである。
- 人は聞きたいことを聞くものであり、関心も持ってないことについて理解を得ることは困難である。信頼構築には時間はかかるが、直接対話を粘り強く続けるのが最短。ステークホルダーとの対話はそれ自体が究極の目標であり、終わりは無い（Never ends）。

この示唆から日本におけるステークホルダーとの対話はどうあるべき、と言えるであろうか。まず、ステークホルダーの定義とコミュニケーションの目的を明確化することは必須である。事業者や政府は、「国民全体」を対象とした画一的なアプローチに偏っている我が国の広報のあり方を見直し、例えば類似傾向を持つステークホルダー毎の対話の機会を増やす等の改善に取り組むことが望まれる。

韓国の「国民的議論」はまだ緒に就いたばかりである。20,000 人の無作為抽出、及びそれから選抜された 350 人ほどの市民審査員による議論というアプローチは、これまでの説明を見る限りはステークホルダー対話における「対象と目的の明確化」条件を満たしているように思える。論点も明確に「新古里 5/6 号機の建設継続か否か」に絞っており、参加者の判断も得やすいであろう。しかしながらこの事例から我が国への示唆を得るには、なお議論の進展を注視する必要がある。

*Tomoko Murakami[1]
[1]The Institute of Energy Economics, Japan

Oral presentation | I. General Issues：General Issues

Wed. Sep 13, 2017 2:45 PM - 3:50 PM JST | Wed. Sep 13, 2017 5:45 AM - 6:50 AM UTC | Room O Seminar room 1- Frontier Research in Applied Sciences Building

[1O06-09] Public Opinion Survey

Chair:Sin-Ya Hohara (Kindai Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[1O06] Measurement of Public Opinion on Nuclear Power Generation (11)

The results of a survey conducted in October, 2016

*Atsuko Kitada[1] (1. Institute of Nuclear Safety System, Incorporated)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[1O07] Results of the Public Opinion Surveys about Nuclear Energy (2006-2016)

(1)Survey Result in 2016 and Analysis of secular changes of Awareness Concerning Nuclear Energy

*Takeshi Iimoto[1], Noriaki Sakai[2], Yumiko Kawasaki[2], Makoto Funakoshi[2], Masayuki Tomiyama[3], Ryuta Takashima[4], Hiroshi Kimura[5], Kawakami Kazuhisa[6] (1. The Univ. of Tokyo, 2. JAERO, 3. Okachimachi-Taito J.H.S., 4. Tokyo Uni. of Sci., 5. PONPO, 6. IUHW)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[1O08] Results of the Public Opinion Surveys about Nuclear Energy (2006-2016)

(2)Understanding the Survey Results Using Cross Tabulation

*Hiroshi Kimura[1], Takeshi Iimoto[2], Ryuta Takashima[3], Kazuhisa Kawakami[4], Masayuki Tomiyama[5], Noriaki Sakai[6], Yumiko Kawasaki[6], Makoto Funakoshi[6] (1. PONPO, 2. The Univ. of Tokyo, 3. Tokyo Uni. of Sci., 4. IUHW, 5. Okachimachi-Taito J.H.S., 6. JAERO)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[1O09] Results of the Public Opinion Surveys about Nuclear Energy (2006-2016)

(3)A Statistical Analysis of Survey Results

*Ryuta Takashima[1], Shohei Nagata[1], Noriaki Sakai[2], Yumiko Kawasaki[2], Makoto Funakoshi[2], Masayuki Tomiyama[3], Hiroshi Kimura[4], Kawakami Kazuhisa[5], Takeshi Iimoto[6] (1. Tokyo Uni. of Sci., 2. JAERO, 3. Okachimachi-Taito J.H.S., 4. PONPO, 5. IUHW, 6. The Univ. of Tokyo)

3:45 PM - 3:50 PM JST | 6:45 AM - 6:50 AM UTC

Time reserved for Chair

継続調査による原子力発電に対する世論の測定(11)
ー2016 年 10 月の調査結果ー

Measurement of Public Opinion on Nuclear Power Generation through Replicated Opinion Surveys (11)

The results of a survey conducted in October, 2016

*北田淳子

(株)原子力安全システム研究所

1993 年以来、原子力発電に関する世論の継続調査を実施している。2016 年 10 月の最新の調査結果をふまえ、福島第一原子力発電所事故後の変化の推移と、2015 年に政府が策定した「2030 年の電源構成」の評価、再稼動についての司法判断の受け止め方などを報告する。

キーワード：原子力発電、継続調査、世論、再稼動、司法判断

1. はじめに

これまでに、2014 年調査までの結果として、以下の内容を報告している。①福島事故後に原子力発電への世論は「現状維持」から「減らす」に大きく変化した。②電源選択基準が大事故リスク重視に変化し、利用否定が 30 ポイント増えた。ただし、利用容認は 5 割を超えている。③原子力事故への不安感が大きく高まったが、時間経過に伴い低下傾向。④原子力発電所の長期停止に伴い、電気料金の上昇や CO_2 排出量増加などの支障は意識されず、原子力発電の効用についての評価が低下傾向。⑤再稼動については、明確な反対が多数ではなく、「どちらともいえない」という態度保留が多い。

その後の動きとして、「2030 年の原子力 20～22%」が示された。2015 年夏に川内 1・2 号機が、2016 年夏に伊方 3 号機が再稼動したが、大部分は停止が続いている。高浜 3 号機は、2016 年 1 月に再稼動したが、3 月に再び仮処分が出されて運転を停止した。関西では、2015 年に 8.36%の電気料金再値上げがあり、FIT 賦課金は、2014 年度の標準家庭月額 225 円から 2016 年度は約 3 倍になった。

2. 調査概要

関西地区の 18 歳以上 79 歳以下男女を対象にランダムルート法（現地積上法）で抽出し、訪問留置き法で実施した。2015 年 10 月に 1022 人、2016 年 10 月に 1008 人から回答を得た。

3. 結果と考察

(1) 意識の動向:　原子力発電利用態度は、「利用するのがよい」が 8%、「利用やむをえない」が 48%、「他の発電に頼る」が 30%、「利用すべきでない」が 14%で、2014 年からほぼ変化がなかった。安全に関する認識にも変化がなく、原子力事故への不安感は下げ止まっていた。事故から 5 年を経過し関心の低下に伴い、意識が固定化していると考えられる。一部が再稼動したが、賛成は増えていなかった。選択肢の表現を変えると、「運転を再開してよいか再開すべきでないか考えると判断に迷う」が 5 割であった。再生可能エネルギーへの期待は、若干低下しているが、依然高かった。再エネのために許容する値上げ幅は 1 割程度と大きくない一方、FIT の負担が重くても「どんどん導入する」が 3 割、「望まない」が 2 割、判断保留が 5 割で、いずれも変化はなかった。現状に対して特に負担感はないことがうかがえる。

(2) 2030 年の電源構成の評価:　「2030 年の原子力 20～22%」については、「多すぎる」が 41%、「適切」が 52%、「少なすぎる」が 6%であった。「原発ゼロがよい」という規範には反対しない一方で、現実的判断が容認されていると考えられる。

(3) 司法判断と決定手続き:　原子力発電所の安全性や運転の可否を裁判官が適切に「判断できる」が 11%、「判断できない」が 37%であった。原子力発電の利用が、安全審査の結果や政府のエネルギー政策とは別に、司法判断にゆだねられることを「望ましい」が 14%、「望ましくない」が 32%であった。いずれにも判断保留が多いが、司法判断によって原子力発電を止めることは支持されていないといえる。

原子力発電の今後についての最適な決定方法としては、政府委任が 45%、参加型（国民投票、または市民参加の国民討議）が 39%で、国会や司法判断を大きく上回った。原子力発電利用肯定層では政府委任が、利用否定層では参加型が多かった。国民討議を選好する層でも自らの参加には消極的であった。

参考文献

北田淳子 (2013) 継続調査でみる原子力発電に対する世論ー過去30年と福島第一原子力発電所事故後の変化. 日本原子力学会和文論文誌, 12 (3), 177-196.
北田淳子 (2014) 人々の電源選択に関する意識の現状ー福島第一原子力発電所事故から２年半後ー. INSS JOURNAL, 21, p24-40.
北田淳子 (2015) 再稼働への賛否と原子力発電についての認識ー 2014 年の INSS 継続調査から. INSS JOURNAL, 22, 27-46.

*Atsuko Kitada

Institute of Nuclear Safety System, Incorporated

原子力利用に関する世論調査（2006～2016 年度）
（1）2016 年度調査と経年変化分析の結果

Results of the Public Opinion Surveys about Nuclear Energy（2006-2016）
（1）Survey Result in 2016 and Analysis of secular changes of Awareness Concerning

*飯本武志[1]，坂井識顕[2]，河崎由美子[2]，船越誠[2]，富山雅之[3]，高嶋隆太[4]，
木村浩[5]，川上和久[6]
[1]東京大学，[2]日本原子力文化財団，[3]台東区立御徒町台東中学校，[4]東京理科大学，
[5]PONPO，[6]国際医療福祉大学

本調査は、2006 年度から実施し、2016 年度の調査で 10 回目となる。調査結果より 2011 年の福島第一原子力発電所事故が原子力に関する世論に対して、多大な影響を与えたことが明らかとなっている。2011 年の事故後、原子力に対して否定的な項目の割合が増加したが、2016 年度までその傾向が維持されている。

キーワード：世論調査、原子力利用、経年変化

1. 諸言

本調査は、原子力に関する世論の動向や情報の受け手の意識を正確に把握し、情報の受け手が求めている情報を伝えるための知見を得て、ステークホルダーが活用できる発信方法を検討することを目的とする。

2. 調査手法

調査対象：全国 15～79 歳男女個人（1200 人）、サンプリング：住宅地図データベースから世帯を抽出し個人を割当、標本数の配分：200 地点を地域・市郡規模別の各層に比例配分、手法：個別訪問留置調査

3. 結果・考察

【原子力のイメージ】「危険」（67.3%）、「不安」（58.8%）、「複雑」（32.8%）、「信頼できない」（26.8%）という否定的なイメージ、「役に立つ」（18.7%）という肯定的なイメージに傾いている。「必要」（18.0%）と「不必要」（12.4%）は意見が分かれている。事故後、「信頼できない」と「不安」が増加、「必要」が減少。

【今後の原子力発電の利用に対する考え】最も多い意見は、「原子力発電をしばらく利用するが、徐々に廃止していくべきだ」（45.2%）。次いで、「原子力発電は即時、廃止すべきだ」（16.9%）。一方で、原子力発電維持の意見は 10%程度で「わからない」は 23.7%。2014 年度から 2016 年度で回答の傾向に変化はない。

【日頃の情報源】「テレビニュース（81.8%）」、「新聞（54.0%）」、「テレビ情報番組（38.7%）」、「インターネット上のニュースサイト（16.9%）」が回答の上位項目。マスメディアから原子力関連の情報を得ている。

【情報発信者への信頼】「専門家」（55.1%）が突出して高い。2013～2016 年度の回答の傾向は変わらない。

4. 結言

全体的な回答の傾向として、事故後の回答の傾向が 2016 年度まで維持されている。今後、求められる取り組みとして、他の年代と比べ、原子力発電の利用に関して「わからない」と回答する割合の高い「10 代・女性 20～40 代」に対して、「専門家」から原子力に関する情報を発信する機会をつくることが重要である。

本調査は、（一財）日本原子力文化財団が（一財）電力中央研究所より委託を受け、有識者で構成された委員会で議論した結果を取りまとめている。2017 年度も継続的に調査を実施し、経年変化の分析を行う。詳細な結果はホームページ上で公開されている。http://www.jaero.or.jp/data/01jigyou/tyousakenkyu_top.html

---

*Takeshi Iimoto[1], Noriaki Sakai[2], Yumiko Kawasaki[2], Makoto Funakoshi[2], Masayuki Tomiyama[3], Ryuta Takashima[4], Hiroshi Kimura[5] and Kazuhisa Kawakami[6]

[1]The Univ. of Tokyo, [2]JAERO, [3]Okachimachi-Taito J.H.S., [4]Tokyo Uni. of Sci., [5]PONPO, [6]IUHW

原子力利用に関する世論調査（2006～2016 年度）
（2）クロス集計の結果と考察

Results of the Public Opinion Surveys about Nuclear Energy (2006-2016)
(2) Understanding the Survey Results Using Cross Tabulation

*木村　浩[1]，飯本武志[2]，富山雅之[3]，高嶋隆太[4]，川上和久[5]，
坂井識顕[6]，河崎由美子[6]，船越　誠[6]
[1] PONPO，[2]東京大学，[3]御徒町台東中学校，[4]東京理科大学，[5]国際医療福祉大学，
[6]日本原子力文化財団

本報告では、原子力利用に関する世論調査（2006～2016 年度）における一部の項目について、「エネルギー・原子力に関する情報保有量」および「社会へのコミットメント意識の程度」によるクロス集計結果を示し、原子力に対する意見の分布や、エネルギー・原子力に関する情報獲得行動等について考察を行う。

キーワード：世論調査，クロス集計，情報獲得.

本調査では、いくつかの指標を用意して、クロス集計によって詳しく分析を行っている。本報告では、エネルギーや原子力に関する情報をどの程度知っているかを測定する「エネルギー・原子力に関する情報保有量（単に、情報保有量）」、ボランティアなど社会への貢献活動に対する意識を測定する「社会へのコミットメント意識の程度（単に、社会意識）」によるクロス集計結果を示す。

紙面の制限により、本稿では「エネルギーや原子力に関する情報獲得行動」について、「社会意識」とのクロス集計の結果からわかることを示すに留める。下表に、エネルギーや原子力に関する各種イベントに参加したいかどうかについてのクロス集計結果を示した。これを見ると、全体として 6 割もの回答者は、これらのイベントには参加したくないと表明しており、社会意識が低いほどそのポイントは高くなる。一方、社会意識が高くなるにつれて、施設見学会、勉強会への参加意欲が向上し、社会意識のもっとも高い層では、講演会のような自分の意見を表明する機会への参加意欲が現れることがわかる。

(%)

	N	施設見学会	勉強会	工作教室	実験教室	趣味講座	講演会少人数双方向	講演会大規模	コンクール	バーチャル見学会	インターネット講演会視聴	インターネットパンフレット	インターネット解説資料	インターネット映像資料	その他	なし
全体	1200	18.3	14.3	2.5	7.8	2.1	6.4	7.3	0.3	3.2	3.8	3.2	3.3	6.4	0.4	60.6
社会意識高	134	30.6	32.8	3.0	15.7	3.7	20.1	20.9	2.2	4.5	6.7	6.7	6.0	12.7	1.5	31.3
社会意識中	561	23.5	16.8	3.4	10.3	3.2	7.1	9.1	0.2	4.1	4.8	3.7	4.1	7.7	0.2	50.4
社会意識低	349	10.0	7.2	1.4	2.9	0.3	2.3	1.7	-	2.3	2.3	1.7	1.7	4.6	0.6	76.5
社会意識無	156	7.7	5.1	1.3	2.6	0.6	1.3	1.9	-	0.6	1.3	1.3	1.3	0.6	-	86.5

10%～20%　20%～50%　50%～

参考文献

[1]JAERO(2017), 2016 年度原子力利用に関する世論調査, http://www.jaero.or.jp/data/01jigyou/tyousakenkyu_top.html

*Hiroshi Kimura[1], Takeshi Iimoto[2], Masayuki Tomiyama[3], Ryuta Takashima[4], Kazuhisa Kawakami[5], Noriaki Sakai[6], Yumiko Kawasaki[6] and Makoto Funakoshi[6]

[1]PONPO, [2]The Univ. of Tokyo, [3]Okachimachi-Taito J.H.S., [4]Tokyo Uni. of Sci., [5]IUHW, [6]JAERO

原子力利用に関する世論調査（2006～2016 年度）
（3）調査結果に対する統計分析

Results of the Public Opinion Surveys about Nuclear Energy (2006-2016)

(3) A Statistical Analysis of Survey Results

*高嶋 隆太[1]，永田 彰平[1]，坂井 識顕[2]，河崎 由美子[2]，船越 誠[2]，富山 雅之[3]，木村 浩[4]，
川上 和久[5]，飯本 武志[6]，
[1]東京理科大学，[2]日本原子力文化財団，[3]台東区立御徒町台東中学校，[4]PONPO，
[5]国際医療福祉大学，[6]東京大学

本研究では，世論調査の結果に対し，国民の原子力に対するイメージについて因子分析及びその経年変化についての分析，コレスポンデンス分析を行った．その結果，国民は平時において，リスクよりもベネフィットに興味を持つこと，特に，男性はベネフィットへの関心が強い一方，女性は情報や技術の信頼性について関心が強いこと，さらには，性別関係なく高齢者層がリスクへの関心が強いことが明らかとなった．

キーワード：因子分析，コレスポンデンス分析，社会性，リスク認知，ベネフィット認知

1. 緒言

日本原子力文化財団では，2006 年度以降，毎年 1,200 人を対象に原子力利用に対する世論調査を実施してきた．本研究では，本世論調査に対して，選択式の設問には因子分析，自由記述の設問にはテキストマイニング後，コレスポンデンス分析をそれぞれ行うことにより，調査結果の経年変化，特に，東日本大震災時の福島第一原子力発電所事故の影響による国民の意識の変化について明らかにすることを目的とする．

2. 分析手法

2006 年度から 2016 年度までの各設問の回答に対し，因子の抽出法に最尤法，回転方法に斜交回転（プロマックス回転）を用いて因子分析を行った．また，自由記述に関しては，テキストマイニングを行いクラスター分析で語を分類した後にコレスポンデンス分析を用いて性別や年齢など属性ごとの特性を分析した．

3. 結果と考察

因子分析の結果，国民の原子力に対するイメージは，「ポジティブイメージ」，「ネガティブイメージ」，「ベネフィット認知」，「リスク認知」など 6 つの因子，社会性については 4 つの因子に分類されることが判明した．その経年変化については，国民は事故直後，リスクに興味を持つ一方，平時はリスクよりもベネフィットに興味を持つことがわかった．自由記述のコレスポンデンス分析の結果からは，男性がベネフィット，高年齢層がリスクに関心が高く，女性は情報や技術に対する信頼性に強い関心を持つことが示された．

4. 結言

本研究において，国民は原子力に対して 6 つの因子を持ち，社会性に対しては 4 つの因子を持つことが明らかとなった．その因子の経年変化においては，福島第一原子力発電所事故前後のそれぞれの年度の結果により，リスク認知やベネフィット認知への意識の変化が観察された．また，自由記述の結果に対する分析においては，男女間，年齢別のそれぞれの違いについて明らかとなった．今後は，自由記述も含めた各設問と本研究の結果に相関分析，重回帰分析を行うことで，国民の意識の傾向を分析する予定である．

---

*Ryuta Takashima[1], Shohei Nagata[1], Noriaki Sakai[2], Yumiko Kawasaki[2], Makoto Funakoshi[2], Masayuki Tomiyama[3], Hiroshi Kimura[4], Kazuhisa Kawakami[5] and Takaeshi Iimoto[6]

[1]Tokyo Univ. of Sci., [2]JAERO, [3]Okachimachi-Taito J.H.S., [4]PONPO, [5]IUHW and [6]The Univ. of Tokyo

Oral presentation | I. General Issues：General Issues

Wed. Sep 13, 2017 3:50 PM - 5:10 PM JST | Wed. Sep 13, 2017 6:50 AM - 8:10 AM UTC | Room O Seminar room 1- Frontier Research in Applied Sciences Building

[1O10-14] Nuclear energy and law, politics, safety culture

Chair:Tetsuo Sawada (Tokyo Tech.)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

[1O10] Processes of Regulatory Compliance for UTR-KINKI with 2013-Regulation Standard Update

*Sin-ya Hohara[1], Wataru Sugiyama[1], Atsushi Sakon[1], Kengo Hashimoto[1], Hirokuni Yamanishi[1], Genichiro Wakabayashi[1], Tetsuo Itoh[1] (1. Kindai Univ. Atomic Energy Research Institute)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[1O11] Study on Engineering Roles for Judicial Discussion on Nuclear Safety

Investigation of Engineering Roles based on the Analysis of Recent Lawsuits regarding NPP

*Go Kikuchi[1], Tsuyoshi Takada[1] (1. Tokyo University)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[1O12] Poverty of politics and lack of the scientific literacy produced FUKUSHIMA

Ignorance of new effective decontamination technique and unnecessary new standards for acceptable limits for radioactivity in food

*Masayoshi Kawai[1] (1. High Energy Accelerator Research Organization)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[1O13] Development of educational textbook of Safety culture

*Miho Takagi[1], Noriyuki Maeda[1] (1. INSS)

4:50 PM - 5:05 PM JST | 7:50 AM - 8:05 AM UTC

[1O14] Examination of basic framework for fostering safety culture

*noriyuki maeda[1], Miho Takagi[1], Hiroyasu Iida[2] (1. INSS, 2. The Ohara Memorial Institute for Science of Labour)

5:05 PM - 5:10 PM JST | 8:05 AM - 8:10 AM UTC

Time reserved for Chair

近畿大学原子炉の平成 25 年改訂規制基準への適合に係る手続き

Processes of Regulatory Compliance for UTR-KINKI with 2013-Regulation Standard's Update

*芳原　新也[1]，杉山　亘[1]，左近　敦士[1]，橋本憲吾[1]，山西弘城[1]，若林源一郎[1]，伊藤哲夫[1]
[1]近畿大学原子力研究所

平成 25 年の原子炉施設に対する規制基準改定により運転停止をしていた近畿大学原子炉は、平成 29 年 3 月 17 日における使用前検査及び定期検査の合格を持って、平成 25 年改訂規制基準への適合確認を完了し、平成 29 年 4 月より運転を再開した。本発表では、近大炉での適合確認に係る手続き等について報告する。

キーワード：近畿大学原子炉，新規制基準，平成 25 年改訂規制基準，適合確認

1. 緒言

平成 23 年の東電福島第一原子力発電所事故を起点とし、平成 25 年に日本に設置されている原子炉施設に対する規制基準が改訂され、実用炉・試験炉を問わず新規制基準への適合確認が完了するまで運転停止することとなった。近大炉においては、平成 26 年 2 月から運転を停止し平成 25 年改訂規制基準への適合確認に係る行政手続きを開始した。その後、平成 28 年 5 月に設置変更許可を取得、平成 28 年 10 月及び平成 29 年 2 月に設計及び工事の方法の認可（3 分割申請）を取得し、平成 29 年 3 月に最後の使用前検査及び施設定期検査を受検・合格した。本発表では、上記の手続き及び近大炉における対応について報告する。

2. 運転再開に係る行政手続き及び事業者対応

2-1. 設置変更許可申請

設置変更許可申請に伴う審査ヒアリング等においては、試験炉設置許可基準規則の逐条に対する説明資料を作成する方が好ましい。資料には検索・識別が容易に出来る識別番号を付すことが望ましい。

2-2. 設計及び工事の方法の認可（設工認）

設置変更許可における施設性能（ハードウェア）に係る約束事項については、設工認で詳細を決定する。設置変更許可申請における約束事項の整理・区分及び規制当局との認識統一が非常に重要となる。また、試験研究炉においてもしっかりとした品質管理体制を求められる。

2-3. 保安規定の認可申請

設置変更許可における運用（ソフトウェア）に係る約束事項については、保安規定において詳細を決定する。設工認と同じく設置変更許可申請における約束事項の整理・区分が重要となる。運用状況の確認については保安検査において実施される。

2-4. 使用前検査及び施設定期検査

新規に設置した設備及び既存設備が法定要求されている技術基準を満足することを、規制当局が確認する。品質管理体制の整備が検査前条件として課される。

3. まとめ

上記の行政手続きにおいて最も重要なことは、行政相談やヒアリング等を通じて規制当局の各担当部門と申請内容等に対する認識を一致させることである。また、担当対応箇所のみの論理整合性だけではなく、後段規制との親和性も考慮して規制当局との合意を形成することも大切である。

---

*Sin-ya Hohara[1], Wataru Sugiyama[1], Atsushi Sakon[1], Kengo Hashimoto[1], Hirokuni Yamanishi[1], Genichiro Wakabayashi[1], Tetsuo Itoh[1]

[1]Kindai Univ. AERI

原子力安全確保に向けた司法の議論における工学の役割に関する研究
最近の原発訴訟の論点整理に基づく工学の役割の検討

Study on Engineering Roles for the Judicial Discussion on Nuclear Safety

Investigation of Engineering Roles based on the Analysis of Recent Lawsuits regarding NPP

*菊池　豪[1]，高田　毅士[1]

[1]東京大学

福島事故以降、原子力発電所稼動の是非を問う裁判（以下、原発訴訟）が数多く行われている。本稿では原発訴訟において出された決定文の分析を通して、原子力安全確保に向けて、司法の場で工学が果たすべき役割について検討した。

キーワード：原子力安全，司法，工学，原発訴訟

1. 背景・目的

福島原子力発電所事故とその後の対応により、原子力界への信頼は失墜し、公の場での原子力安全に関する議論を難しくした。このことは、原子力発電所の再稼動が進められる中で、原子力安全確保に向けて適切な問題設定を行うことを阻害している。他方、原発訴訟において裁判所決定に至る過程に目を向けると、工学的な意思決定の在り方を十分踏まえたものになっておらず、司法の枠組の中で工学的な議論を行うことの難解さが見て取れる。上記の背景を踏まえ、本研究では、最近の原発訴訟の決定文[1] [2]を分析し論点の整理を行った。その結果を踏まえ、原子力安全確保に向けて、司法の議論の中で工学が果たすべき役割について考察し、特に重要と思われる 3 項目について 2.で検討した。

2. 分析結果と考察

2-1. 有限資源の最適配分という工学的観点

原発訴訟における基準地震動の議論の中で反対派住民は、「想定可能な最大の地震動に耐えられるように建物や設備を設計すべきだ」と主張する。技術的にはすべての設備に最大クラスの耐震性を持たせることは設計的には可能であると考えられるにもかかわらず耐震重要度分類を導入するのは、安全確保上重要な設備に、限られた資源を重点的に割り当てるためであると考えられる。しかしながら、分析対象の原発訴訟において、この点には触れられておらず、「耐震重要度分類を導入している」という現状の設計の考え方を述べるに留まっている。原子力安全確保を効果的に実現することを考えたとき、耐震重要度分類によって限りある資源を分配することが工学における合理解であるということを工学分野から明確に示すことが必要であると考えられる。

2-2. 安全余裕の明確化と定量化

原子力発電所の設計・運用段階には様々な不確実性が存在する。これらの不確実性が存在する中で原子力安全を確保するために、規制基準等は安全余裕をもって設定されている。しかしながら、不確実性に対する具体的な安全余裕の見込み方や、各安全余裕が発電所全体の安全性にどのように寄与しているかという全体像は一般市民にも理解し難い。反対派住民が、「(安全) 余裕があることをもって基準地震動を超える地震に対する耐震安全性の根拠の１つとして主張すること自体が誤り」だと主張していることからも、安全余裕に対する認識のずれが確認できる。工学には、司法の場においても、「何の」「何に対する」安全余裕であるのか、具体的な説明が求められるのではないか。

2-3. 防災計画

防災計画に関する論点は、過去の原発訴訟でも原子炉差止の根拠となっている。反対派住民が輸送能力・災害弱者などに関する具体的な課題を主張する一方で、電力事業者は、それらの具体的課題を踏まえた防災計画が既に策定済みであることを主張の根拠の１つとしている。確かに防災計画の策定段階では具体的課題に関する議論が重ねられていると思われる。しかし、司法の場で具体的課題が論点として提示された以上、住民の安全を確保するための具体的な方策について工学側が改めて説明を行うことが求められるのではないか。

3. 結論

原子力安全確保に向けて、司法における工学の役割について原発訴訟の決定文分析を通して検討した。結果として、工学が原子力安全確保のために行った意思決定について、その具体的な前提や根拠に関する説明が不足していることが、司法の場における議論のすれ違いを生んでいることが確認された。

多くの原発訴訟が行われる中、司法と工学の協同は不可欠である。今後は原発訴訟の決定文の分析を更に進めながら、司法の場でより有意義な議論を行うための工学の役割について引き続き検討していきたい。

参考文献

[1] 川内原発稼動等差止仮処分申立事件. 平成 26 年(ヨ)第 36 号 : 鹿児島地方裁判所, 2015 年 4 月 22 日.
[2] 原発再稼動禁止仮処分申立事件. 平成 27 年(ヨ)第 6 号 : 大津地方裁判所, 2016 年 3 月 9 日

*Go KIKUCHI[1], Tsuyoshi TAKADA[1]
[1]University of Tokyo

政治の貧困と科学リテラシーの欠如がフクシマを生んだ
－ 無視された新除染技術と不要だった世界一厳しい食品の基準 －

Poverty of politics and lack of the scientific literacy produced “FUKUSHIMA”

Ignorance of new effective decontamination technique and too severe standards for acceptable limits for radioactivity in food

*川合 將義[1]

[1]高エネルギー加速器研究機構 (KEK)

面的除染が終了して避難指示解除後も帰還が進まず、食品の市場価格が回復しないフクシマ。この最たる原因は、簡便かつ廃棄物を最小化できる新除染技術が無視された当時の政治貧困と福島の食品でさえ内部被ばくの目標値をはるかに下回っていた科学的事実に目を向けずに強行された食品基準の改訂にあった。

キーワード：福島、政治、科学リテラシー、セシウム、除染、食品の基準、風評被害、シロキサン結合

1. 緒言

東日本震災後６年半経ち、面的除染が終了して避難指示が解除されたが、元避難指示区域への帰還が進んでいない。また、福島産の食品に対する他産地食品に対する市場相対価格が回復していない。除染とカリウム追肥の努力、食品の汚染検査での自己規制で内部被ばくの虞れは殆ど無くても、新聞報道されない。ただ、それを生み出した根本要因は、政治の貧困と科学リテラシーの欠如にあると思うに至った。

2. 除染の新技術の無視が痛かった

除染が６年も経過したことで、元避難指示区域の人たちの帰還の意志は大いに損なわれた。事故直後、超越ガラス化研の岩宮氏が、ゾルーゲル法に基づくガラス液剤が、土中の浸透性が高く、シロキサン結合してセシウムを固化したガラス中に取り込む性質に着目して、除染への応用を想起した。そして、彼女の熱意に動かされて、2011 年の５月に福島市の渡利小学校の校庭で除染効果の試験が行われた。液剤を汚染された表土に噴霧することで表土が固化して薄く剝ぐ事ができた。剥いだ後の放射線量が確実に下がることが示された。そして、1.5cm で汚染層が除けることが分かった[1)]。かくも簡単で確実に除染できる技術が、早期に採用できていれば、住民でも除染できて、除染廃棄物も少なく済んだものと思う。しかし、彼女の努力も空しく、除染ガイドラインに基づき事業者による除染が多大な費用と時間を掛けて行われた。

3. 不要だった汚染食品の新基準

事故後消費者庁は、汚染食品の市場に出回るのを規制した。また、国立医薬品食品衛生研究所が宮城、福島、東京の市場食品による内部被ばく量を評価し、2011 年の 9 月の福島の食品について 0.019mSv/年という結果が得られた。目標の２桁低い値である。その後、食品安全委員会は、生涯被ばく 100mSv 以上では影響が現れると公表し、体外被ばくの寄与も考慮してか自縄自縛状況に陥り、現存被ばく状況では考えられない 50%の食品汚染率を仮定して、世界一厳しい食品の Cs137 汚染基準値を作って厚労省大臣に答申した。その結果、国内でのゼロリスク要求を高め、汚染率の高さから海外での輸入規制を招いた。現在、内部被ばく量はさらに下がったのに、新基準の影響は未だ続き、福島産食品への風評被害を招いている。

参考文献 1）岩宮、川合：東京電力福島第一原発環境リスク軽減へのシロキサン結合技術の活用検討, 当大会

---

*Masayoshi Kawai[1]

[1]High Energy Accelerator Research Organization (KEK)

リスク低減行動による安全文化醸成についての教育教材の開発

Development of educational textbook of Safety culture

*高城 美穂[1]，前田 典幸[1]
[1]原子力安全システム研究所

安全文化醸成の活動を組織として効果的に進めていくためには、安全文化や醸成に関する共通の概念を持つことが大切である。そこで、安全文化および醸成についての教育教材を作成し、評価を行った。

キーワード：安全文化，教育，リスク低減，文化の変革

1. 緒言

原子力発電所において安全文化の醸成は重要な課題であり、例えば東京電力では福島事故以降、改めて安全文化に係る活動を強化するなど（米山, 2017）[1]、各組織において様々な取組みが行われている。電力会社 A 社においても醸成の取り組みが進められており、これを更に促進するための検討を行った。

2. 方法

2-1. 安全文化についての認識の調査

電力会社 A 社の職員（N=12）に対し、安全文化の捉え方についてインタビュー法により調査した。その結果、各人の考え方や視点によって安全文化の理解が異なり、多様な解釈がされていることが示唆された。

2-2. 教材の作成

組織として安全文化醸成の活動を効果的に進めていくためには、まず、安全文化や醸成について、共通の言葉などの共通概念を持つことが有効と考えられる。そこで、安全文化および醸成に係る知見を整理し、教育教材（以下、教材と略記）を作成するとともに、その評価を行った。教材の対象者は、A 社の経営層から担当者までの全職員を想定し、内容は、INSAG-4(IAEA, 1991)[2]、健全な安全文化の特性(INPO, 2013)[3]等の安全文化に関連する知見を検討して作成した。主な内容は、(1) 日本語の「安全」と英語の「safety」を比較し、安全は「平穏無事という状態」ではなく、リスク低減の行動によって得られるものと捉えることが適切であること、(2) 組織の安全文化は、リスク低減の行動が積み重ねられることによって醸成されること、(3) 文化は、変化した行動を積み重ねることによって変化すること（E.H.シャイン, 2004）[4]、(4) 従って組織の安全文化を変化させるためには、安全の重要性に対する意識付けだけではなく、仕事の仕方を変えることが必要であること、である。教材は平成 27 年 3 月に作成され、A 社で活用されている。

2-3. 教材の評価

教材について理解が困難な点、共感できる点、実務で用いる上での課題などを調査した。より詳細な意見を得るため、調査方法は A 社職員に対するインタビュー調査を主体とした。

3. 結果と考察

評価の結果、リスクを低減し続けるという考え方の理解が困難である、自分の仕事に置き換えて読むことが難しい、などの課題を得た。詳細な内容については、当日報告する。

参考文献

[1] 米山充(2017). 東京電力の原子力安全文化醸成活動　2017 年春の年会原子力安全部会企画セッション「原子力安全文化醸成への取組みの現状と課題」.
[2] International Atomic Energy Agency (1991). Safety Culture Safety Series No.75-INSAG-4.
[3] Institute of Nuclear Power Operations (2013). Traits of a Healthy Nuclear Safety Culture Revision1, INPO12-012.
[4] E.H.シャイン(2004). 企業文化　生き残りの指針　白桃書房.

*Miho Takagi[1], Noriyuki Maeda[1]　[1]Institute of Nuclear Safety System, Incorporated

安全文化を醸成するための基本的な枠組みの検討

Examination of basic framework for fostering safety culture

*前田 典幸[1]，高城 美穂[1]，飯田裕康[2]
[1]原子力安全システム研究所，[2]大原記念労働科学研究所

文化は、行動が積み重ねられた結果として形成されるものである。よって、安全文化を醸成するためには、安全文化を直接希求するのではなく、日常業務においてより安全（リスクの低減）に寄与する行動を積み重ねることである。
キーワード：安全文化，安全文化醸成，安全文化評価

1. 緒言

安全文化醸成活動は、現状の安全に関する組織文化を、より望ましい形に変えていこうとする活動である。しかし、尾入・飯田（2006）[1]が指摘しているように、現状の醸成活動はトラブル対策としての既存の安全活動の強化が主であり、「安全文化ならでは」の取り組みが不足していると考えられる。そこで本研究では、組織の日常業務の中で行われる安全への取り組みと、安全文化醸成との関係を整理し、安全文化醸成のための基本的な枠組み（考え方）を検討する。

2. 主な結果

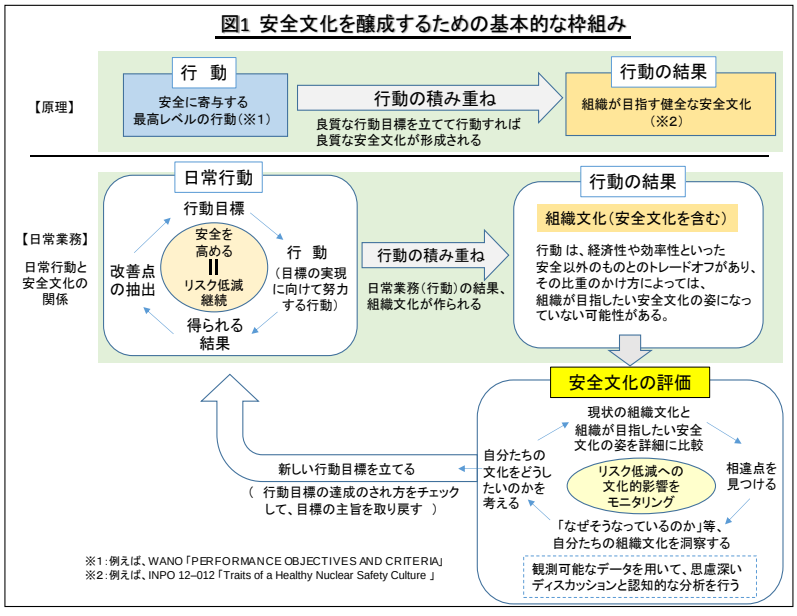
(1) 安全文化醸成についての認識の調査

電力会社3社、工事会社1社に対して行った調査の結果、ほぼ共通して「安全文化は、安全最優先の意識を持って行動すること」であり、「安全文化醸成活動は、特別に実施している勉強会や講習会など以外は、当然行うべき日常業務」として認識されていた。これらの現状をもたらした主たる要因は、「文化」と「文化を変える」ことに対する理解の不足にあるのではないかと考えられた。

(2)安全文化を醸成するための基本的な枠組みの整理

文化を捉える枠組みとしてSchein の3層モデル[2]を採用すると、組織が目指す安全文化の望ましい姿を掲げて、それを直接的に希求してもその文化を創ることはできないが、日常業務を安全に寄与するような新しい仕事のやり方や考え方に変えていくことで、組織が目指す安全文化を創ることができるといえる。一方、日常業務の中で形成された文化は、例えば「安全最優先」の価値観と、暗黙裡に共有されている価値観が同じとは限らない[3]。このため安全文化評価を行い、現状の安全に関する組織文化が、組織が目指す安全文化の姿と比べ、どのような状況にあるかを評価する必要がある。この評価では、日常業務における「行動目標」達成の障害となっている組織文化上の問題を特定することで、組織が目指す安全文化の姿とのギャップが浮き彫りになる。

図1 安全文化を醸成するための基本的な枠組み



そしてその問題を改善するために日常業務のやり方や考え方を変え（新しい行動目標の設定）、その実現に向けて行動することにより、安全文化が向上するといえる[4]。日常業務と安全文化醸成（評価を含む）の関係性を整理したのが図1である。なお、図1で示す日常行動には、安全のためのマネジメントシステム及び安全のためのリーダーシップ[5]も含まれる。

参考文献
[1] 尾入正哲、飯田裕康「安全文化醸成の現状と課題」日本応用心理学会第81回大会発表論文集 2014
[2] E.H.シャイン(2004). 企業文化 生き残りの指針 白桃書房.
[3] 長谷川尚子「原子力施設における安全文化への取り組みと今後の方向性」REAJ誌2012 Vol.34, No.5 (通巻201号)
[4] IAEA-TECDOC-1329 「Safety culture in nuclear installations」2002
[5] IAEA-Safety Standards No. GSR Part 2 「Leadership and Management for Safety」2016

*Noriyuki Maeda[1], Miho Takagi[1], Hiroyasu Iida[2]
[1]Institute of Nuclear Safety System, Incorporated [2]The Ohara Memorial Institute for Science of Labour *現：原子力安全推進協会 (*Current：Japan Nuclear Safety Institute)

Oral presentation | I. General Issues：General Issues

Wed. Sep 13, 2017 5:10 PM - 6:15 PM JST | Wed. Sep 13, 2017 8:10 AM - 9:15 AM UTC | Room O Seminar room 1- Frontier Research in Applied Sciences Building

[1O15-18] Education and Human resorce development

Chair:Toshikazu Yano (Yano Environment and Energy Research Inst.)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[1O15] Enhancing Team Resource Management Skills

Improvement of the TRM skill training program

*Kohei Nonose[1], Hisao Shibue[1], Akihiko Nagasaka[1] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[1O16] Education of energy mix by active learning

*Shinichi Oiso[1] (1. INSS)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[1O17] Improvement of peltier-cooling-type high performance cloud chamber and photoelectron observation using a Crookes tube.

*Masafumi Akiyoshi[1] (1. Osaka Prefecture Univ.)

5:55 PM - 6:10 PM JST | 8:55 AM - 9:10 AM UTC

[1O18] Development of Human Resources for Research and Development to Support Nuclear Energy Utilization

*Teruhiko Kugo[1], Jyunpei Hamada[1], Hideaki Mineo[1], Nariaki Okubo[1], Masahide Takano[1], Tatsuro Matsumura[1], Masayuki Watanabe[1], Osamu Iwamoto[1], Yasuji Morita[1], Fujio Maekawa[1] (1. JAEA)

6:10 PM - 6:15 PM JST | 9:10 AM - 9:15 AM UTC

Time reserved for Chair

チームリソースマネジメント（TRM）スキル教育訓練の改善

Improvement of the Team Resource Management (TRM) skill training program

*野々瀬 晃平[1]，渋江 尚夫[1]，長坂 彰彦[1]
[1]電力中央研究所

本研究では、緊急時対策本部要員のチームリソースマネジメントスキル（ノンテクニカルスキル）向上のため 2015 年度に試行した教育訓練を 2016 年度に改善・実施した結果について報告する。

キーワード：緊急時対応能力，教育訓練，ノンテクニカルスキル，ロールプレイ演習，振り返り

1. 緒言

緊急時では、設備操作等専門的な技能であるテクニカルスキルのみならず、その能力を十分に発揮するための補完的な能力として、コミュニケーションやリーダーシップといったノンテクニカルスキル（NTS）も重要となる。我々は、NTS を TRM（Team Resource Management）スキルと呼称し、2015 年度に緊急時対策本部要員を対象に TRM スキル向上教育訓練プログラムを島根原子力発電所にて試行した。本研究では、試行した結果を受け、改善した教育訓練について報告する。

2. 教育訓練の改善

班員クラスでは、未実施の対象者に対し、TRM スキルの導入として、よりコミュニケーションに特化した内容とするため、「集団討議」に変え、ゲームのような簡易演習「図形伝達演習」を導入した。またロールプレイ演習を役割交代をして、2 回行えるようにした。これにより、訓練全体としてコミュニケーションの難しさをより体感させることが可能となった。統括・班長クラスでは、受講者が前年度とほぼ同じであるため、総合防災訓練の行動観察結果から強化対象として抽出されたリーダーシップ、特にブリーフィングに特化した内容とした。演習では、TRM スキルへの抵抗感を減じさせるため、集団特性を体感させるための簡易演習を導入した。また、実施コストが課題であった 2015 年度のロールプレイ演習の手法に変え、低コストで実施可能なロールプレイ演習を開発・実施した。

3. 今後の課題

まだ未開発の TRM スキルの座学や演習があるため、教育訓練を現場で実施を通じてそれらを開発する必要がある。そして、その知見を活かし、TRM スキルトレーニングガイドの作成を行っていく。

表 1　TRM スキル教育･訓練コース

		班員クラス	統括・班長クラス
手法	講話	発電所長による講話 10 分	同左　5 分
	座学	TRM スキルの知識付与 70 分	TRM スキルの復習とリーダーシップ、マネジメント、集団特性の知識付与 70 分
	簡易演習	図形伝達演習 20 分	NASA ゲーム 35 分
	ロールプレイ演習	模擬災害状況伝達演習 110 分	ブリーフィング演習とその振り返り 90 分
	振り返り	―	指揮命令訓練の振り返り　10 分

* Kohei Nonose[1], Hisao Shibue[1], Akihiko Nagasaka[1]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry.

アクティブラーニングによるエネルギーミックス教育

Education of energy mix by active learning

*大磯眞一
(株)原子力安全システム研究所

福島第一原子力発電所事故後、日本のエネルギー事情は大きく変化し、化石燃料への依存度が大変高くなっている。このような中で、エネルギーミックスやエネルギーセキュリティ、エネルギー自給率について、大学などで教育する意義も高まってきている。そのような状況を踏まえ、エネルギーミックス教育の実践を行った。

キーワード：アクティブラーニング、エネルギーミックス、エネルギーセキュリティ、エネルギー自給率

１．緒言

2016 年 4 月から 8 月に、福井大学において工学部学生（1～4 年生）を対象に資源エネルギー論の講義を実施し、その中でアクティブラーニングの一つである PBL(Problem Based Learning)を用いたエネルギーミックス教育を行ったので、その概要と結果、得られた知見について報告する。

２．概要

2030 年度の日本の電源構成について、エネルギーミックスの講義の後、3 名～5 名の小グループ（A～Mの 13 グループ）に分かれ、原子力、ＬＮＧ、石炭、石油、再生可能エネルギーについて、それぞれ何%ずつにすればよいと考えるかを、各グループで議論の上、理由を含めて発表してもらった。参考資料として、世界の一次エネルギー需要見通しや、資源エネルギー庁による「長期エネルギー需給見通し（2015）」等を配布した。再生可能エネルギーについては、風力、太陽光などを、それぞれ何%にするのか内訳も記載した上、理由についても明記してもらった。

３．結果

	原子力	ＬＮＧ	石炭	石油	再エネ		原子力	ＬＮＧ	石炭	石油	再エネ
A	12%	35%	25%	5%	23%	I	1%	35%	25%	5%	34%
B	18%	32%	22%	3%	25%	J	20%	35%	20%	5%	20%
C	40%	20%	15%	5%	20%	K	20%	29%	22%	4%	25%
D	30%	20%	15%	5%	30%	L	10%	35%	20%	4%	31%
E	20%	28%	24%	8%	20%	M	18%	30%	16%	3%	33%
F	40%	10%	10%	10%	30%	**平均**	**20.3%**	**27.6%**	**19.9%**	**5.2%**	**27.0%**
G	20%	25%	25%	5%	25%	**σ**	**10.58**	**7.26**	**4.73**	**1.83**	**5.25**
H	15%	25%	20%	5%	35%	**ｴﾈ庁**	**22-20%**	**27%**	**26%**	**3%**	**22-24%**

４．考察

平均値をみると、原子力は 20.3%となった。再生可能エネルギーについては、「長期エネルギー需給見通し(2015)」の 22～24%をさらに上回る 27.0%となった。再生可能エネルギーについては、現状を学んだ学生の間でも、なお期待値が高くなっている。原子力 40%など、2030 年度においては実現不可能と思われる数字をあげたグループもあったが、概ね現実を踏まえた数値をあげていた。グループ毎のデータのばらつきを示す標準偏差(σ)は、原子力が最も大きくなっており、意見に差があることがうかがえた。また、学生は互いに議論することにより、自らが最適だと思う電源比率について具体的な理由が示せるようになり、アクティブラーニング形式（学生参加型）の授業は、学生が、日本の将来のエネルギーミックスについて考える力を身に付けるのに有効であることがわかった。

*Shinichi Oiso
Institute of Nuclear Safety System, Incorporated

ペルチェ冷却式高性能霧箱の高性能化とクルックス管を用いた光電子観察

Improvement of peltier-cooling-type high performance cloud chamber and photoelectron observation using a Crookes tube.

*秋吉 優史[1]

[1]大阪府立大学 放射線研究センター

ペルチェ冷却式高性能霧箱は、その後様々な改良を行うことで大幅な高性能化を達成しており、β線やγ線が弾き出す光電子の観察も容易に行えるようになったため、今回新たにクルックス管からのX線の観察を行った。

キーワード：放射線教育、ペルチェ冷却式高性能霧箱、真空放電と放射線の性質、中学学習指導要領

1. ペルチェ冷却式高性能霧箱の高性能化

平成20年度から中学校での学習指導要領に放射線教育が再び取り入れられおり、発表者はペルチェ冷却式高性能霧箱を用いた放射線教育コンテンツを開発してきた[1]が、今年4月に改訂され、平成30年度から先行実施、平成32年度から全面実施される新しい学習指導要領ではさらに「真空放電と関連付けながら放射線の性質と利用にも触れること」と定められており、クルックス管と関連させたコンテンツ開発が急務である。

サーベイメーターでの測定と併せて、霧箱による放射線の飛跡の観察は放射線教育の非常に重要な柱の一つである。2016年3月の本学会で発表したペルチェ冷却式霧箱はその後様々な改良により高性能化されたが、2017年3月の本学会オープンスクール小委員会でのデモ展示の際に、ストーブの排気の影響で上手く飛跡を観察することが出来ない、と言う事態に陥った。以前からストーブの排気が悪影響を及ぼすことは知られていた（飛行機雲が何故見えるのかを考えれば容易に理解できるであろう）が、余りにも強く影響を受けることが明らかとなったため早急の対応が必要となった。その結果、雑イオン除去のための電極の配置を上下方向の印加への変更と、チャンバーの密閉度の向上で大幅に性能を改善できることが明らかとなった。この改良により条件により観察が困難であった低LET放射線についても確実に観察することが可能となったため、通常のβ線よりもはるかにエネルギーの低いX線からの光電子についても観察を試みた。

2. クルックス管から放出されたX線を用いたペルチェ霧箱による光電子観察

クルックス管としては、ケニス株式会社のクルックス管セット 3K（3種組）のうちの十字入りの物を用いた。誘導コイルの放電極の間隔は 2cm（20kV 程度に相当）とし、2m 離れた位置での観察を行った。同位置でのインスペクター USB GM サーベイメーターによる測定値は 16kcpm 程度であり、「エックス線発生装置のための低線量評価法」[2]によれば、4.8μSv/h 程度となる（NaI シンチレーター、エアーカウンターS などの線量計ではX線のエネルギーが低いため正常に評価できなかった）。この条件でのX線からの光電子の観察結果を図1に示す。また比較のため、30cm 位置での観察結果を図2に示す。図1では4mm程度の明確な光電子の飛跡が観察されているが、図2ではイベント数が多すぎるためか明確な飛跡としては観察できなかった。20keVの電子線の空気中での飛程は1.5cm程度有り、観察された飛程はそれよりも短かった（トリウムからのβ線及びγ線からの光電子はずっと長い飛跡を観察できる）ため、印加電圧の測定、エネルギースペクトルの評価を今後行う予定である。5kV 以下のより低電圧で作動する冷陰極クルックス管も存在しその線量評価も急務である。いずれにしても、電子を叩き出す「電離」と言う現象が放射線の本質であり、それを直感的に理解できる本実験は放射線教育上極めて大きな意味を持つと言える。

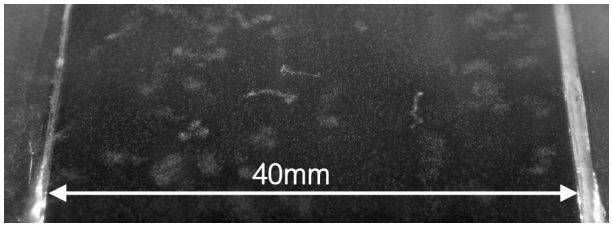


図1. クルックス管のX線による光電子の飛跡

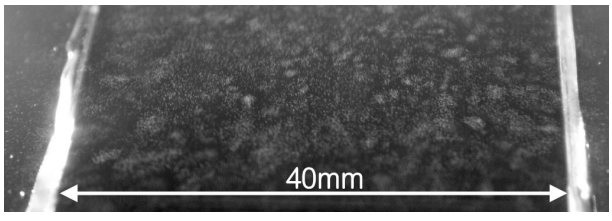


図2. イベント数が多すぎ明確な飛跡が観察されない例

参考文献

[1] 秋吉 優史, “ペルチェ冷却式高性能霧箱の開発”, ESI-NEWS, Vol 35, No 3 (2017) 121-132.

[2] 大久保 徹, 府川 和弘, 野村 貴美, 日本放射線安全管理学会誌, 第15巻1号, pp. 66-73.

*Masafumi Akiyoshi （ akiyoshi@riast.osakafu-u.ac.jp ）

[1]Radiation Research Center, Osaka Prefecture University.

原子力利用を支える基礎基盤的能力を有する研究開発人材の育成強化

Development of Human Resources for Research and Development to Support Nuclear Energy Utilization

*久語　輝彦[1]，濱田　潤平[1]，峯尾　英章[1]，大久保　成彰[1]，高野　公秀[1]，
松村　達郎[1]，渡邉　雅之[1]，岩本　修[1]，森田　泰治[1]，前川　藤夫[1]
[1]日本原子力研究開発機構

抄録　日本原子力研究開発機構が強化に努めている研究開発人材の育成に係る取組の現状を報告する。

キーワード：人材育成，原子力分野における大学連携ネットワーク

1. 緒言

日本原子力研究開発機構（以下、「機構」という）では、原子力利用を支える基礎基盤的能力を有する研究開発人材の育成に取り組んでいる。大学等とのさらなる連携を図るため、原子力科学研究部門が中心となり原子力人材育成センターとも協力しつつ近年強化に努めている取組について、現状を紹介する。

2. 人材育成プログラムの強化

2-1. 幅広い人材の確保＆育成に係る取組

原子力と関連の薄い分野の理工学系の学生にも興味を持たせることを目的に、平成 27 年度から次の 2 つの取組を開始した。一つ目は、機構の夏期休暇実習生制度を活用して、若手職員が職場及び生活環境も含めて研究開発活動について紹介する取組である。ここでは、研究施設の運営や、原子力分野の最先端の研究やプロジェクトの紹介、施設見学等の機会を学生に提供している。二つ目は、原子力分野における大学連携ネットワーク（JNEN）の活動を活用して、「原子力研究開発の最前線」と題して、機構の最先端の研究活動を紹介する取組である。これら二つの取組について、学生へのアンケートを行ったところ、好評な結果を得ている。さらに、JNEN での活動の進展を図り、本年度、原子力を支える基礎基盤研究を中心とした専門講座（4 半期制 7 コマ）に発展させ、茨城大、福井大で開講されることとなった。

2-2. 原子力開発の面白さの体感及び研究能力の向上に係る取組

原子力利用を支える基礎基盤的能力を有する研究開発人材の育成のための取組として、原子力開発の面白さを体感させること、また、最前線の研究者とともに、機構の大型施設などを利用した基礎基盤研究を行い、研究者・技術者としての能力を向上させることを、基本的な方針と定めた。新たな試みとして、放射性廃棄物の減容化・有害度低減の研究開発に資する基礎基盤研究課題をテーマとして、５つの特別 Gr を平成 27 年度に設置し、機構の特別研究生制度、博士研究員制度を活用し、大学院生、ポスドクを受け入れ、育成を進める取組を開始したところである。また、共同研究等の従来からの制度については、機構の施設等の研究環境を活用した、優れた教育効果をもつ共同研究等の取組強化に努める予定である。

3. 結論

研究開発人材の育成強化に係る取組の現状を報告した。本報で紹介した取組を着実に実施するとともに、取組の活性化・充実化及び大学等とのさらなる連携を図り、研究開発人材の育成強化に努める予定である。

---

*Teruhiko Kugo[1], Jyunpei Hamada[1], Hideaki Mineo[1], Nariaki Okubo[1], Masahide Takano[1], Tatsuro Matsumura[1], Masayuki Watanabe[1], Osamu Iwamoto[1], Yasuji Morita[1] and Fujio Maekawa[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency.

Oral presentation | VI. Health Physics and Environmental Science：Health Physics and Environmental Science

Wed. Sep 13, 2017 10:00 AM - 11:05 AM JST | Wed. Sep 13, 2017 1:00 AM - 2:05 AM UTC | Room P Seminar room 2 - Frontier Research in Applied Sciences Building

[1P01-04] Environmental Safety Evaluation

Chair:Masahiko Machida (JAEA)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[1P01] Radioactive cesium-rich microparticle (CsMP): A window into the damaged reactors and its environmental impacts

(1)Isotopic signature and nano-texture of cesium-rich micro-particles: Release of uranium and fission products from the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant

*Satoshi Utsunomiya[1], Junpei Imoto[1], Asumi Ochiai[1], Genki Furuki[1], Shinya Yamasaki[4], Kenji Nanba[3], Toshihiko Ohnuki[2], Bernd Grambow[5], Gareth Law[6], Rodney C Ewing[7] (1. Kyushu Univ., 2. Tokyo Inst. Tech., 3. Fukushima Univ., 4. Tsukuba Univ., 5. Nantes Univ., 6. Manchester Univ., 7. Stanford Univ.)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[1P02] Radioactive cesium-rich microparticle (CsMP): A window into the damaged reactors and its environmental impacts

(2)Debris fragments released from the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant to the environment

*Asumi Ochiai[1], Junpei Imoto[1], Shinya Yamasaki[2], Kenji Nanba[3], Toshihiko Ohnuki[4], Bernd Grambow[5], Gareth TW Law[6], Rodney C Ewing[7], Satoshi Utsunomiya[1] (1. Kyushu Univ., 2. University of Tsukuba, 3. Fukushima Univ., 4. Tokyo Institute of Technology, 5. University of Nantes, 6. University of Manchester, 7. Stanford Univ.)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[1P03] Radioactive cesium-rich microparticle (CsMP): A window into the damaged reactors and its environmental impacts

(3)Dissolution kinetics of Cs-rich microparticle in a simulated body fluid

*Yuriko Nakano[1], Mizuki Suetake[1], Shinya Yamasaki[3], Kenji Nanba[4], Toshihiko Ohnuki[2], Bernd Grambow[5], Gareth TW Law[6], Rodney C Ewing[7], Satoshi Utusnomiya[1] (1. Kyushu Univ., 2. Tokyo Tech., 3. Tsukuba Univ., 4. Fukushima Univ., 5. Nantes Univ., 6. Manchester Univ., 7. Stanford Univ.)

10:45 AM - 11:00 AM JST | 1:45 AM - 2:00 AM UTC

[1P04] Radioactive cesium-rich microparticle (CsMP): A window into the damaged reactors and its environmental impacts

(4)Development of the new method to quantify the radioactivity fraction of Cs-rich microparticles in surface soils in Fukushima

*Ryohei Ikehara[1], Genki Furuki[1], Mizuki Suetake[1], Shinya Yamasaki[2], Kenji Nanba[3], Toshihiko Ohnuki[4], Bernd Grambow[5], Gareth TW Law[6], Rodney C Ewing[7], Satoshi Utsunomiya[1] (1. Kyushu University, 2. University of Tsukuba, 3. Fukushima University, 4. Tokyo Institute of Technology, 5. University of Nantes, 6. University of Manchester, 7. Stanford University)

11:00 AM - 11:05 AM JST | 2:00 AM - 2:05 AM UTC

Time reserved for Chair

高濃度放射性セシウム含有微粒子（Cesium-rich microparticle, CsMP）の本質的解明に基づく炉内の情報と環境影響
（1）高濃度放射性セシウム含有微粒子中のウランと核分裂核種の同位体解析に基づく形成、放出過程とその起源

Radioactive cesium-rich microparticle (CsMP): A window into the damaged reactors and its environmental impacts

(1) Isotopic signature and nano-texture of cesium-rich micro-particles: Release of uranium and fission products from the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant

*宇都宮　聡[1]，井元　純平[1]，落合　朝須美[1]，古木　元気[1]，山崎 信哉[2]，難波 謙二[3]，大貫 敏彦[4]，Bernd Grambow[5]，Gareth Law[6]，Rodney C Ewing[7]

[1]九州大学，[2]筑波大学，[3]福島大学，[4]東京工業大学，[5]ナント大学，[6]マンチェスター大学，[7]スタンフォード大学

本発表では FDNPP から~10 km 圏内で採取された CsMP 中の U, Cs, Ba, Rb, K, Ca 同位体測定と電子顕微鏡による分析から、CsMP の起源と生成過程に関する新たな知見を提示する。これらの結果から、メルトダウン中の燃料の化学反応の一部を提示するとともに、放出された CsMP は放射性元素を吸引可能な大きさで運搬する重要な媒体であることがわかった。

キーワード：福島第一原子力発電所，放射性セシウム含有微粒子，同位体比

1. 緒言

福島第一原発(FDNPP)から放出されたセシウムは水溶性の化学形態と難水溶性の高濃度放射性セシウム含有微粒子(CsMP)の二つのタイプに分けられ、CsMP はシビアアクシデント発生時の炉内の反応に関する情報を一部記録している。本研究は FDNPP から~10 km 圏内で採取された CsMP 中の U, Cs, Ba, Rb, K, Ca 同位体測定と電子顕微鏡による分析から、CsMP の起源と生成過程に関する新たな知見を得ることを目的とした。

2. 実験手法

双葉郡大熊町夫沢から 2 つ（OTZ3, OTZ10）、双葉郡大熊町小入野から 1 つ（KOI2）、双葉郡浪江町小丸から 1 つ（OMR1）単離し、放射能測定、走査型電子顕微鏡（SEM）観察、さらに、OTZ3, KOI2, OMR1 に対して二次イオン質量分析（SIMS）を行った。また、集束イオンビームを用いて薄片加工し、走査透過電子顕微鏡（STEM）で観察した。

3. 結果と考察

CsMP から検出された $^{235}U/^{238}U$ 同位体比は~0.030 であり、天然の同位体比（0.00729）や ORIGEN コードにより計算される現在の燃料の平均同位体比（~0.0193）より高く、未使用燃料の同位体比（0.0389）より低い値になった。また、$^{136}Ba/^{138}Ba$ 同位体比は CsMP に含まれる Ba のほとんどが放射性 Cs の崩壊生成物であることを示唆した。さらに、TEM 観察の結果から、Cs の新たな結晶相として OTZ3 の粒子の一部分を Fe-pollucite と同定した。この結晶は Fe と Si が高温で混じり合う条件で形成されたことを示唆している。

---

* Satoshi Utusnomiya [1], Junpei Imoto [1], Asumi Ochiai [1], Genki Furuki [1], Shinya Yamasaki [2], Kenji Nanba [3], Toshihiko Ohnuki [4], Bernd Grambow [5], Gareth Law [6] and Rodney C Ewing [7]

[1]Kyushu Univ., [2]Tsukuba Univ., [3]Fukushima Univ., [4]Tokyo Tech., [5]Nantes Univ., [6]Manchester Univ., [7]Stanford Univ.

高濃度放射性セシウム含有微粒子（Cesium-rich microparticle, CsMP）の本質的解明に基づく炉内の情報と環境影響
(2) 福島第一原子力発電所から環境中に放出されたデブリフラグメント

Radioactive cesium-rich microparticle (CsMP): A window into the damaged reactors and its environmental impacts

(2) Debris fragments released from the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant to the environment

*落合 朝須美[1]，井元 純平[1]，末武 瑞樹[1]，小宮 樹[1]，古木 元気[1]，池原 遼平[1]，山崎 信哉[2]，難波謙二[3]，大貫 敏彦[4]，Bernd Grambow[5]，Gareth T. W. Law[6]，Rodney C. Ewing[7]，宇都宮 聡[1]

[1]九州大学，[2]筑波大学，[3]福島大学，[4]東京工業大学，[5]ナント大学，[6]マンチェスター大学，[7]スタンフォード大学

福島第一原子力発電所(FDNPP)から放出されたデブリのナノフラグメントを~4 km 圏内で採取し、電子顕微鏡により微細分析した。炉内で起きた反応や現在の炉内の状況を知る手掛かりとなるとともに、デブリフラグメントが吸引可能な大きさの粒子となって FDNPP から環境中へ飛散したことがわかった。

キーワード：福島第一原子力発電所、放射性セシウム含有微粒子、デブリフラグメント

1. 緒言

福島第一原子力発電所(FDNPP)の炉内に残る溶融燃料の取り出しは、廃炉計画の中で最も困難な工程である。溶融燃料は原子炉の構成物質と反応してデブリと呼ばれる混合物を形成していると考えられるが、炉内は未だ放射線量が高くデブリの直接分析は困難である。一方で我々は、FDNPP から環境中に放出されたデブリのフラグメントを FDNPP から~4 km 圏内の土壌中から初めて発見した。本発表では、透過型電子顕微鏡によるデブリフラグメントの微細分析結果を報告する。

2. 結果

今回同定した全てのデブリフラグメントは放射性セシウム含有微粒子(CsMP)とともに存在しており、二種類の性状が見られた。一種類目は~70 nm のウラニナイト(UO_{2+x})粒子がエピタキシャル成長した~400 nm のマグネタイト(Fe_3O_4)の自形結晶に包まれて存在していた。マグネタイト表面にはウランの核分裂生成物である Tc や Mo が吸着していることもわかった。二種類目は~200 nm のジルコニア(ZrO_2)とウラニナイトの等軸晶系の共融混合物で、U と Zr の混合比は 0.14-0.91 とばらつきがあった。共融混合物表面には~6 nm の空孔が見られ、揮発・気体成分を取り込む可能性があることがわかった。

3. 結論

本発表の成果は、炉内で起きた反応や現在の炉内の状況を知る手掛かりとなる。さらに、CsMP はこれらのデブリフラグメントを様々な内包物とともに運搬し、吸引可能な粒子として環境中へ飛散する際の媒体となることが明らかになった。

---

*Asumi Ochiai[1], Junpei Imoto[1], Mizuki Suetake[1], Tatsuki Komiya[1], Genki Furuki[1], Ryohei Ikeahara[1], Shinya Yamasaki[2], Kenji Nanba[3], Toshihiko Ohnuki[4], Bernd Grambow[5], Gareth T. W. Law[6], Rodney C. Ewing[7], and Satoshi Utsunomiya[1]

[1]Kyushu Univ., [2]Univ. of Tsukuba, [3]Fukushima Univ., [4]Tokyo Inst. Tech., [5]Univ. of Nantes, [6]Univ. of Manchester, [7]Stanford Univ.

高濃度放射性セシウム含有微粒子（Cesium-rich microparticle, CsMP）の本質的解明に基づく炉内の情報と環境影響
（3）高濃度放射性セシウム含有微粒子の模擬肺胞溶液中における溶解機構の解明

Radioactive cesium-rich microparticle (CsMP): A window into the damaged reactors and its environmental impacts

(3) Dissolution kinetics of Cs-rich microparticle in a simulated body fluid

*中野　友里子[1]，末武 瑞樹[1]，山崎 信哉[2]，難波 謙二[3]，大貫 敏彦[4]，Bernd Grambow[5]，Gareth TW Law[6]，Rodney C Ewing[7]，宇都宮　聡[1]

[1]九州大学，[2]筑波大学，[3]福島大学，[4]東京工業大学，[5]ナント大学，[6]マンチェスター大学，[7]スタンフォード大学

本研究は、福島県大熊町で採取した高濃度放射性セシウム含有微粒子(CsMP)の模擬肺胞液中における溶解実験をおこなった。溶液中に溶脱した ^{137}Cs 濃度をもとに溶解速度を算出し、それに基づいて CsMP が完全にとけるまでの時間を見積もった。その結果、これまで不溶性といわれてきた CsMP は肺胞液中で溶けることが分かった。

キーワード：模擬肺胞液，高濃度放射性セシウム含有微粒子

1. 緒言

福島第一原発事故により放出した放射性 Cs の一部は非晶質 SiO_2 を主成分とした高濃度放射性セシウム含有微粒子として存在している。そのため CsMP は不溶性と考えられているが、Cs は Fe-Zn 酸化物と共存しており CsMP 内で Cs は不均質に分布していることから、その溶解機構が通常のガラスとは異なると考えられる。本研究では、福島県大熊町で採取した CsMP を用いて、模擬肺胞液中における溶解実験を行うことで、CsMP の溶解特性、その機構を明らかにすることを目的とした。

2. 実験操作

溶解実験には福島県大熊町で採取した直径 5.6 μm の CsMP を用いた。^{137}Cs の射能は 2017 年 4 月時点で 94.02 Bq と測定されている。実験はこの CsMP 一粒子を室温と 37 度の模擬肺胞液に 30 日間まで浸漬させ、各時間における溶液中の ^{137}Cs 放射能を γ 線測定することで CsMP の溶解速度を算出した。

3. 結果・考察

室温の実験において、30 日間溶解後には CsMP は最初の放射能の約 2%の ^{137}Cs が溶脱した。この結果から、模擬肺胞溶液中における CsMP からの ^{137}Cs 溶脱速度は 1.1×10^{-11} mol s^{-1} m^{-2} と決定できた。本研究によって、これまで不溶性と考えられてきた CsMP が肺に沈着した場合には肺胞液中において溶ける可能性があることが分かった。

---

*Yuriko Nakano [1], Mizuki Suetake [1], Shinya Yamasaki [2], Kenji Nanba [3], Toshihiko Ohnuki [4], Bernd Grambow [5], Gareth TW Law [6], Rodney C Ewing [7] and Satoshi Utusnomiya [1]

[1]Kyushu Univ., [2]Tsukuba Univ., [3]Fukushima Univ., [4]Tokyo Tech., [5]Nantes Univ., [6]Manchester Univ., [7]Stanford Univ.

高濃度放射性セシウム含有微粒子（Cesium-rich microparticle, CsMP）の本質的解明に基づく炉内の情報と環境影響
（4）福島表層土壌における高濃度放射性セシウム含有微粒子の放射能寄与率定量法開発

Radioactive cesium-rich microparticle (CsMP): A window into the damaged reactors and its environmental impacts

(4) Development of the new method to quantify the radioactivity fraction of Cs-rich microparticles in surface soils in Fukushima

*池原 遼平[1]，古木 元気[1]，末武 瑞樹[1]，山崎 信哉[2]，難波 謙二[3]，大貫 敏彦[4]，
Bernd Grambow[5]，Gareth T.W. Law[6]，Rodney C. Ewing[7]，宇都宮 聡[1]
[1]九州大学，[2]筑波大学，[3]福島大学，[4]東京工業大学，
[5]ナント大学，[6]マンチェスター大学，[7]スタンフォード大学

近年、福島原発由来の高濃度放射性 Cs 含有微粒子(CsMP)が大気中、土壌中から検出されいる。本研究では、土壌中における全 Cs 放射能に対する CsMP の放射能寄与率定量法を開発し、福島県の表層土壌に適用した。その結果、表層土壌中における CsMP の放射能寄与率は 10-40%と算出された。

キーワード：福島第一原子力発電所，放射性セシウム含有微粒子，オートラジオグラフィー

1. 緒言

福島第一原発由来放射性 Cs は、その大部分が水溶性 Cs として放出され、土壌中の粘土鉱物に強く吸着・固定されて表層 5 cm 以内のとどまっていると考えられている。一方で最近、通常の Cs 吸着粘土鉱物(Cs-clay)よりも約 10^{7-9} 倍放射能密度が高い難溶解性の CsMP が大気中、土壌中から検出されており、その環境放射能への寄与を定量化することが求められている。本研究では、表層土壌中における全 Cs 放射能に対する CsMP の放射能寄与率定量法を確立し、実際の福島県の表層土壌に適用することを目的とした。

2. 実験

オートラジオグラフィーを用いながら、土壌から放射能を持つ粒子を単離した。粒子の各々の形態(CsMP・Cs-clay)を判別した後、各粒径における粒子の個数－放射能ダイアグラムを作成し、放射能に基づく CsMP の条件を決定した。そして、その条件をもとに、実際の福島県内 9 地点の表層土壌の放射能寄与率を算出した。

3. 結果・考察

画像解析にもとづいた CsMP の個別同定法を確立した。114 μm メッシュ以上の粒子はすべて Cs-clay またはその凝集体と同定され、114 μm メッシュ未満の粒子からほぼすべての CsMP が確認された。この画分において、0.06 Bq 以上の放射能を持つ粒子を CsMP と同定し、その値を閾値として設定した。この手法をもとに、福島県内の各表層土壌中における CsMP の放射能寄与率は 10-40%と算出することができた。

---

*Ryohei Ikehara[1], Genki Furuki[1], Mizuki Suetake[1], Shinya Yamasaki[2], Kenji Nanba[3], Toshihiko Ohnuki[4], Bernd Grambow[5], Gareth T.W. Law[6], Rodney C. Ewing[7], Satoshi Utsunomiya[1]

[1]Kyushu University, [2]University of Tsukuba, [3]Fukushima University, [4]Tokyo Institute of Technology, [5]University of Nantes, [6]University of Manchester, [7]Stanford University

Oral presentation | VI. Health Physics and Environmental Science：Health Physics and Environmental Science

Wed. Sep 13, 2017 11:05 AM - 12:00 PM JST | Wed. Sep 13, 2017 2:05 AM - 3:00 AM UTC | Room P Seminar room 2 - Frontier Research in Applied Sciences Building

[1P05-07] Application to Medicine and Biology

Chair:Satoshi Utsunomiya (Kyushu Univ.)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[1P05] Possibility of suppression of diseases and aging associated with increased Mn-SOD activity in mouse brain by radon inhalation

*Takahiro Kataoka[1], Norie Kanzaki[1], Yusuke Kobashi[1], Yuto Yunoki[1], Tsuyoshi Ishida[1], Akihiro Sakoda[2], Yuu Ishimori[2], Kiyonori Yamaoka[1] (1. Grad. Sch. Health Sci., Okayama Univ., 2. Ningyo-toge JAEA)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[1P06] Data analysis of the inhibitory effects of disease by low-dose radiation using machine learning

*Norie Kanzaki[1], Takahiro Kataoka[1], Yusuke Kobashi[1], Tsuyoshi Ishida[1], Yuto Yunoki[1], Akihiro Sakoda[2], Yu Ishimori[2], Kiyonori Yamaoka[1] (1. Grad. Sch. Health Sci., Okayama Univ., 2. Ningyo-toge, JAEA)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[1P07] Improvement of spatial resolution of dynamic observation of Iron in plants by reducing diameter of pinhole collimator in micron RI imaging system

*Hiroki Taniguchi[1], Yuma Saneshige[1], Mitsuhiro Fujiwara[1], Atsuki Terakawa[1], Keizo Ishii[1] (1. Tohoku Univ.)

11:50 AM - 12:00 PM JST | 2:50 AM - 3:00 AM UTC

Time reserved for Chair

ラドン吸入によるマウス脳中の Mn-SOD 活性の増加に伴う疾患・老化の抑制の可能性

Possibility of suppression of diseases and aging associated with increased Mn-SOD activity in mouse brain by radon inhalation

*片岡隆浩[1]，神崎訓枝[1]，小橋佑介[1]，柚木勇人[1]，石田毅[1]，迫田晃弘[2]，石森有[2]，山岡聖典[1]
[1]岡山大学・院・保健，[2]原子力機構・人形峠

ラドン吸入はマウス脳中の SOD 活性を増加させるが，この SOD は Mn-SOD，Cu/Zn-SOD，EC-SOD などに分類される。本研究ではラドン吸入がこの内の特にミトコンドリアに局在する Mn-SOD の活性を増加させることを明らかにし，これによる抗酸化ストレス作用として疾患の抑制に関与することが示唆できた。

キーワード：ラドン, Mn-SOD，脳，老化

1. 目的

我々は今までに，ラドン吸入は諸臓器中の superoxide dismutase（SOD）活性を増加させ，脳梗塞などの酸化ストレスに起因する疾患を抑制することを報告してきた。他方，ラドン吸入が局在の異なる Mn-SOD，Cu/Zn-SOD，EC-SOD のどれに関与しているのかは，未だ明らかになっていない。このため本研究では，マウス脳中の各種 SOD に注目し，ラドン吸入による生理学的効果を検討した。

2. 方法

8 週齢・♂の BALB/c マウスに 500 または 2000Bq/m^3 のラドンを 24 時間吸入させた後，安楽死させ脳を摘出した。脳をホモジナイズし細胞質とミトコンドリアに分画して，SOD 活性を分析した。また，ELIZA で脳中の total-SOD と Mn-SOD の量を，Western Blotting で脳中の Cu/Zn-SOD 量をそれぞれ分析した。

3. 結果・考察

ラドン吸入により脳中 SOD 活性は細胞全体では増加したが，細胞質では増加はなく，ミトコンドリアでのみ増加した（右図）。すなわち，ラドン吸入による SOD 活性の増加は，細胞質内の Cu/Zn-SOD または細胞外の EC-SOD に比べ，ミトコンドリア内の Mn-SOD が大きく関与していることがわかった。さらに，ラドン吸入により Mn-SOD の量も増加・発現させることも明らかになった。以上の所見などから，ラドン吸入は細胞のエネルギー代謝の中心をなすミトコンドリアに微量の酸化刺激を与えて抗酸化ストレス作用を誘導することにより，脳の疾患や老化の抑制に関与することが示唆できた。

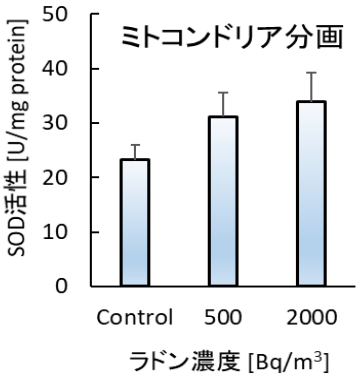


図. ミトコンドリア分画での SOD 活性.

* Takahiro Kataoka[1], Norie Kanzaki[1], Yusuke Kobashi[1], Yuto Yunoki[1], Tsuyoshi Ishida[1], Akihiro Sakoda[2], Yuu Ishimori[2], and Kiyonori Yamaoka[1]
[1]Okayama Univ., [2]JAEA

機械学習を用いた低線量放射線による疾患抑制効果に関するデータ解析

Data analysis of the inhibitory effects of disease by low-dose radiation using machine learning

*神崎訓枝[1]，片岡隆浩[1]，小橋佑介[1]，柚木勇人[1]，石田毅[1]，迫田晃弘[2]，石森有[2]，山岡聖典[1]
[1]岡山大学・院・保健，[2]原子力機構・人形峠

我々は今までに，低線量放射線は抗酸化機能を亢進し，様々な疾患を抑制する可能性の高いことを報告した。このため本研究では，関連文献からデータを収集し，機械学習を用いて解析をした。その結果，低線量放射線による疾患抑制の特徴が抽出され，これら適応症の治療法合理化や新規探索が予測できた。

キーワード：低線量放射線，機械学習，抗酸化機能，適応症

1. 目的

疼痛はラドン療法（低線量放射線による生理的刺激効果を利用した治療）の代表的な適応症であり，我々の今までの動物実験でも低線量放射線による抗酸化機能亢進に伴う疼痛抑制効果が実証されている。また我々は，疼痛以外にも全身に渡る諸臓器における疾患でも同様の抑制効果のあることを報告した。本研究では，ラドン療法適応症の治療方法合理化や新規探索を目的に，関連文献からデータを収集し解析をした。

2. 方法

2-1. データの前処理

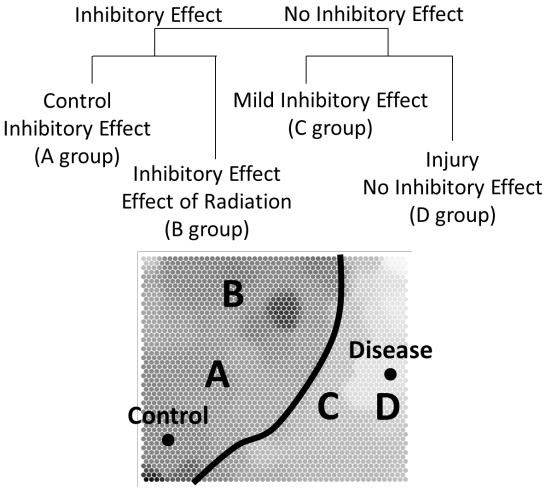
文献から得られたデータは，対照 0 疾患 1 で基準化し，平均 0 標準偏差 1 になるようデータの偏りを補正し，欠損値は SOM で予測することで補完した。すなわち，データは疾患の程度で整理されている。データの要素は，SOD 活性・総 GSH 量・Cat 活性・疾患抑制度（複数ある場合はそれらの平均）とした。

2-2. データ解析に用いた自己組織化マップ（SOM）

SOM は機械学習の一種であり，学習により特徴の似通ったデータを近くに配置しながら，視覚的効果に優れたマップを構成する。本研究では SOM を用い，低線量放射線の様々な疾患に対する抑制効果の特徴を二次元の SOM マップ上に表現し抽出した。

3. 結果・考察

出力マップは，右に Disease 群，左に Control 群を配置し，右から左へ疾患抑制度を示している（右図）。白い方が疾患，黒い方が対照に近いことを示す。例えば，マップ上のデータ配置より，ラドン療法の適応症である疼痛では線量依存性が示され，2000Bq/m^3 のラドンを 24 時間吸入したデータでその十分な効果が読み取れた。他方，脳や肝臓についても，ラドン療法適応症の治療方法合理化や新規探索の有効な手掛かりとなり得る特徴を視覚的に捉えることができた。



*Norie Kanzaki[1], Takahiro Kataoka[1], Yusuke Kobashi[1], Yuto Yunoki[1], Tsuyoshi Ishida[1], Akihiro Sakoda[2], Yuu Ishimori[2], and Kiyonori Yamaoka[1]
[1]Okayama Univ., [2]JAEA

ミクロンRIイメージングシステムのピンホールコリメータ径微細化による植物中の鉄動態観察の高分解能化

Improvement of spatial resolution of dynamic observation of Iron in plants by reducing diameter of pinhole collimator in micron RI imaging system

*谷口 弘樹[1]，實重 雄磨[1]，藤原 充啓[1]，寺川 貴樹[1]，石井 慶造[1]
[1]東北大学大学院

ミクロンRIイメージングシステムによる鉄トレーサの観察を行った。分解能の改善を目的としたコリメータ径の微細化、および比放射能向上溶液の使用による径縮小に伴う感度低下の抑制の効果を検証した結果、分解能は約200 μmとなったが被写界深度拡大による像の重なりが課題として残った。

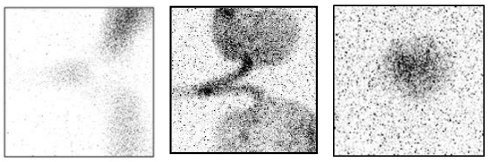
キーワード：RIイメージング，動態観察，食料問題

1. 緒言

現在、人口増加に伴う食料問題が危惧されており、不良土壌地でも生育可能な植物の開発が望まれている。植物細胞内での金属元素の代謝機構解明が重要なカギとなるため、我々の研究室ではピンホールカメラの原理を用いた新たなイメージング技術を開発した。先行研究[1]では細胞の大きさ数～200 μmに比して同システムの分解能は約2000 μmとはるかに大きく、細胞レベルでの観察ができないことが課題の一つであった。そこで本稿では、分解能の向上を目的として、(1) コリメータ径の微細化による分解能の改善、(2) 比放射能向上溶液を用いた径縮小による感度低下抑制、を行いその効果の検証を行った。

2. 分解能向上のための方法と結果

(1) 従来、コリメータ孔はピンバイスとアクリル製ガイドを用いて手作業で開けられておりϕ0.38 mmが最小経だった。細胞レベルの観察にはϕ0.1 mm以下のコリメータが必要である。超微細機械加工技術を用いて作製したところ、先行研究[1]で使用していたϕ1 mmと比べて約10分の1のϕ0.094 mmに縮小され、分解能は200 μmとなった。(2) 溶液の比放射能を向上させるには、溶液調整において元バイアル以外の溶液量を減らすことが求められる。純水・NaOH ・$FeCl_3$（担体溶液）・EDTAのうち、純水の使用を止め、高濃度なNaOHを使用したことで比放射能は15.4倍まで向上した。図1は鉄トレーサ分布画像の比較である。比放射能向上によって(b) ϕ0.38 mmで鮮明な画像が得られた。(c) ϕ0.094 mmでは分解能が200 μmとなり細胞レベルでの観察ができるようになったが、画像はぼやけており葉の輪郭は見て取れない。これはコリメータ径が小さくなったことで被写界深度が深くなり、像の重なりが起きたことが原因だと考えられる。また、径が面積比にして約100分の1になったのに対し、比放射能は15.4倍しか向上していないため、単純にカウント数が減少したことも要因として考えられる。



(a) ϕ1 mm. (b) ϕ0.38 mm. (c) ϕ0.094 mm.
図1．鉄トレーサ分布画像.

参考文献

[1] 丸山隆史, “丸山修士論文,” 東北大学大学院, 2016

---

*Hiroki Taniguchi[1], Yuma Saneshige[1], Mitsuhiro Fujiwara[1], Atsuki Terakawa[1] and Keizo Ishii[1]
[1] Grad. school of Tohoku Univ.

General Meeting

Wed. Sep 13, 2017 12:00 PM - 1:00 PM JST | Wed. Sep 13, 2017 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room P Seminar room 2 - Frontier Research in Applied Sciences Building

[1P_GM] 「ヒューマン・マシン・システム研究部会」第56回全体会議

[1P_GM] General Meeting

General Meeting

[1P_GM] 「ヒューマン・マシン・システム研究部会」第56回全体会議

Wed. Sep 13, 2017 12:00 PM - 1:00 PM Room P (Seminar room 2 - Frontier Research in Applied Sciences Building)

[1P_GM]General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network：Human-Machine Systems Research Division

Wed. Sep 13, 2017 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 13, 2017 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room P Seminar room 2 - Frontier Research in Applied Sciences Building

[1P_PL] IoT application in plants and its safety and security measures

Chair: Akio Gofuku (Okayama Univ.)

[1P_PL01] IoT applications for the plant

*Makoto Nakaya[1] (1. Yokogawa Electric)

[1P_PL02] Security and safety technologies for IoT

*Yasuko Fukuzawa[1] (1. Osaka Inst. of Tech.)

[1P_PL03] Security Management & Security Psychology in IoT

*Katsuya Uchida[1] (1. Inst. of Information Security)

2017年秋の大会

ヒューマン・マシン・システム研究部会セッション

プラントへの IoT 活用と安全・セキュリティ対策
IoT application in plants and its safety and security measures

（1）プラントへの IoT 活用について
(1) IoT Applications for the Plant

*仲矢　実[1]
[1]横河電機㈱

1. 序論
ドイツ発祥の Industry4.0 は新たな産業革命を意味している。プラントで生み出される製品情報ばかりでなく、生産に関わるあらゆる産業機器や搬送機器などの情報もインターネットを介して統合化される。仮想と現実を融合した高度な生産を可能にする CPS(Cyber Physical System)時代に突入したのが現代であろう。IoT(Internet of Things)によりスマート化されたプラントでは、生産される製品の状況、稼働する設備情報、受注から製品出荷までの製品ライフサイクルが IT 技術を駆使してリアルタイムに可視化され情報提供される。工場稼働率、原単位情報などがリアルタイムに把握され生産プロセス上の改善点や問題点が浮き彫りにされる。その結果を活用して生産性向上や省エネが達成される。各地に分散する工場サイト間や協力企業を跨いでの全体最適な操業の現実も予期される。

本講演では、CPS の一例として実際のプラント挙動を忠実に模擬する仮想プラント“ミラープラント”を取り上げる。このミラープラントを具体的にどのようにプラントオペレーション場面で活用するかを紹介させて頂く。

2. 現実と仮想を融合したミラープラント(図 1 参照)
ミラープラントは、プラントの動的挙動を完全に模擬するダイナミックシミュレータである。プラントで収集された温度、流量、圧力データだけでなく制御情報をオンラインでシミュレータに毎秒周期で与える。そして、毎秒周期でシミュレータをチューニングし、現在のプラント状態を計算機上に再現する。特に化学プラントにおいては、反応器内の触媒劣化や付着物による伝熱状態の変化などプロセスは時々刻々と変化する。ミラープラントではプラントの状態変化に追従するのが大きな特徴である。

ミラープラントは CPS そのものであるが、データのみで CPS を構築するのではなく、シミュレーションモデルには物理・化学の理論に則った物理モデルが使われている。プラントのオペレーションは統計や確率で決まるものではなく、データ+ロジックで CPS を構築した。

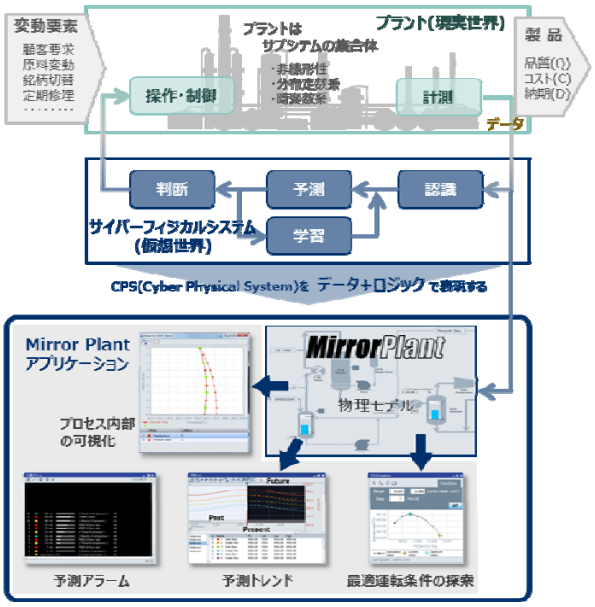


図 1. CPS としてのミラープラント

3. ミラープラントの活用紹介
3-1. プロアクティブオペレーション(図２参照)
コンピュータ上に現在のプラント状態を再現するシミュレーションモデルを構築することができれば、実時間より高速にシミュレーションすることで、近未来のプラント状態の変化を精度高く予想できる。ミ

ラープラントでは理論に基づいて構築されたモデルを採用しているため、操作を入れた場合でのプロセス変動予測情報をオペレータに提供できる。プラントにはむだ時間や遅れが存在するため、重要プロセス変数が、操作後定常状態に落ち着くまでのプロセスの振る舞いを予測することはオペレータに非常に有効である。未来に何か問題があれば、それを回避する操作を事前に施すことが可能になる。

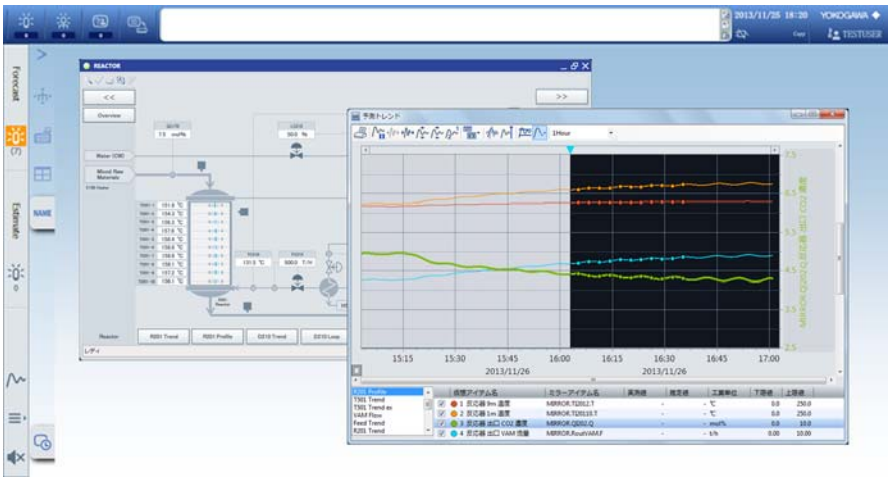


図２. プロアクティブオペレーションを実現したミラープラントの操作画面

3-2. 最適オペレーション設計

プラントでの非計測点を可視化あるいは予測することにより、現在よりもよりよい運転条件を探索することが、ミラープラントを活用して実施できる。特に、化学プラントでは原燃料の多様化、プラントの増改築、設備の入替えなど生産する品目は変わらないが、現在のオペレーションを変更しなければならない時に現在のプラント状態を作り出すミラープラントにより事前検討が行える。

3-3. プロセス診断

ミラープラントでは物理・化学法則に従ったプラントモデルを採用している。シミュレータによる温度計算は熱収支によって求められる。一方、実際のプラントでの温度は、ゼーベック効果を利用した熱電対により計測される。全く異なった計測手法(計測の冗長化)により求まった温度データを比較することで、センサのドリフトなどを監視することができる。

4. 今後の展望

防爆型無線センサや光学を応用したリアルタイム組成分析計などの登場により、プラントの現在状況を知るための情報量は今後各段に増加する。現在の Big DATA、IoT の活用はプラントの設備診断に主眼が置かれているようだが、本稿では IoT 活用が産み出す CPS を応用したオペレーション改革にスポットを当てた。仮想と現実を融合したミラープラントのアプリケーションを紹介した。ミラープラントは実際のプラントと同時並行で動作するオンラインダイナミックシミュレータであり、随時現在のプラント状態を表現するためモデルが更新される。即ち、ミラープラントは使えば使うほど、精緻化されたプラントモデルが構築される。この CPS で生成される精緻なプラントモデルを活用することが次のステップのキーとなるであろう。CPS で得たプラントの様々な知見を活用してプラントの運転自動化が加速することが予見される。ワイドダイナミックな制御を可能とする非線形モデル予測制御技術、オペレーション判断の人工知能技術など、車の運転自動化と同様、まだまだその道のりは長い。しかし、第４次産業革命と呼ばれる CPS により今までとは異なったアプローチでプラントを科学することが進むであろう。

*Makoto Nakaya[1]

[1]Yokogawa Electric Corp.

2017年秋の大会

ヒューマン・マシン・システム研究部会セッション

プラントへの IoT 活用と安全・セキュリティ対策
IoT application in plants and its safety and security measures

(2) IoT を支えるセキュリティ・安全技術

(2) Security and safety technologies for IoT

*福澤 寧子
[1]大阪工業大学

1. はじめに

重要インフラシステムを構成するあらゆるコンポーネントをネットワークに接続し，高度できめ細かなプロセス監視や制御，運転支援，保守支援などを実現する IoT(Internet of Things) 化が期待されているが，同時に十分なセキュリティ，安全対策が不可欠である。IoT 化がもたらすリスクと対策技術について，今後の動向を含めて紹介する。

2. IoT システムとリスク

様々な物がインターネットを通じて繋がることにより新たなサービスを生み出す IoT が進展しつつある。物理システムとサイバーシステムが緊密に連携する，いわゆる Cyber Physical Systems(CPS) は IoT の好例である。従来は，独自の通信プロトコルや OS を利用する物理システム（制御システム）と，物理システムとの相互作用を持たない業務システムなどのサイバーシステムは，区別して扱われてきた。しかしながら，2009 年にはイラクの核施設の装置がコンピュータウィルス Stuxnet によって破壊され，2014 年にはドイツの製鉄所がサイバー攻撃により操業停止を余儀なくされた。すなわち，今後ますます制御が高度化し，システム間連携が複雑化する CPS では，クリティカルデータの機密性，完全性，制御システムの可用性，あるいはシステムの機能安全（機能を組込むことで システムの安全を担保すること）が失われることで，被害が大きくなることが想定される。従って，そのリスクを適切に抑えることが重要である。

3. IoTシステムの特徴と対策技術

IoT システムの特性と，その特性に伴うリスクを軽減するための技術を紹介する。

3-1. 軽量暗号，秘匿情報処理

IoT システムに繋がるデバイス・装置では，送受信データの秘匿や改ざん検知などのセキュリティ機能が不可欠である。しかし，RFID(Radio Frequency Identifier)などのデバイスでは，十分なリソース（処理能力，メモリ）を備えているわけではなく，セキュリティ機能の搭載は負担となる。また，クラウドシステムは，オンデマンドで大規模リソースを確保できる利便性が高いが，クラウドのシステム管理者による不正アクセスやデータ漏えい，分析にともなうプライバシー情報の漏えいも懸念される。

リソースが限られたデバイス・装置では，消費電力量や実装に必要なメモリが小さい軽量暗号 ISO/IEC29192[1]の採用が必要である。一方，クラウドシステムに格納するデータの機密性を確保するためには，データの暗号化が望まれるが，分析などのデータ処理時には復号しなければならず，情報漏えいの懸念は払しょくされない。このリスクの低減策として，暗号化した状態のデータを復号することなく，所望の処理を実現する秘匿情報処理が有用である。共通鍵暗号や公開鍵暗号，準同型暗号技術を応用することで，例えば異なる暗号文間の比較や，複数の分析キーワードが暗号化データベース中に出現する頻度や，相関ルールを調べることが可能である。もちろん，多数のデバイスでの軽量な暗号処理，クラウドシステムを介した秘匿情報処理を，安全かつ効果的に実現するためには鍵管理が重要である。

* Yasuko Fukuzawa
[1] Osaka Institute of Technology

3-2. デバイス・装置の認証

システムやシステムを構成するコンポーネント・部品の調達では，オープン化やグローバル化，COTS (Commercial off -the-shelf) 化が進む中でサプライチェーンが構築されている。Windows や Linux などの OS，汎用のソフトウェアや通信プロトコルが採用されるシステムのオープン化は，技術や事業を加速させるが，攻撃や脆弱性などのリスクも共有されるという側面がある。その一方で，セキュリティに関わる開発や管理は国内外のサプライヤに委ねられている。すなわち，システムやコンポーネントをグローバル社会から調達しつつ，システム間接続，統合することが不可欠な IoT システムでは，サプライチェーン全体でいかにリスクを低減するかが課題である。

対策の一つは，IT 製品や情報システムに対し，セキュリティの要求仕様を示し，開発し，評価するというプロセスが正しく実施されたことを保証することであり，ISO15408[2]はそのためのセキュリティ評価基準である。ISO15408 は，セキュリティ要件リストを規定するものではなく，セキュリティ評価の枠組を提供するものである。すなわち，利用者はセキュリティ要件を示し，開発者はセキュリティ要件に対する製品のセキュリティ属性を示し，評価者はそのセキュリティ要件や属性を製品が満たしているか否かを検査する枠組みである。同様に，制御機器向けには，EDSA (Embedded Device Security Assurance) [3]認証がある。これらの認証製品を採用することで，システムとしての高い安全性を目指すことができる。

3-3. システム安全・セキュリティ分析手法 STAMP/STPA

多数のシステムが接続される IoT システムでは，構成要素の物理的な故障だけでなく，コンポーネント間の相互作用の異常など，システム特性に関する異常を特定できる手法が必要と考えられる。

FMEA/FTA 等の従来手法が，コンポーネントの故障事象の連鎖を表す事故モデルであるのに対し，STAMP (Systems-Theoretic Accident Model and Process) /STPA(STAMP based Process Analysis) は，システム理論を背景とする新しいシステム安全分析手法であり，運用系を含むシステムや人を含む連携システムの分析に適している[4][5]。STAMP/STPA では，事故はコンポーネントの故障のみを原因とせず，コンポーネントの振る舞いやコンポーネント間の相互作用が，システムの安全制約（物理的，人的，社会的制約）を違反した場合に起こると考える。まず，安全制約，コントロールストラクチャ，プロセスモデルの三つを基本要素とする事故モデルを作成する。そして，分析したいアクシデントやハザードに関する不適切なコントロールアクションをガイドワードに則って識別する。さらに，不適切なコントロールアクションを誘発する要因をガイドワードに則って特定する。最後に，特定した誘発要因を制御・除去するための安全制約を導出する。分析対象とするアクシデントやハザードとして，セキュリティ事件や脅威・脆弱性を設定することで，セキュリティ問題を分析することもできる。STAMP/STPA は，現在は多様な分野（航空宇宙，医療，鉄道，自動車，サイバーセキュリティ等）への適用によって，手法の特徴や有効性の明確化が進められている。

4. まとめ及び今後の課題

本稿では IoT システムの特性に着目して，注目すべきセキュリティ・安全技術を述べたが，もちろん，従来からのセキュリティ・安全技術が引き続き重要であることに変わりはない。今後，プラント設備の老朽化や現場作業員の高齢化などに対応するために，ビッグデータや AI などの先進技術を活用することも期待されている。その根幹の一翼は，セキュリティ・安全技術が担うことになるであろう。

参考資料

[1] ISO/IEC 29192, Information technology - Security techniques –
[2] 15408 ISO/IEC 15408-1, 2, 3 Common Criteria for Information Technology Security Evaluation (2009, 2008).
[3] 米国国際計測制御学会セキュリティ適合性協会 http://www.isasecure.org/
[4] Nancy Leveson, “Engineering a Safer World：Systems Thinking Applied to Safety” The MIT Press (2012).
[5] 永井康彦， 福澤寧子:「新システムセキュリティ分析手法 STAMP/STPA の有効性に関する一考察」，電子情報通信学会 SCIS2016, 2B3-1.

2017年秋の大会

ヒューマン・マシン・システム研究部会セッション

プラントへの IoT 活用と安全・セキュリティ対策
IoT application in plants and its safety and security measures

（1）IoT におけるセキュリティ管理／セキュリティ心理学

(1) Security Management & Security Psychology in IoT

*内田　勝也

[1]情報セキュリティ大学院大学

1. はじめに

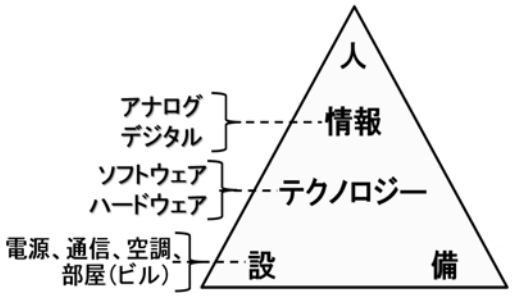
1-1. 「情報 ＝ 風」論

「誰か風をみたことがあるでしょうか？」から始まる「風」という童謡をご存じの方も多いと思いますが，英国のクリスティナ・ジョージナ・ロゼッティの詩に，大正 10 年，西条八十が訳詞し，草川信が作曲をしました。　この詩では，風は感じるが見えないと詠っています。

では，「**情報**」はどうでしょうか？　ここにありますとか，あそこにありますと言えるでしょうか？　コンピュータの中（メモリー）に保存されていますとか，ハードディスクに保存されています，ディスプレイに表示されていますと言うように，情報そのものでなく，情報が保存されている（と思われる）物理的なものを示しています。

我々は，「見えないもの」を保護・保全できません。そのため，それが保存されている物理的に見えるものを保護・保全することになります。

「情報」の場合では，①関連する人間，②テクノロジー，③電源や通信，空調と部屋（ビル）などと，④それらにある情報そのものを保護・保全することになります。これらを「**情報資産**」と定義しています。



【人，情報，テクノロジー，設備】，ひとつ欠けてもセキュリティを確保できない可能性がある

図１ 情報資産の概念図

勿論，電源や通信等は部屋から更に外部に広がっていますので，もっと広範囲で考える必要があるとの指摘もありますが，通常は，第三者の管理部分であり，上記①から④の棄損や窃盗等から保護・保全することが，「**情報セキュリティ**」と考えられます。

1-2. IoT とは？

「IoT」は，英語では，Internet of Things で，「モノのインターネット」と訳されますが，日本語では単数の複数の区別が曖昧ですが，「色々なモノのインターネット」です。 勿論，単にインターネットに繋がっているのでなく，繋がっているモノ同士の情報交換・共有があって始めて有効になります。

多くの色々なモノがインターネットと繋がれば，既存のソフトウェアの利用が増え，ソフトウェアの脆弱性が見つかれば，そこを攻撃される可能性も増えます。標準ソフトウェアでは脆弱性の数は少なくなるが，攻撃される可能性は高くなる。利便性を考えると，標準化の方向に進むものと考えています。

2. セキュリティにおける騙しの考察

2-1. 誰が騙すのか？

従来，「騙し」では，ギリシャ神話にある「トロイ戦争」のように，何らかの道具を利用するが，人間が人間を騙すことを考えてきました。

コンピュータ時代，特に，IoT や AI 技術（artificial intelligence：人工知能）の高度化を考えると，人間が人間を騙すだけでなく，①人間が機械を騙す，②機械が人間を騙すこともあります。

* Katsuya Uchida
[1] Institute of Information Security

図２は，「人間（People)」，「機械（Machines)」と人間と機械の統合化した騙し・騙されを考えたものです。

① 人間： 人間が対面で行う場合や単純な機器（電話，FAX，郵便等）を利用して行う騙し（騙される側も同じ，以下同様）

② 機械： 内蔵プログラム（Programmable/Programmed）を持つ機械／機器が行う騙しで，最近は単純なプログラムだけでなく，AI 技術を利用したものが増えている。

③ 人間・機械： 上記①，②の両方の機能を持って騙し

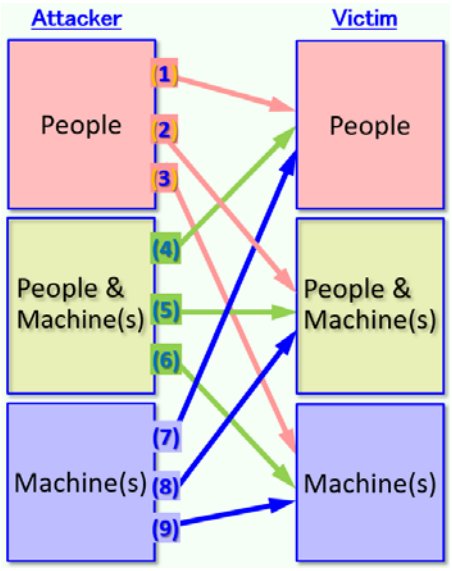


図２ 攻撃者 vs 被害者

2-2. 騙し・騙され事例

図２の１～９までの中で，特徴的なものについて説明します。

- 「**１．人間 ⇒ 人間**」（**標的型電話攻撃**）で， 2012 年に首都圏近郊自治体での「**ストーカー殺人事件**」では，ストーカーは被害者の詳細な住所の取得を依頼し，依頼された経営者は，ソーシャルエンジニアリングの１つである「誘導質問術」を利用し，自治体職員から個人情報を盗取したと思われる[1]。
- 「**６．人間・機械 ⇒ 人間・機械**」（**標的型メール攻撃**）で，メールに興味のある内容やタイトルをつけ，添付ファイルをクリックさせるように仕向けています。
  例えば，2016 年 6 月に発生した旅行会社のグループ会社で発生した標的型メール攻撃は，送付元（From）のメールアドレス表示は正しかったが，添付ファイルの内容が旅行会社に関係する情報でなかったため，返信をしたら，「当該メールアドレスに届かない（**Delivery has failed to these recipients or groups:**)」とのメッセージが返送された。標的型メール攻撃の教育・訓練で，クリック後の対応教育・訓練が考慮されておらず，未達メール対応が放置され，情報漏えいを許してしまった[2] [3]。
  訓練は実施されていたが，「クリック率を下げる」ことが中心で，クリック後の対応が十分でなかったため，「未達メール」の対応が行われなかった。情報漏えいは未達メール受信後， 4 日程度後から始まっており，未達メール受信時に対応していたら，情報漏えいを防ぐことができた。
- 「**７．機械 ⇒ 人間**」（**人間になりすます**）カナダの出会い系サイト事件では，男性利用者とチャットをしていた女性は，生身の女性でなく，音声ボット（AI）が女性になりすましていた。
- 「**９．機械 ⇒ 機械**」（**プログラムの脆弱性攻撃**）インターネットでの TCP 接続は，クライアントとサーバ間で，「Three-way handshake」（①SYN，②SYN ACK，③ACK）で通信が始まるが，クライアントが③ACK パケットを送らないと，Three-way handshake が完成せず，サーバは最後の「③ACK」パケットを待ち続ける．大量の「①SYN」パケットを送付すれば，サーバは大量の「③ACK」を待つことになり，サーバの処理能力が大幅にダウンする

3. セキュリティマネジメント，セキュリティ心理学からの対応

3-1. 歴史に学ぶ

従来，人間の心理的な弱さを攻撃する「ソーシャルエンジニアリング」では，人間が人間を騙すと思われているが，実際には，「2.2 事例」をみても，人間だけを考える対応ではなくなっている。

ドイツの「鉄血宰相」と言われた，オットー・フォン・ビスマルクの言葉の通り，「賢者は歴史から学ぶ（a wise man learns from history)」は，セキュリティの世界でも同じであろう。

個人的にセキュリティインシデントの簡単な情報収集（データベース化）を行っているが，以下は，IoT 関連の心理的なインシデントと考えることができる。

1994 年 01 月 書籍「Secrets of a Super Hacker」の「Appendix B: Common Defaults」に UNIX で利用されている既知のユーザ ID，パスワード（以下，ID/PW と記す）は 50 余りの単語が利用されていると記述しています[4]。

2004 年 10 月 インターネット接続の DVD ビデオレコーダーの LINUX オペレーティングシステムが既知の ID/PW になっていたため，「踏み台」にされた[5]。

2010 年 11 月 国内の官公庁，企業，大学等に導入されている「ネットワーク接続の複合機」に保存されているイメージファイル（コピーや FAX，プリンターとして利用したファイル）が，既知の ID/PW になっていたため，外部からのアクセスで盗取され，一部は公開されました。

2013 年 11 月 監視カメラの多くがインターネットに接続されるようになり，既知の ID/PW を利用しているケースでは，監視カメラの映像が丸見えになっていた[6]。

2015 年 01 月 WiFi ルータの初期 ID/PW がメーカー／機種毎に一律で，ただ乗りや乗っ取りが発生した。

20yy 年 xx 月 （自社製品／自社利用製品【IoT 製品】の可能性は？）

同種のインシデントを時系列的にみると，全てインターネット接続の課題で，「Internet of Things」でのインシデントとも考えられます。次にくる IoT 機器のインシデントを自社開発／利用の IoT 機器と考え，それらのリスク評価が大切になります。

4. まとめ及び今後の課題

- ビスマルクの「賢者は歴史から学ぶ」は，従来の情報セキュリティや IoT のセキュリティに関係する過去の知見からだけでなく，他分野での知見も必要です。
  航空業界の「CRM（Crew Resource Management）」や医療分野の「Team STEPPS(Team Strategies and Tools to Enhance Performance and Patient Safety)」は，チーム・組織対応で事故の未然防止やインシデント対応訓練で，事故の拡大を防ぐ役割を果たしており，IoT セキュリティでも有用と考えられます。
  CRM では悪天候時に，格納庫（Hangar）に関係者が集まり，過去のインシデントや回避方法等の情報交換を行い，「**安全文化**」の構築・共有を行っており，これを「**Hangar　Flight**」と呼んでいます。
- 勿論，歴史から学ぶだけでなく，今後の IoT では人間が関与する割合が低下し，機器（Smart Devices）や AI 技術などの関与が高まれば，図２に示した「**機械**」部分が大きな割合を占めると考えています。騙しやソーシャルエンジニアリングは飛躍的に広範囲なものになり，それらの調査・分析も必要です。
- IoT の開発・設計段階のセキュリティ対策は情報セキュリティより遙かに重要になり，機器認証だけでなく，心理学や認知科学の知見を考慮した利用者目線での設計も必要だと考えています[7]。

参考資料

[1] 内田勝也，誘導質問術からみた個人情報漏えいの考察，情報処理学会誌, Vol. 56 No. 12, pp. 2219-2229(Dec. 2015)

[2] (株)ジェーティービー，個人情報流出の可能性のあるお客様へのご連絡について，2016 年 6 月 http://www.jtbcorp.jp/jp/160616.htm (既に削除されている)

[3] 日経コンピュータ，［詳報］JTB を襲った標的型攻撃，2016.06.15，日経 BP http://itpro.nikkeibp.co.jp/atcl/column/14/346926/061500549/

[4] Knightmare, Secrets of a Super Hacker, Loompanics Unlimited, 1994.01

[5] Internet Watch，東芝、HDD 搭載 DVD レコーダ「RD」シリーズが“踏み台”になる危険性，2004.10.06 http://internet.watch.impress.co.jp/cda/news/2004/10/06/4882.html

[6] 読売新聞，監視カメラ覗き見？　パスワード未設定が原因か，2016.01.22 http://www.yomiuri.co.jp/science/goshinjyutsu/20160122-OYT8T50085.html

[7] D. A. ノーマン，野島久雄訳，誰のためのデザイン？ 増補改訂版―認知科学者のデザイン原論，新曜社，2015.04

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：303-1 Reactor Instrumentation, Instrumentation System, Reactor Control/303-2 Remote Control, Robotics, Image Processing

Wed. Sep 13, 2017 2:45 PM - 4:10 PM JST | Wed. Sep 13, 2017 5:45 AM - 7:10 AM UTC | Room P Seminar room 2 - Frontier Research in Applied Sciences Building

[1P08-12] Robot, Instrumentation, Support System

Chair:Hiroshi Shimoda (Kyoto univ.)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[1P08] Performance Confirmation of MONJU Falied Fuel Detection and Location System

(3)Performance Confirmation using Simulanted Tag Gas

*Shinya Kato[1], Yuko Morohashi[1], Keitaro Muto[1] (1. JAEA)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[1P09] Performance Confirmation of MONJU Failed Fuel Detection and Location System

(4)Proposal for Tagging Gas Failed Fuel Detection and Location System

*Yuko Morohashi[1], Tetsuo Higuchi[2], keisuke Ishi[2], Akihiro Kitamura[3] (1. JAEA, 2. JEOL Ltd., 3. Labosoltech LLC)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[1P10] Electrical Isolation Supporting System

(1)Evaluation of isolation plan and conversion of paper-drawing to structured-drawing system

*Kei Takakura[1], Susumu Naito[1], Hiroki Shiba[2] (1. Power and Industrial Systems Research and Development Center, Toshiba Corporation, 2. Isogo Nuclear Engineering Center, Toshiba Corporation)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[1P11] Electrical Isolation Supporting System

(2)Automatic Isolation Planning with Deep Learning

*Susumu Naito[1], Kei Takakura[1], Hiroki Shiba[2] (1. Power and Industrial Systems Research and Development Center, Toshiba Corporation, 2. Isogo Nuclear Engineering Center, Toshiba Corporation)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[1P12] Fundamental study on ultrasonic velocity profiler method for flow measurement and robot transport

*Ryo Nishiwaki[1], Syun Kimura[1], Hideharu Takahashi[1], Gen Endo[1], Hiroshige Kikura[1] (1. Tokyo tech)

4:00 PM - 4:10 PM JST | 7:00 AM - 7:10 AM UTC

Time reserved for Chair

「もんじゅ」タギング法破損燃料検出装置の性能確認
(3) タグガス組成模擬ガスによる FFDL 性能確認

Performance Confirmation of MONJU Failed Fuel Detection and Location System

(3) Performance Confirmation of MONJU FFDL using Simulant Tag Gas

*加藤 慎也[1]，諸橋 裕子[1]，武藤 啓太郎[1]

[1] 日本原子力研究開発機構

高速増殖原型炉もんじゅのタギング法破損燃料検出装置（FFDL）の性能確認のため、タグガス組成の模擬ガスを製作し、被疑燃料同定精度の確認を行う。

キーワード：もんじゅ，タギング法破損燃料検出装置（FFDL），タグガス、被疑燃料同定

1. 緒言

タギング法を用いた「もんじゅ」の破損燃料検出装置（FFDL）は、あらかじめ燃料集合体ごとに同位体組成比の異なる Kr と Xe のタグガスを各燃料要素に封入しておき、燃料破損時に 1 次 Ar ガス系へ放出されたタグガスを回収・濃縮の後、同位体組成比を分析し、破損燃料の位置を同定するものである（図 1）。これまでの試験[1][2]では、FFDL の成立性に影響を及ぼす希ガス濃縮率並びに 1 次 Ar ガス系及び FFDL 系統の希ガスバックグラウンド（BG）に着目し、性能を確認してきた。しかし、これらの試験では天然組成比の希ガス（Ke、Xe）の試料ガスを使用したことから、分析された同位体組成比から被疑燃料を同定する機能については評価できなかった。本試験では、タグガス組成の模擬ガスを用いることで被疑燃料の同定精度を確認する。

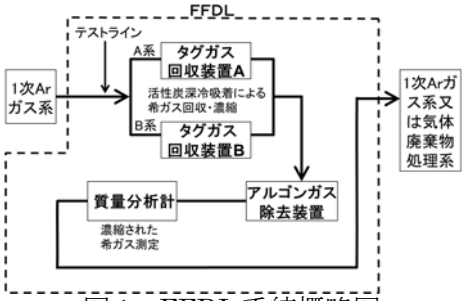


図 1　FFDL 系統概略図

2. 測定方法

炉心燃料集合体製造時のタグガスの在庫から調製した Ar ベースの試料ガス（0.01ppb～1ppb）をテストラインからタグガス回収装置に導入し回収・濃縮の後、同位体組成比を測定した。また、測定された同位体組成比からタグガス比（Kr78/Kr80、Kr82/Kr80、Xe126/Xe129）を算出し、被疑燃料の同定を行う。

3. 結果・考察

測定値と公称値の比較を図 2 に示す。1ppb では、いずれのタグガス比も公称値と良い一致性を示した。しかし、Kr82/Kr80 及び Xe126/Xe129 については試料ガスの濃度低下に伴い公称値との差異が大きくなる傾向が得られた。ただし、公称値との差異について天然存在比との関連性は認められない。発表では、タグガス解析システムの被疑燃料の同定精度について述べる。

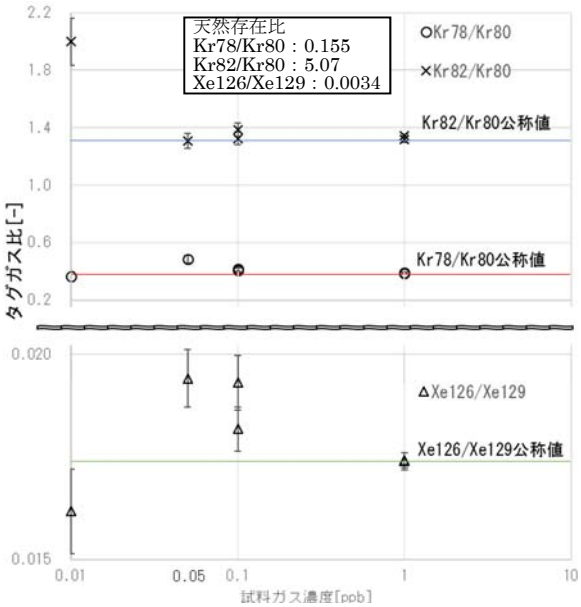


図 2　測定値と公称値の比較

参考文献

[1] 鈴木他　日本原子力学会 2013 年秋の大会 I01

[2] 諸橋他　日本原子力学会 2013 年秋の大会 I02

*Shinya Kato[1], Yuko Morohashi[1] and Muto keitaro[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

「もんじゅ」タギング法破損燃料検出装置の性能確認
（4）性能確認結果を踏まえたタギング法 FFDL の提案

Performance Confirmation of MONJU Failed Fuel Detection and Location System

(4) Proposal for Tagging Gas Failed Fuel Detection and Location System

*諸橋 裕子[1]，樋口 哲夫[2]，石井 啓介[2]，北村 明弘[3]

[1]原子力機構，[2]日本電子，[3]ラボソルテック

高速増殖原型炉もんじゅのタギング法破損燃料検出装置（FFDL）の性能確認結果を踏まえたタギング法 FFDL を提案する。

キーワード：もんじゅ，タギング法破損燃料検出装置（FFDL），タグガス，実証炉

1. 緒言

もんじゅ FFDL は、研究開発段階のシステムであり、性能確認を進める中で数々の課題を摘出し、改良を進めてきた。実証炉検討においては、破損燃料の同定にセレクタバルブ法が採用されているが、耐震性の課題などからタギング法の選択肢を残すことが提案されている。もんじゅ FFDL の性能確認を通して得られた知見を総括し、改良タギング法 FFDL システムを提案する。

2. 現行もんじゅ FFDL の課題

燃料破損時にカバーガス中に放出されるタグガス（Kr、Xe）は極微量であり、直接測定が困難であるため、もんじゅでは活性炭による深冷吸着法（液体窒素による冷却とヒータ加熱による脱着）によりタグガスを濃縮している。これまでの試験により次の課題が確認されている。①活性炭量が多い（約 1kg）こと等に起因して均一な温度制御が困難であり、濃縮性能がシステムの運転履歴や系統によりばらつく。②同位体比分析においてカバーガスである Ar-40 二量体と Kr の分離が難しい。③燃料破損発生から被疑燃料同定までに約 1 日を要する。

3. 改良 FFDL の提案

以上の課題を踏まえ、タグガスの濃縮には既存手法に対して効率の良いケミカルトラップを使用し、質量分析計としては GC-MS や TOF-MS を採用する。これにより、被疑燃料同定時間が約 1 日→1 時間以内に短縮できる。また、装置を大幅にコンパクト化（約 10×10m →卓上サイズ）でき、コストダウン（装置及びランニングコスト）も可能となる見通しである。

一例として、濃縮機構付き卓上 GC/MS を基本とした分析システムで試測定を行った例を示す。（図 1）

タグガス組成の試料ガス（1ppb）を測定した結果、Xe126/Xe129 については、公称値とよい一致を示した。

発表では、Kr 及び低濃度（0.1ppb）の結果についても報告する。

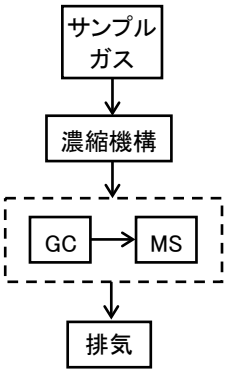


図 1　システム概略図

表 1　分析結果（1ppb）

	公称値	分析値
Xe126/Xe129	0.0174	0.0173

参考文献

[1] 鈴木他　日本原子力学会 2013 年秋の大会 I01

[2] 諸橋他　日本原子力学会 2013 年秋の大会 I02

*Yuko Morohashi[1], Tetsuo Higuchi[2], Keisuke Ishii[2] and Akihiro Kitamura[3]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]JEOL Ltd., [3]Labosoltech LLC

電気系のアイソレーション支援システムの開発
（１）影響評価機能と紙図書の構造化機能

Electrical Isolation Supporting System

(1) Evaluation of isolation plan and conversion of paper-drawing to structured-drawing system

*高倉　啓[1]，内藤　晋[1]，芝　広樹[1]

[1]（株）東芝

Electrical isolation supporting system has been developing. The system has three functions; automatic isolation planning function with deep learning, evaluation of the isolation plan with path-search algorithm, and conversion of paper drawing to structured drawing which has attribute information of the wiring and equipment.

Keywords: Isolation, Paper drawing, OCR, Structured drawing

1. 緒言

プラントの改造工事や点検に伴う、電気系のアイソレーション (アイソレ)作業は、専門知識と経験を有するエンジニアが膨大な紙図面をもとに２週間程度かけて実施しており、作業の効率化が課題となっている。そこでアイソレの計画と評価を自動化する支援システムを開発している。システムは図１に示すように図面の中から回路情報を抽出する紙図面構造化機能、アイソレ計画を自動立案する機能、立案した計画の妥当性を評価する機能からなる。本講演では紙図面の構造化機能と評価機能について述べる。

2. 課題と方法

プラント図面の多くは紙で保管されているため、アイソレ計画の自動立案、評価のために必要な回路情報をデジタル情報として効率的に取り出すことができなかった。そこで図２に示すように、紙図面をベクトル形式に変換し、図面中の配線等に属性を付与することで回路情報を自動抽出する構造化機能を開発した。また、AI を活用してアイソレ計画を自動立案する機能を開発しているが、立案した計画の妥当性検証が課題となっている。そこで展開接続図やソフト図上の回路の通電状態を、経路探索アルゴリズムを用いて解析し、アイソレ処置がプラントの系統に及ぼす影響を評価する機能を開発した。

3. 結論

紙図面の構造化では、紙図面中の回路記号や回路記号間を結ぶ線分を、それぞれコイル等のシンボル及び電気配線として認識、回路情報として自動的に抽出した。またアイソレ計画の評価機能では GUI 上の図面に、通電箇所及び隔離箇所を自動で色分けして表示させることで、エンジニアが行っていた紙図面上での評価を自動化した。今後は、より複雑な図面での適用を目指し、評価、構造化の精度を向上させていく。

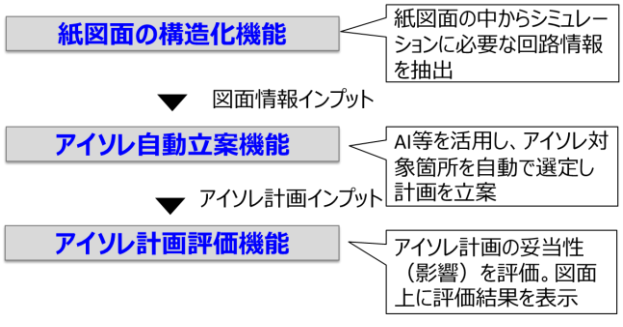


図１．　電気系のアイソレーション支援システム

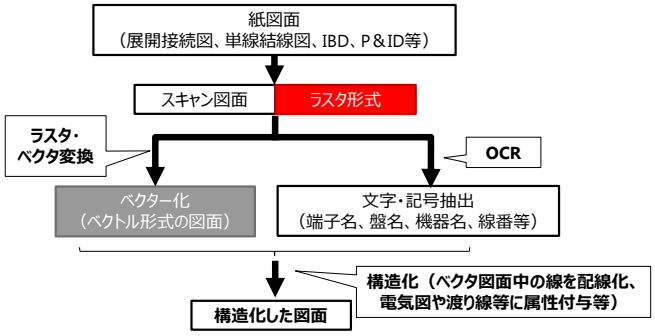


図２．　紙図面の構造化機能

*Kei Takakura[1], Susumu Naito[1]and Hiroki Shiba[1]

[1]Toshiba Corporation

電気系のアイソレーション支援システムの開発
（2）深層学習によるアイソレーション計画の自動生成

Electrical Isolation Supporting System

(2) Automatic Isolation Planning with Deep Learning

*内藤　晋[1]，高倉　啓[1]，芝　広樹[1]

[1]（株）東芝

To achieve automatic planning of electrical isolation, speed-up of computing and interpretation of human fuzzy information were performed with deep learning. A deep neural network dropped the computing time by a factor of 32. A deep Q-network optimized the isolation procedure from the viewpoint of the work load.

Keywords: data mining, deep learning, deep Q-network, artificial intelligence

1. 緒言

現在、データマイニング技術は、高性能かつ低コストの計算機環境と、使い易いコーディングツールのおかげで容易に利用できる。我々はO＆M高度化のために、データマイニングを活用した様々なアプリケーションを開発している。現場支援においては、深層学習を用いた電気アイソレーション計画の自動生成を試みている。現在、熟練した技術者が、数百もの回路図や関連図書を用いて、工数をかけてアイソレーション手順の計画を作成している。この作業が自動化されれば非常に効率的である。

2. 課題と方法

自動計画には二つの課題がある。一つは、膨大な電気導通経路を全て探索するためには、汎用の電気回路シミュレータでは非常に計算時間がかかること。もう一つは、作業のし易さなどの曖昧な情報の解釈である。深層学習はこれらの解決に役立つ。我々は、モデルケースでの検討を実施した。深層ニューラルネットワーク（ＤＮＮ）を計算時間削減に適用し、効率的な経路探索アルゴリズムをＤＮＮの内部に構築した。また深層Ｑネットワーク（ＤＱＮ）を曖昧な情報の解釈に適用した。

3. 結論

ＤＮＮの計算時間は、回路シミュレータに比べて３２倍短縮した。ＤＱＮは、機器配置、線量、および熱中症指標（ＷＢＧＴ）を用いて、作業員の負荷の観点から、アイソレーションの手順を最適化した。今後は大規模回路での検証を進める。

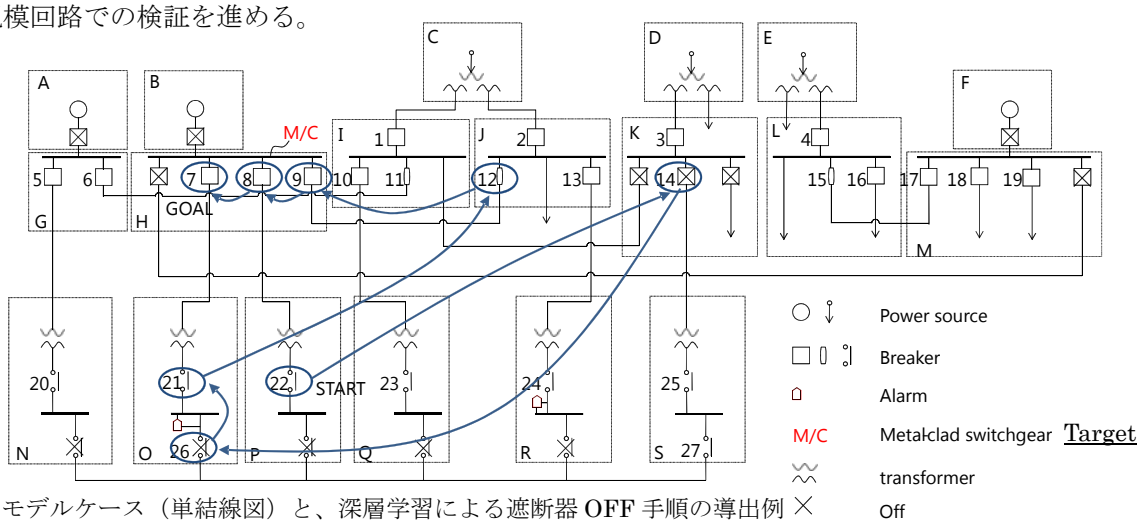


図. モデルケース（単結線図）と、深層学習による遮断器 OFF 手順の導出例

参考文献

[1] V.Mnih et al., “Human-level control through deep reinforcement learning,” *Nature* **518**, 529-533 (2015).

*Susumu Naito[1], Kei Takakura[1] and Hiroki Shiba[1]

[1]Toshiba Corporation

超音波流動計測とロボット搬送に関する基礎研究

Fundamental study of ultrasonic velocity profiler method for flow measurement and robot transport

*西脇　良[1]，木村　駿[1]，高橋　秀治[1]，遠藤　玄[1]，木倉　宏成[1]
[1]東京工業大学

東京電力福島第一原子力発電所の格納容器漏洩箇所調査のためフェイズドアレイUVP法と搬送用ロボットを用いた遠隔計測システムを構築した．そして，搬送用ロボットを用いたフェイズドアレイ UVP 法による二次元流動場計測を行い，漏洩箇所位置推定が可能であることを示した．

キーワード：超音波，フェイズドアレイ，流速分布計測，ロボット計測

1. 緒言

東京電力福島第一原子力発電所の廃炉作業に関して，崩壊熱冷却用水の原子炉格納容器からの漏洩が問題となっており，漏洩箇所調査を格納容器内部より行うことが求められている．格納容器内は高線量かつ滞留水の透明度は高くないことが確認されている．そこで調査手法として耐放射線性に優れかつ不透明液体に適用可能な超音波計測に注目し，その中でも，フェイズドアレイ超音波流速分布計測(UVP)法[1]を用いた二次元流動計測に着目した．本手法により漏洩箇所へ向かう滞留水の流れ場を計測することによりその位置推定が可能であると考える．一方で，本手法を適用するにあたり，格納容器内部は人が立ち入ることのできない高線量環境であるので，ロボットによる計測システムの搬送と遠隔操作による計測が必須になる．そこで，本研究ではフェイズドアレイ UVP 法と搬送用ロボットを用いた遠隔計測システムを構築し，模擬漏洩箇所調査実験を行った．



Fig.1. Measurement system with conveying robot and phased array sensor.

2. 漏洩箇所調査システムの構成

漏洩箇所調査システムはフェイズドアレイ UVP 法の二次元流動計測システムと搬送用ロボットシステムにより構成される．調査システムの外観を Fig.1 に示す．フェイズドアレイ UVP 法による二次元流動計測システムは，大きさが 30×18×18 mm の超音波リニアアレイセンサにより二次元流速ベクトル場が計測可能な計測システムであり，高い可搬性を持つ．センサは中心周波数が 2 MHz，素子数が 8，素子の 1 つの大きさが 2×0.5 mm のものを用いた．一方の搬送用ロボットシステムは移動用の四輪駆動の車体とセンサの位置制御用のロボットアームから構成される．ロボットアームは 3 自由度 2 節リンク機構を有し，第二関節にはワイヤプーリ機構を採用し，軽量かつ広範囲の可動域を持つ．

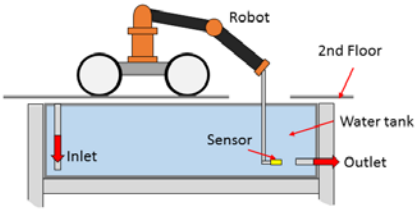


Fig.2. Experiment equipment (Side view).

3. 模擬漏洩口調査実験

新たに構築した計測システムの有効性を検証するために Fig.2 に示す体系において実験を行った．実験では櫓の 2 階部分でロボットを移動させ，2 階部分の床下に設置した 1200×450×450 mm の水槽内にロボットアームを用いてセンサを配置し流出する流れの計測を行った．水槽内には流入口と模擬漏洩口を設け流量 14 L/min で水を循環させた．センサの計測線を-10°から+10°まで 5°刻みに 5 本設定し電気的に走査した．計測は漏洩口付近でロボットによりセンサを 30 mm 間隔で移動させながら 3 点で計測を行った．計測結果を Fig.3 に示す．結果より，一部でロボットアームの位置決め精度の不十分さによるベクトル方向のずれが見られるもの漏洩口正面においてセンサから 60 mm 程度離れた領域でも流出する流れが確認でき，本計測システムの有効性が確認された．

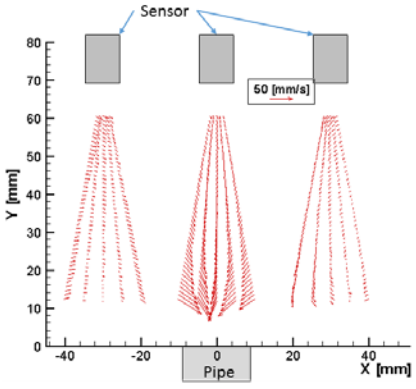


Fig.3. Flow map of the phased array UVP method (Top view).

参考文献

[1] 都築宣嘉 *et al.*, "フェイズドアレイセンサ超音波流速分布計測法による流れ場の可視化 (第 41 回可視化情報シンポジウム講演論文集)." 可視化情報学会誌(2013): 別紙-5p.

*Ryo Nishiwaki[1] , Shun Kimura[1], Hideharu Takahashi[1], Gen Endo[1], and Hiroshige Kikura[1]
[1] Tokyo Tech

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：303-3 Human-Machine Systems, Advanced Information Processing

Wed. Sep 13, 2017 4:10 PM - 5:00 PM JST | Wed. Sep 13, 2017 7:10 AM - 8:00 AM UTC | Room P Seminar room 2 - Frontier Research in Applied Sciences Building

[1P13-15] Human factors

Chair:Hiroshi Ujita (Inst. for Environmental and Safety Studies)

4:10 PM - 4:25 PM JST | 7:10 AM - 7:25 AM UTC

[1P13] Study on the Objectivity in Nuclear Power Plant Operation Training Evaluation based on Observable Information

*Yoshitaka Hoshii[1], Yoshitake Sohma[1], Makoto Takahashi[1], Kazukiyo Ueda[2] (1. Tohoku University, 2. BWR Operator Training Center Corporation)

4:25 PM - 4:40 PM JST | 7:25 AM - 7:40 AM UTC

[1P14] Considerations on transferring safety know-how for preventing human error

*Daisuke Takeda[1], Yuko Hirotsu[1] (1. CRIEPI)

4:40 PM - 4:55 PM JST | 7:40 AM - 7:55 AM UTC

[1P15] Enhancing Emergency Response on the Field Based on Analysis of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(3)Elicitation of Proactive Actions

*Kyoko Oba[1], Atsufumi Yoshizawa[2], Masaharu Kitamura[3] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Nagaoka University of Technology, 3. Research Institute for Technology Management Strategy)

4:55 PM - 5:00 PM JST | 7:55 AM - 8:00 AM UTC

Time reserved for Chair

可観測情報に基づく原子力プラント運転訓練評価の客観性向上に関する研究

Study on the Objectivity in Nuclear Power Plant Operation Training Evaluation based on Observable Information

*星井 義隆[1]，相馬 由健[1]，高橋 信[1]，上田 一潔[2]
[1]東北大学，[2]（株）BWR 運転訓練センター

原子力プラントの中央制御室の運転訓練評価の客観性向上を目的に，運転員個人の訓練時の発話プロトコルを解析し，報告に関わるパフォーマンスの客観的評価指標を開発し，その妥当性検証を行った．

キーワード： 運転訓練，評価手法，発話プロトコル

1. 緒言

本研究グループでは，原子力プラントの中央制御室の運転訓練評価の客観性の更なる向上を目的として研究を行っており，シミュレータ訓練時のチームパフォーマンスの客観的評価指標を提案してきた．このようなチームに対する評価は重要である一方で，その基盤となる運転員個人に対する評価も不可欠である．本研究では，可観測な情報として発話プロトコルを用いて，運転員個人の報告に関わるパフォーマンスの客観的評価指標を開発し，その妥当性を検証した．

2. 手法

本研究では報告の質を，網羅性，情報量，関連情報，迅速性，頻度，文脈の 6 要素に分解し，発話プロトコル解析を行い各要素の特徴を抽出した．訓練シナリオとしては，「復水ポンプトリップ」「電気油圧式制御装置故障」「再循環ポンプ片側トリップ」の 3 つを解析対象とした．各事象を対象にした（株）BWR 運転訓練センター（BWR Operator Training Center : BTC）での訓練実行時の発話プロトコルを分析しその可視化を行った（図 1）．6 名の可視化結果を比較検討し，高パフォーマンス者の特徴抽出・一般化を行い，報告の質の 6 要素の評価指標を得た（表 1）．評価指標の妥当性を検証するために，BTC の熟練インストラクタによる評価結果との相関分析を行った．相関分析で用いた提案指標の得点は，6 要素の評点をそれぞれ最大値が 1 となるように正規化した値の合計値を用いた．

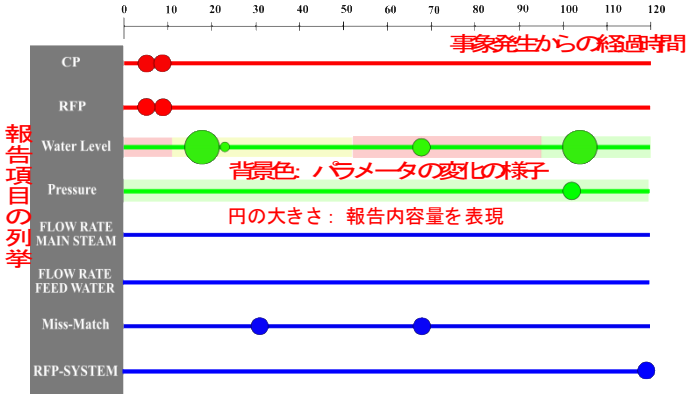


図 1 発話プロトコル可視化

表 1 報告の質の 6 要素の評価指標

	6要素	加点条件
報告の質	網羅性	報告必須項目のうち報告できた項目数
	情報量	数値情報および変動方向の両情報を伴った報告が出来ているか
	関連情報	変化原因，プラントへの影響に関して言及があるか
	迅速性	警報+パラメータ（機器状態）の報告に要した時間
	頻度	変化に対応したプラントの状況報告が出来ているか
	文脈	警報の優先的報告，事象静定後にプラントの状況を報告

3. 結果

BTC 評価結果との相関分析の結果，復水ポンプトリップ，電気油圧式制御装置故障，再循環ポンプ片側トリップにおける相関係数は，それぞれ 0.86 ($p < 0.05$), 0.86, 0.66 であり中程度以上の正の相関が得られ手法の妥当性が示唆された．

4. 結言

本研究では，運転員個人の訓練時の発話プロトコルを解析し，報告に関わるパフォーマンスの客観的評価指標を開発した．評価対象としたシナリオ，運転員の数は十分とは言えないが，報告の質という観点からの分析の基本的な有効性を示すことができたと考える．

*Yoshitaka Hoshii[1], Yoshitake Sohma[1], Makoto Takahashi[1] and Kazukiyo Ueda[2]
[1]Tohoku Univ., [2]BWR Operator Training Center Corp.

ヒューマンエラー防止に係る安全ノウハウ継承時の留意点に関する一考察

Considerations on transferring safety know-how for preventing human error

*武田 大介[1]，弘津 祐子[1]
[1]電力中央研究所

本研究では，現場の安全確保に重要な役割を果たす，ルール化されていない，あるヒューマンエラー防止に係る安全行動・工夫（安全ノウハウ）を次世代へ継承する方法を判断する基準・着眼点を考案すると共に，継承時の留意点について考察する。

キーワード：安全ノウハウ，ヒューマンエラー，安全行動，継承方法，留意点

1. 緒言

ベテラン作業者が自主的に実施している、手順書・マニュアルに記載されていないヒューマンエラー防止のための行動・工夫（安全ノウハウ）が現場の安全確保のために果たす役割は大きい。こういった安全ノウハウを次世代へ継承するためには，作業者が保有している安全ノウハウを抽出し，ルール化や教育・訓練等，何らかの方法で継承する必要がある。本研究では，著者らが開発した方法[1]を用いて抽出された多数の安全ノウハウをより効果的・効率的に継承するために，安全ノウハウの継承優先度付け及び継承方法判断の基準・着眼点を考案すると共に，継承時の留意点について考察する。

2. 方法

安全ノウハウの継承優先度及び継承方法を判断する基準・着眼点の候補（エラー防止への役立ち度，周囲の実施度など）を先行研究に基づき選定し，複数業種（製造業等）の安全ノウハウ各 20 項目を調査参加者（各業種 100 名）にウェブ上で上記候補の観点から評価させることで，基準・着眼点を導出した。

3. 結果・考察

継承優先度付けの指標となる実施選好度（作業者が対策として実施したいか）には①エラー防止効果が高いか，②作業全体の効率性を損なわないか，等が影響を及ぼした。また，継承方法（ルール化 or 教育・訓練等）を判断する指標となるルール化受容度（作業者がルールとして受け入れられるか）には③他者が実施状況を確認できるか，④常にできるか，⑤別のエラーが起きないか，⑥周囲の実施度が高いか，等が影響を及ぼした。以上から，これらを継承優先度付け及び継承方法判断の基準・着眼点とした。

また，安全ノウハウの継承時に関する留意点について，以下を考察した。

- 上記④と⑤の観点から，安全ノウハウには行動の副作用が想定される場合も多いことから，ルール化以外で継承する場合でも，ただ闇雲に安全ノウハウを実施させるのではなく，その副作用について考えさせるような工夫・仕組みがあることが望ましい
- 上記⑥の観点から，周囲の実施度が低い安全ノウハウについてルール化を検討する場合は，初めからルール化するのではなく，重点活動（キャンペーン）等で行動が定着するか見定めてからルール化を検討する方が望ましい

参考文献

[1] 武田大介，弘津祐子．作業者を対象としたヒューマンエラー防止のための安全ノウハウ抽出方法の開発，電力中央研究所報告，L15004，2016

---

*Daisuke Takeda[1] and Yuko Hirotsu[1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

現場組織の緊急時対応力向上を目指した福島第一原子力発電所事故分析

（3）能動的対応の抽出

Enhancing Emergency Response on the Field Based on Analysis of Fukushima Daiichi Nuclear Accident
(3) Extraction of Proactive Correspondence

*大場 恭子[1]，吉澤 厚文[2]，北村 正晴[3]
[1]JAEA，[2]長岡技大，[3]テムス研究所

東日本大震災において，東京電力福島第一原子力発電所はシビアアクシデントとなり，このままでは格納容器の破損も免れない状況となった。しかし，事態の進展を一定に留め，引き戻すことができたのは，現場において数々の能動的（プロアクティブ）な対応がなされたためと考えられる[1]。本稿では，これまで関心が向けていられなかった視点からの教訓抽出を目的として，福島第一原子力発電所における初動対応に注目し，現場の能動的対応の抽出を試みた。
キーワード：福島第一原子力発電所，緊急時対応，レジリエンスエンジニアリング，能動的対応

1. 緒言　レジリエンスエンジニアリングでは，良好事例からの学習を重視している。しかし，良好事例からの学習が必要であるならば，失敗事例と同じように，なぜそのような行為を行うことができたのかといった「原因の究明」や「再発促進」を目的とした調査が必要となろう。しかし，そのような視点での調査はほとんど行われていない。

本稿で取り扱う東京電力福島第一原子力発電所事故現場は，訓練の想定をも超えており，経験したことのない状況下で行動を求められた。マニュアルの多くは役立たず，事故を収束させる明確な道筋や解の提示がなされているようなものもない。そのため，時に，行為の選択肢いずれもがリスクを伴う“Sacrifice Judgment”もあった[2]。しかし，そのような中でも，現場は，常に，炉を冷やすことを目的に，電源確保，注水ラインの構築，ベント操作に向け，それぞれが能動的対応を行っている。本稿では，緊急時における初動対応に重要な能動的対応に注目し，その意義を検討する。

2. 方法　初動対応は，東京電力による「福島第一原子力発電所及び福島第二原子力発電所における対応状況について（平成 23 年 12 月版）資料一覧より抽出した [3]。さらに，抽出した行為を，主観的利用可能時間と制御モードの関係性を説明する概念モデルである COCOM（the Contextual Control Model）を参照し[4]，その制御モードが，「混乱状態制御」，「機会主義的制御」，「戦術的制御」および「戦略的制御」のどこに位置しているかを検討した。尚，各行為の制御モードの検討は，まず，第一著者が行い，その結果を，共著者で確認，議論し，確定した。

3. 結果

- 現場で行われていた行為は，目的に合ったものであり，無作為な行為選択がなされる混乱状態制御モードに当てはまるような行為は見られなかった。
- 行為のほとんどは，連想ベースで行われる機会主義的制御モードである。しかしながら，本来使用すべき機器が機能喪失し，現状に当てはめるマニュアルもない中では，「選択したくてもできない」，「現在の目立った特徴や状況に基づいて選択」することは，やむを得ない選択といえる。現場の対応が，計画や予測の前に，とにかくできることをひとつひとつするしかないという状況であったことがわかる。
- 機会主義的制御モードで行われた行為のひとつである監視計器用電源の確保や，他号機の経験の共有，外部リソースの確保等を受け，時間経過とともに，戦術的制御モード（計画ベース），あるいは戦略的制御モード（予測ベース）が現れてくる。

4. まとめ　緊急時対応への備えとして，想定外の事象といわれる東京電力福島第一原子力発電所事故の現場で行われた行為に，混乱状態制御モードがなかったことの背景についても検討が必要である。また，機会主義的制御モードから戦術的，あるいは戦略的制御モードに移行するには，モニタリング機能の確保，関連する知識の共有，外部リソースの確保が重要であることが明らかになった。今後，どのようにしてそれらを担保するのかを検討すべきである。

参考文献

[1] 古川久敬・山口裕幸（編），＜先取り志向＞の組織心理学プロアクティブ行動と組織，有斐閣，2012
[2] E Woods, D. D. : Chapter2, Essential Characteristics of Resilience. In Hollnagel, E., Woods, D. D. and Leveson, N.. Resilience Engineering : Concepts and Precepts, 30-33, ASHGATE, UK, 2006
[3] 東京電力株式会社，福島第一原子力発電所及び福島第二原子力発電所における対応状況について（平成 23 年 12 月版）資料一覧，2011
[4] Hollnagel, E. :Cognitive Reliability and Error Analysis Method CREAM, ELSEVIER, 1998

* Kyoko Oba [1], Atsufumi Yoshizawa [2] and Masaharu Kitamura[3]
[1] Japan Atomic Energy Agency, [2] Nagaoka University of Technology, [3] Research Institute for Technology Management Strategy

Planning Lecture (Free Entry) | Special Lecture：Special Lecture

Wed. Sep 13, 2017 10:30 AM - 12:00 PM JST | Wed. Sep 13, 2017 1:30 AM - 3:00 AM UTC | Room Q Lecture Hall - Frontier Research in Applied Sciences Building

[1Q_PL01] Prediction of volcano eruption at Mt. Usu and its disaster prevention measures

Chair: Michihiro Furusaka (Hokkaido Univ.)

[1Q_PL0101] The 2000 eruption of Mt. Usu and operation for mitigation of its disaster

*Hiromitsu Ohshima[1] (1. Hokkaido Univ.)

[1Q_PL0102] Disaster medical system in volcano eruption at Mt. Usu

*Eichi Narimatsu[1] (1. Sapporo Medical Univ.)

2017年秋の大会

特別講演

有珠山における火山噴火予知とその防災対策

A Prediction of volcano eruption at Mt. Usu and its disaster prevention measures

有珠山の 2000 年噴火と減災対策の概要

The 2000 eruption of Mt. Usu and operation for mitigation of its disaster

*大島弘光[1]

[1]北海道大学

1. はじめに

有珠山は洞爺湖の南岸に位置し、玄武岩質外輪山とその寄生火山,及び北西−南東方向に 2 列に並ぶ十数体のドームからなる国内でも活動的な火山の一つである.

噴火記録は 1663 年の活動を初めとして現在までに８回を数え、このうちの４回は 20 世紀に起こった.

なかでも 1910 年の噴火活動は火山性微動や火山性地殻変動の発見やマグマ貫入モデルの提唱がなされたほか、1、5000 人の事前避難に成功し、火山学や噴火予知科学の誕生にとどまらず、避難・警戒や避難解除を含む噴火災害対策の原点といえる活動であった.

これに続く 1943-45 年の噴火活動では、戦時中にもかかわらず多点地震観測を始めとして多項目観測が行われた．また科学者の助言を受け、昭和新山生成日記として知られている詳細な昭和新山の成長記録も残された.



図 1.有珠山を構成する外輪山とドーム群

1977-82 年の噴火活動は第一次火山噴火予知計画に基づき北海道大学有珠火山観測所が設立された年に起こり、稠密な観測網が展開されて地震を伴ってドームが隆起することや隆起域を取り囲む震源域が描き出された．また現地観測班が組織され、科学者による組織的な行政対応が行われたほか、火山砂防が芽生える契機となった．その一方、北麓の 三恵病院では入院患者の事前避難 がなされたものの、4 回の噴火のなかで最も規模の大きな噴火であったにもかかわらず、前例に拘泥した多くの住民が避難せずに噴火を迎え、噴火への備えを住民の心に刻み込ませた噴火でもあった.

このように 20 世紀初頭から噴火予知や災害対策が生まれ育ってきた背景があるなかで、2000 噴火は起こった．ここでは 2000 年噴火の概要と、減災対策の中核をなす噴火予測に基づく事前避難と解除の概要を紹介する.

2. 記録に残る噴火活動の特徴と 2000 年噴火

2-1. 噴火の特徴

歴史時代の 9 回の噴火活動はいずれも粘性の高いデイサイト質マグマが活動し、前兆地震を伴い、多量に軽石や火山灰を噴出する軽石噴火や水蒸気・マグマ水蒸気爆発を繰り返えし，火砕サージや火砕流も流下した．また上昇してきたマグマは，地表を押し上げて潜在ドームを創り，時には溶岩ドームとなって地表に現れている.

20 世紀中におこった４回の噴火活動も多数の有感地震を含む激しい前兆地震活動で始まり、水蒸気爆発，マグマ水蒸気爆発が頻発し、火口の開口した地域では地盤が隆起して新山が生じ、新山の隆起が沈降に転じて活動が終息するという共通した特徴がある．一方、活動域は移動し、前兆地震活動や噴火活動の継続期間

表 1.有珠山の歴史噴火

噴火年代	噴出物	火山活動
1.5～2 万年前	有珠山外輪山溶岩 ドンコロ山スコリア	成層火山形成 ドンコロ山側火山（スコリア丘）形成
7000～8000 年前	善光寺岩屑流れ堆積物	山体崩壊、外輪山形成

休止期

噴火年代	休止期	前兆地震活動期間	噴火地点	噴火様式	火砕物体積	生じた新山（隆起量 / 期間）	その他
1663 年		3 日		軽石噴火	0.25km^3		多量な降灰により家屋被害、犠牲者 5 名
17 世紀末		?	?		?	?	詳細不明
1769 年	−52 年−	?	山頂	軽石噴火（明和火砕流）	0.11km^3	小有珠	火砕流により家屋火災
1822 年	−31 年−	3 日	山頂	軽石噴火（文政火砕流）	0.28km^3	オガリ山	火砕流により 1 村全焼、犠牲者 82 名
1853 年	−57 年−	10 日	山頂	軽石噴火（嘉永火砕流）	0.35km^3	大有珠	住民避難
1910 年	−34 年−	6 日	北麓	水蒸気爆発（約 5 ヶ月）	0.003km^3	明治新山 (170m / 5 ヶ月)	**事前避難**、降灰・地殻変動による被害、泥流により犠牲者 1 名
1943-45 年	−32 年−	半年	東麓	水蒸気-マグマ水蒸気爆発（約 5 ヶ月）	0.001km^3	昭和新山[注] (200m･310m / 22 ヶ月)	降灰・地殻変動による被害、幼児 1 名窒息死
1977-82 年	−23 年−	32 時間	山頂	軽石噴火（1 週間） 水蒸気-マグマ水蒸気爆発（約 5 ヶ月）	0.09km^3	1977 新山 (190m / 55 ヶ月)	降灰・地殻変動による被害、二次泥流により犠牲者 3 名
2000 年		5 日	西麓	マグマ水蒸気−水蒸気爆発（約 1 年）	0.001km^3	2000 新山 (80m / 5 ヶ月)	**事前避難**、降灰・泥流・地殻変動による被害

注）200m および 310m は屋根山と溶岩ドームの隆起量．屋根山に溶岩ドームが出現してからも屋根山隆起は継続し、溶岩ドームは 11 ヶ月間で屋根山から 110m 隆起．

が異なるほか、軽石噴火は 1977 年のみ、マグマが地表に達して溶岩ドームが生じたのは 1943-45 の活動に限られるなど相違点もある．

2-2. 2000 年噴火

2000 年の噴火活動は 1910 年の噴火活動に類似した推移をたどった．

前兆地震は 2000 年 3 月 27 日の夜半前から始まり、28 日 01 時過ぎには洞爺湖温泉から有感地震の報告も届いた．その後、地震活動はやや衰えを見せたが，28 日夕刻には再び活発化し、全山規模の山体膨張も明瞭になった．29 日夕刻には地震回数が劇的に急増し、同時に地震の規模も大きくなり，地震活動は 3 月 30 日にピークに達し，それが急速に衰退した 3 月 31 日に有珠山西麓で最初のマグマ-水蒸気爆発が発生した．

翌 4 月 1 日には有珠山の北西麓にある金比羅山山腹でも水蒸気爆発が始まった．その後，この 2 つ火口域には多数の火口が開き，夥しい数の水蒸気爆発が繰り返えされた．金比羅山火口群では 4 月 7 日から 10 日をピークに火口から熱水が熱泥流となって温泉街に流下した．

最初のマグマ-水蒸気爆発の後、全山規模の膨脹は衰退し始め、西麓地域で地盤の隆起が顕著になった．この隆起も 4 月中旬ころから衰えを見せ始めると同時に局在化が進み、最期まで隆起を続けていた 2000 年新山頂部も 8 月中旬には隆起を停止し、 9 月上旬には沈降が明瞭になった．約 5 ヶ月間にわたる地殻変動によって地盤は 80m ほど隆起して、標高 200 m の 2000 年新山が形成された．

水蒸気爆発も新山の隆起の衰えとともに次第に頻度・規模を減じ、あわせて火口の拡大

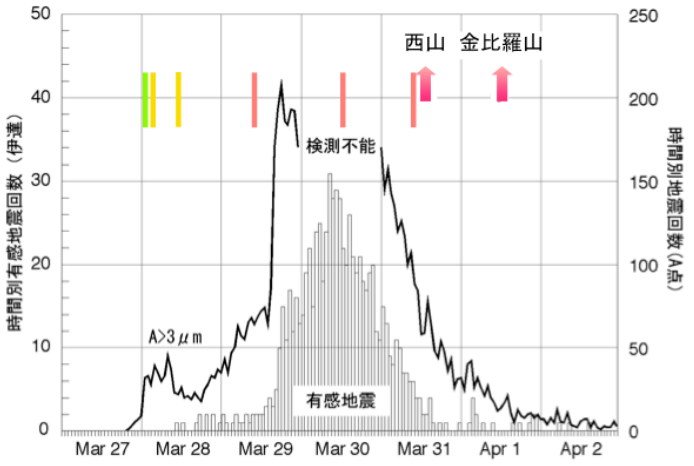


図 2. 伊達で観測された有感地震および気象庁 A 点の地震回数．緑線は火山観測情報、黄線は臨時火山情報、赤線は緊急火山情報が発表時間を示す．

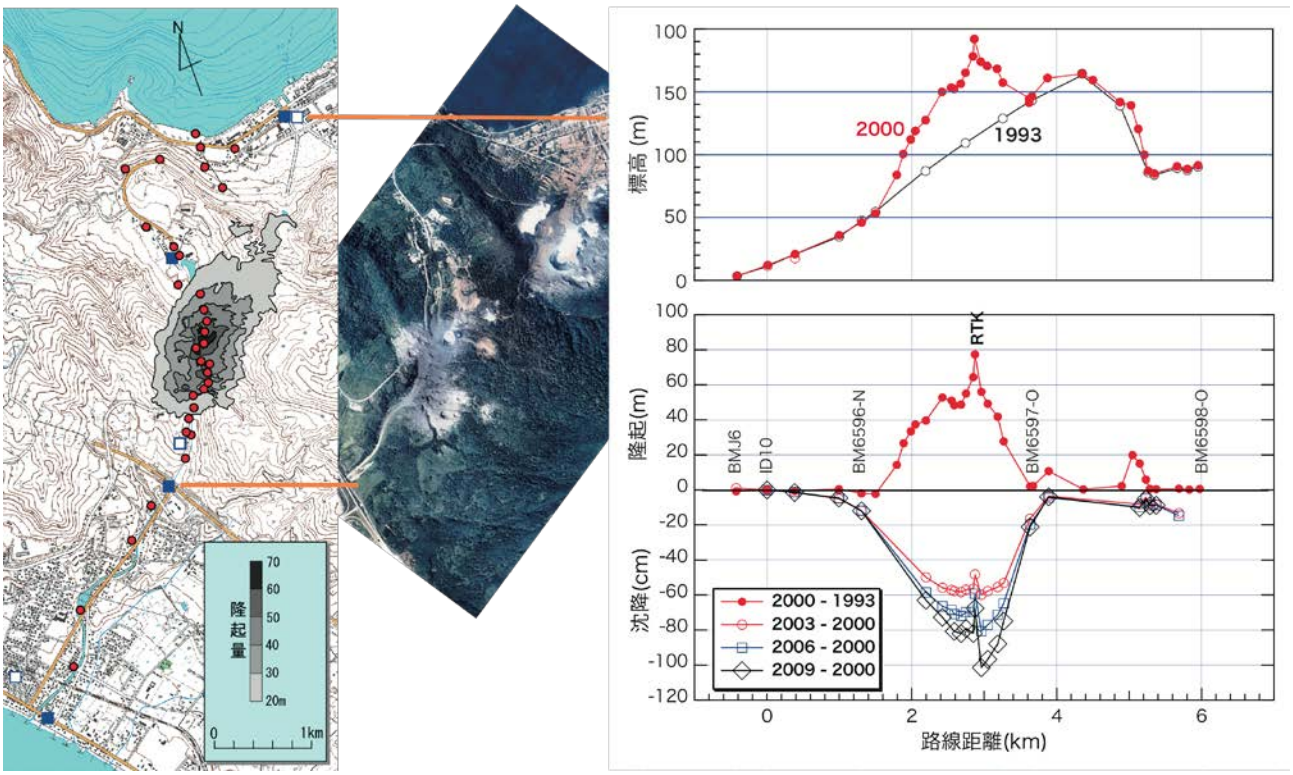


図 3. 2000 新山の隆起と沈降．左図はレーザー測量で描き出された隆起域、中央は噴火活動域、左図は水十測量による 2000 年新山の比高変化.

や併合により活動火口は限られるようなった．西麓での水蒸気爆発は 6 月に停止したが、金比羅火口での極く小規模な水蒸気爆発は 2001 年 9 月まで続いた.

2-3. 噴火予測

歴史噴火の繰り返し間隔は38年±13年と幅があるが、地元関係者や火山研究者の間では2000年噴火の発生時期は2010年前後と考えられていた．それに備えて1995年には地元 1 市 3 町によるハザードマップが発刊された.

そのマップでは山頂噴火と山麓噴火が想定され、山頂噴火では軽石・火山灰噴火やマグマ水蒸気爆発による噴降下軽石・火山灰の層厚や火砕流・火砕サージの流下範囲および噴石の到達範囲が示されている.

一方、山麓噴火では、ドームが2列に並ぶ北西—南東方向に延びた矩形領域を噴火場所として、水蒸気、マグマ水蒸気爆発による降灰、噴石に加えて火砕サージや火山泥流の流下も想定されている．山麓噴火は局所的で火砕サージの流下域の特定が困難であることから、マップには噴石の到達範囲のみが図示されている.

山頂および山麓噴火のいずれの場合も火口開口域では地盤が隆起して潜在ドームが生じ、場合によっては溶岩ドームの出現も想定されている．ドーム形成に伴う地殻変動災害にも注意が喚起されているほか、火山泥流や二次泥流の流下予想図も示されている.

関係者の予想よりも早かったが、2000年噴火は山麓噴火想定域の北西縁付近で起こり、水蒸気爆発に伴う噴石は到達範囲内に飛散し、火山から噴出した熱泥流は想定



図 4. 有珠山火山防災マップ(1995)に掲載されている山麓噴火の発生場所および噴石の到達予想図.

された渓流に沿って流下するなどハザードマップで想定された噴火だった.

直前の噴火は主に前兆地震の発生回数・規模の推移から予測され、火山噴火予知連拡大幹事会は、3 月 28 日に噴火の可能性に言及し、29 日には「数日以内に噴火発生の可能性が高い」と噴火発生時期が盛り込まれた統一見解をまとめ緊急火山情報と発表した．この情報の２日後に西麓で噴火が起こった．また、西麓に新たな亀裂の確認という山麓噴火の可能性を意味する臨時火山観測情報第３号の発表（11:50）から約 70 分後の 13：07 に西麓から噴火した.

噴火場所については前兆活動開始後に展開された臨時観測を含め、観測データは有珠山北西部からの山頂噴火を示唆し、30 日には西外輪山付近で 100m 以上にわたる断層や地割れ群が確認された．一方、西麓での噴火の可能性を示すデータは噴火当日の朝に発見された 230 号線の亀裂（緊急火山情報第 3 号）に限られ、噴火地点を特定するまでに至らなかった.

活動の推移については最初の噴火がマグマ-水蒸気爆発で小規模な火砕サージや少量の軽石も認められ、より規模の大きな噴火に発展する可能性に加えて、過去に起こった二回の活動ではドーム形成期により規模の大きな火砕サージの流下が繰り返されたことから、火砕流や火砕サージの発生を想定したが、最初の爆発を超えることはなく、執拗に繰り返される水蒸気爆発で終わった.

噴火活動の終息を意味する新山の隆起は、立ち入り規制があり，主にセオドライトによる三角水準測量によって追跡するしかなかったが、7 月中旬に設置された GPS により隆起から沈降を捉え、消息を確認することができた.

3. 事前避難と減災対策

事前避難に成功した要因は、適切で迅速な火山情報もあるが、長年にわたって有珠山の噴火に備えた取り組みを行ってきた住民や行政の適切な行動と、住民や行政の取り組みを支えた科学者との連携である.

これに加えて科学者が首長を始めとする関係者に直接災害軽減への専門的な解説・助言が行える北海道防災会議火山専門委員会という火山防災助言機構が長年機能してきたことである.

また 1995 年の阪神淡路大震災後に国の危機管理態勢が整備され､国の現地対策本部が設置されたことも大きい.

更に、恐怖を感じる激しい前兆地震活動や前兆活動の開始から最初の噴火まで避難に必要十分な時間が確保できたこと大きな要因である.

3-1. 事前避難

28 日深夜に相継いで発表された前兆地震活動の始まったことを伝える情報を受けて、事前に耳打ちされていた自治体は昼前までに災害対策本部や連絡本部を設置し、住民への広報や自主避難を呼びかけ、夕方までに１市２町で要介護者を含め約 400 人が避難した.

数日内に噴火する可能性の高いことに言及した拡大幹事会の見解（緊急火山情報）が発表された 29 日には国および地方部局など防災関係機関で災害対策本部等が立ち上がり、昼過ぎからは有珠山周辺の国道や道々および道央自動車道の通行規制や JR 北海道の運転見合わせの始まった．夕方には道、1 市 2 町の首長に加えて予知連会長や国の防災担当官が出席し、北海道防災会議拡大火山専門委員会が開かれ、火山専門家から噴火が切迫していることや過去事例を含め噴火シナリオと災害予測が示された．これを受けて既に自衛隊に災害派遣要請を行っていた北海道は山頂火砕流噴火のシナリオにそった避難を決断し、１市２町はハザードマップに描かれた危険予想域に対し一斉に避難指示を発令し、約 9500 人の避難が始まった．その際、ハザードマップが１市２町による避難指示区域の根拠に使われた．また政府は現地連絡調整会議を設置し、発災前に国主導による危機管理体制も確立した.

30 日には火山専門家の提案により有珠山北西部での噴火に備えてハザードマップが見直され、新たに危険区域地区となった２地区に避難が指示され、31 日の噴火時には約 10,000 人の住民避難が完了していた.

事前避難は想定されたなかで最悪のシナリオに基づいていたが、噴火は想定域の北西縁で起こり、小規模な火砕サージや少量の軽石も認められ、より規模の大きな噴火に発展する可能性が残った．加えて過去に起

こった二回の活動ではドーム形成期により規模の大きな火砕サージの流下が繰り返されたことから、火山専門家の助言を受けて開口した火口の西側に位置する虻田町の２地区にも避難指示が発令され、避難者は約16,000 人となった．災害対策にあたる虻田町役場も隣接する豊浦町に機能を移転した．

国の現地連絡調整会議は現地対策本部（ミニ霞ヶ関）に格上げされた．その運営は即断即決を旨とし、権限のある者が機関として具体的な対応を表明することが求められたようである．また火山噴火予知連は迅速な活動評価を行うために有珠山部会を設置した．西麓の金比羅山で噴火活動が始まった４月１日には伊達市に機能移転を進めていた臨時北大有珠観測所が立ち上がり、観測研究の立案や実施、観測データの総合評価や成果の部会における活用を図るために大学合同観測班（後に現地総合観測班に発展）も組織された．

3-2. 避難解除

火口が開き活動域が確定したことから、1 日には最初の規制解除が行われた．伊達市は 31 日の噴火直後に発令した活動域から東に最も遠い地区の避難勧告を解除し、2 日には活動域に近い世帯を除き、再避難のあり得ることを前提に避難指示を解除した．

一方、隆起を続ける西麓では水蒸気爆破が繰り返されているものの、活動に拡大の兆しが見えないことから、ホタテ養殖管理、農作業のため立入りや一時帰宅を求める要望が相継ぎ、現地対策本部では火山研究者の助言に基づき、一時帰宅等の基本方針を定めた．実施にはいわゆるカテゴリー方式が用いられ、その時点での活動から想定される危険度と、取るべき/取り得る安全策によって避難指示区域を区分し、危険度の低い地域については必要な安全策を取って立入りが許可された．

11 日には噴火に伴う土砂災害に的確かつ迅速に対処するために土砂災害対策検討委員会が組織され、翌 12 日には初めて現地で火山噴火予知連絡会が開催された．噴火活動は西麓に限定され、初期に想定した山頂噴火に移行するような現象は認められないという統一見解を受けて、13 日には有珠山南麓から東麓にかけた地域の避難指示が解除された．

更に5月 22 日には活動火口周辺に影響が及ぶ噴火は当分続くとしながらもマグマ活動を示す隆起速度は次第に低下しており、このままの傾向が続けば噴火が終息に向かう可能性があると火山噴火予知連絡会が終息に言及したことにより、交通規制の大幅な解除や JR の運行再開、立入り規制区域の解除が進められた．

7 月 10 日の火山噴火予知連結会では、火口近傍での噴石や地熱活動は続くものの、深部からのマグマ供給はほぼ停止し、一連のマグマ活動は終息に向かっているという事実上の終息宣言が行われた．これによって規制区域は火口周辺のみとなり、復興へ向けての地元の動きが加速した．この１ヶ月後には国の噴火非常災害現地対策本部も廃止された．

4. おわりに代えて

6 月に入ると各自治体で復旧・復興に向けた取り組みが始まった．噴火で大きな被害を受けた洞爺湖温泉では、将来の安全確保のために、1910 年の噴火で湧出した温泉により 90 年の歳月をかけて発展した町並みの半分が 2000 年の噴火で砂防敷地として自然にかえった．

一方、大きな災害から免れた壮瞥町は、ハードの整備と有珠山全体を自然博物館とするソフト的な取り組みとしてエコミュージアム（自然博物館）構想を展開した．

いずれも有珠山との共生を目指した取り組みであり、避難・危機管理に偏りがちな災害対策のゴールが、平時の啓蒙・普及活動、避難対策や応急対策はもちろん、発災後の長期的な人間・社会の復興にあることを示す好対照な事例と言えるだろう．

* Hiromitsu Oshima[1]

[1]Hokkaido Univ.

2017年秋の大会

特別講演

有珠山における火山噴火予知とその防災対策

Prediction of volcano eruption at Mt. Usu and its disaster prevention measures

有珠山噴火における災害医療体制

Disaster medical system in volcano eruption at Mt. Usu

成松　英智
札幌医科大学　医学部救急医学講座
附属病院高度救命救急センター
北海道病院前・航空・災害医学寄付講座

1. 一般論

1-1. 災害医療システム

集団災害とは短時間内に多数の傷病者が発生し，平時の救急・医療体制では限界超過や対応不能が発生する事象である．発生原因（自然，人為的，複合的，人道的災害，等）や患者重症度は多様である．被災による直接傷病だけではなく，平時医療中断に起因する慢性疾患増悪や避難所の集団感染症，等も発生する．

集団災害では社会混乱と多数傷病者が同時発生するため，医療展開には病院機能や患者搬送システムの混乱が伴う．傷病者の同時多数来院，病院施設損壊，社会インフラ障害，情報混乱，等による医療環境悪化と診療能力限界超過により，被災地域および周辺地域の病院機能は低下する．また発生した患者の治療に必要な専門・高次医療施設が被災地近隣にあるとは限らない．このような状況下で集団災害時には，最大多数傷病者への最大治療効率を目指し，既存病院機能を最大限に発揮しながら患者の重症度選別，初期治療，搬送先配分，広域搬送，等を含めた搬送・治療計画が立案・実施される（図１）．

被災患者は先ずトリアージポイントに搬送され重症度選別（重症，中等症，軽症，治療保留）を受け，必要最低限の応急処置後，重症度・疾患分類別に受入れ分担化された医療施設に搬送され治療を受ける．治療・搬送の優先順位は，生命＞機能＞四肢＞審美である．トリアージポイントは２次被災の可能性が（少）ない災害現場付近，学校施設，行政庁舎，病院入口，等に設営され，そこでは災害派遣医療チーム（DMAT，JMAT，日赤医療チーム，等），地元医療関係者，消防，行政，等の災害医療訓練を受けたスタッフが活動する（図２）．

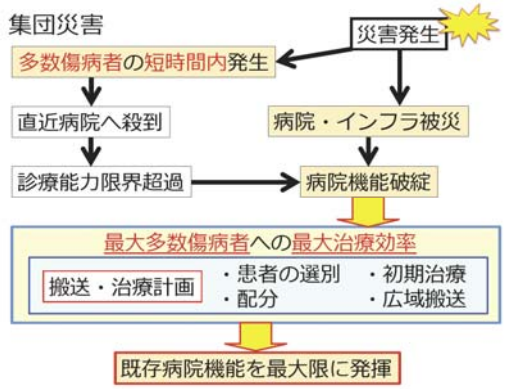


図１：集団災害

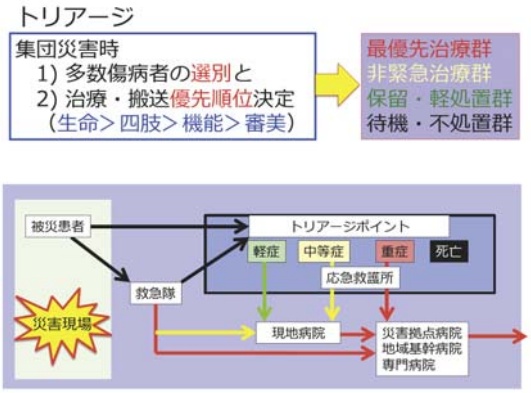


図２：集団災害トリアージ

災害時，現地病院では多数・多様な患者を同時平行で診療することになる．その際には，1）全症例への十分な医療行為は不可能になること，2）専門外診療，医療環境悪化，患者・家族の自己中心化，等が生じ

ること，3）施設被災，スタッフ・医療資源等の不足による診療機能低下が生じること，等が問題点となる．病院は平時の診療能力と被災の影響から割り出したその時点の診療能力別に重症，中等症あるいは軽症患者を分担して受け入れる．被災地域の病院で重症患者を多数収容した場合，また多数の軽症・中等症患者が殺到した場合には，診療マンパワーや医療資源が分散・不足して，特に重症患者医療が手薄になり治療成績が悪化する可能性がある．このような場合，濃厚医療が必要な重症患者は搬送不可能な場合を除き被災地域外へ広域分散搬送され，遠隔地で通常条件下での医療を受ける．診療と避難の同時並行が余儀なくされる状況では，それ以上の人的被害増加を防ぐため診療を縮小・中断してでも避難を優先させる事もあり得る（図３）．

1-2. 患者搬送システム

災害時の患者搬送の総指揮および車両・機体所属機関の間の総合調整は都道府県庁に設置される災害対策本部が，実際の現場運用は現地の運行本部が担当する．患者搬送手段には，陸上搬送および回転翼（ヘリコプター）・固定翼（飛行機）による航空搬送がある．陸上搬送は主に救急車によるもので迅速に実施可能であり，車両数が確保されれば多数患者搬送が可能だが，道路通行が前提となるため噴火災害に伴う通行止め，信号障害，交通規制，渋滞，等で運用効率が低下する．回転翼は航続距離の限界から数 100km 以内の搬送に適しており，グラウンド，等の広い敷地があれば被災地域内での離発着が可能であるが，悪天候，夜間（有視界飛行の場合），噴煙（火山灰吸入によるエンジン停止）が飛行困難要因となる．固定翼は長距離搬送に適するが，離発着は滑走路がある空港・飛行場に限定され，その飛行困難要因は回転翼と同様である．搬送手段の選択は，患者病態・重症度・安定性，受入れ病院の地理的位置関係，搬送時間，災害が搬送手段に及ぼす影響・危険性，等で総合的に勘案・決定される．

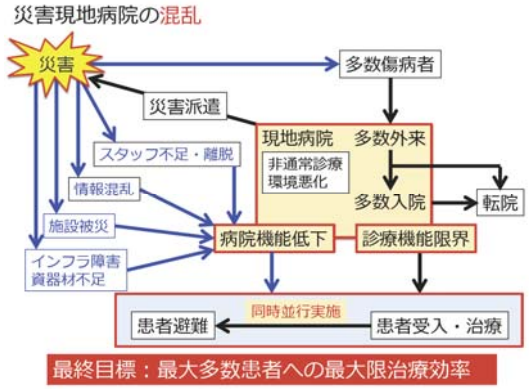


図３：災害現地病院の混乱

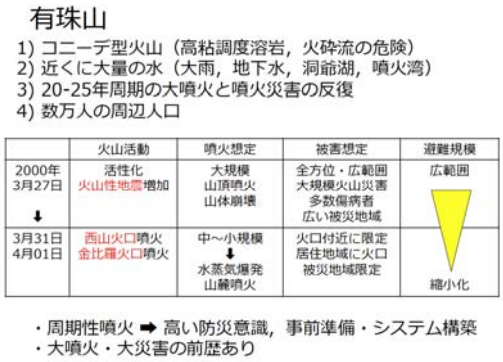


図４：有珠山の特徴と 2000 年噴火

2. 有珠山噴火災害医療体制

2-1 有珠山噴火時の緊急医療体制

これまでの有珠山噴火が約 20-25 年周期であったこと，前々回噴火が 1977 年，前回噴火が 2000 年であったことから，有珠山周辺地域では噴火規模，傷病，患者数，等の各種想定に基づいて近々の噴火を想定した医療対応の準備が進められている（図４）．北海道，地域行政，住民の火山防災意識は高く，噴火予兆の連絡が行政に入ると人的避難を迅速に開始するシステムが構築されている．以下，前回噴火（2000 年）時に実施された対策を踏まえて，現段階で考えられる想定的対策（未確定部分を含む）を示す．

非都市部である有珠山周辺地域では，医療機関，社会施設，一般・高速道路，等の医療に関連した既存社会インフラは噴火時の災害医療に活用するには決して量的に十分ではない．有珠山近隣の現地病院は，平時には軽症から中等症までの患者対応能力を持つ．しかし噴火時にそれらの病院が正常に機能するという保証はなく，所在地が避難対象地域に指定されると診療中断と即時避難を迫られる可能性が高い．また避難対象地域周辺でも患者増加やインフラ障害，等の発生に伴う診療機能低下や混乱が予想される．重症

患者は，搬送可能であれば有珠山周辺地域外の災害拠点病院，等に広域搬送され，通常体制下での治療を受ける．リスク要因（高い重症度，全身状態不安定，搬送手段の問題，等）により広域搬送が危険と判断された重症患者および中等症患者（ICU 管理までは必要ではない）は，現地の中核的病院でありかつ 2 次救急医療機関（平時は主に中等症患者までを担当）である伊達日赤病院や洞爺協会病院での治療が第一選択となる．ただしこれらの病院が病院損壊や避難指示，等により診療継続困難となった場合には，これらの患者も広域搬送の対象になる．軽傷者は安全が確認された周辺地域の一般病院で治療される（図５）．

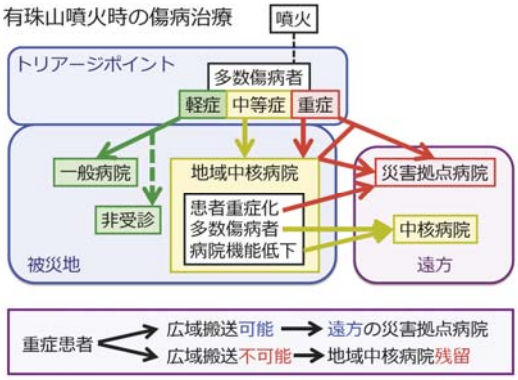


図５：有珠山噴火時の傷病者治療

有珠山噴火関連（想定）傷病

時相	病態	原因
噴火直後	外力損傷	火山弾・落石　泥流　転落　倒壊建造物　交通事故
	熱傷	火砕流　熱泥流　熱水　水蒸気　高温ガス
	溺水	津波　洪水
	ガス中毒	火山ガス
その後	一般傷病	慢性疾患治療再開　感染症　精神的ストレス，等

患者搬送

搬送様式			特徴	弱点
地域内	陸上	救急車	実施が容易	道路被災（破壊，火山灰，等），渋滞，事故
広域				上記＋高速道路はICでのみ乗降可能
	航空	回転翼	高速搬送	少人数搬送，悪天候，夜間，噴煙
		固定翼		上記＋滑走路が必要

図６：有珠山噴火関連傷病と患者搬送

診療面では発災直後は噴火や避難行動に直接関連した傷病（外傷，熱傷，津波溺水，火山ガス中毒，等）への対応が主となるが，時間が経過していくと慢性疾患患者の治療再開，施設入所者への対応，避難所長期滞在で発生する疾患（感染症，深部静脈血栓症，精神的ストレス，等）への対応需要も発生する．また噴火災害とは関係なく通常頻度で発生する一般傷病の対応も行う（図６）．

2-2 有珠山噴火時の患者搬送システム（図６）

有珠山周辺では山麓部まで温泉街，住宅地，農地，等の有人地域および道路が分布している．噴火時には有珠山直近を中心に地殻変動，火山灰，避難地域指定，等により多くの道路の通行や地域アクセスが困難化する．このため道路被災の様式と程度にもよるが，該当地域における傷病者の救助・収容活動と搬送は困難化が予想される．救助された傷病者は主に走行可能な一般道路を用いた陸上搬送でトリアージポイントまで搬送される（火山灰と再噴火の危険性により，噴火直後の回転翼による被災地域への進入は困難が想定される）．有珠山の場合，トリアージポイントは 1）安全が確保された避難地域の外で，2）被災地域からの道路が集まる地点，かつ 3）その時々の風向き，等によって決まる噴煙・火山灰分布の方向以外（回転翼運行ができなくなるため）の学校施設に設営される．学校施設は 1）多数の教室，机，椅子，水道蛇口，等の医療転用可能設備や炊事施設があること，2）教室および体育館に多数避難者を収容できること，3）グラウンドを救急車集結場所およびヘリポートとして使用できること，4）公立であれば容易に市町村が指定できること，等の好条件が揃っている．救助・収容され，あるいは自力でトリアージポイントまで到達した傷病者は，トリアージと緊急処置を受けた後，重症度・病態分類別に避難地域外の医療機関に再搬送される（上記）．比較的近距離（生活圏内）にあり軽症被災患者が自己判断・自力移動で到達可能である有珠山近隣の災害拠点病院（伊達日赤病院，日鋼記念病院［室蘭］，市立室蘭総合病院，製鉄記念室蘭病院）は，軽症患者多数発生時にはトリアージ外軽症患者の大量受診による病院混乱が予想される．このような場合にはこれらの病院への重症患者搬送は控え，搬送先は札幌，等の遠隔地の災害拠点病院が選定される．

有珠山周辺地域からの広域陸上搬送に用いられる道路は複数存在するが限定的である．また回避路・側副路が少ないため道路通行困難や車両数増加により渋滞が発生しやすい．有珠山周辺地域からの主な広域陸上搬送経路は，(1) 室蘭経由札幌方面（南東方向：国道 37・36 号線および道央自動車道），(2) 長万部経由函館方面（北西方向：国道 37 号線および道央自動車道），(3) 中山峠経由札幌方面（北北東方向：国

道 230 号線）である．(1)の室蘭を経た札幌方面には室蘭，苫小牧，札幌，等の重症患者対応可能な病院を持つ都市が連なる．しかし(2)の長万部・函館方面では，重症患者治療可能な病院がある八雲や函館までは長距離である．(3)の国道 230 号線経由で札幌に向かう経路では途中に中山峠があり，札幌到着まで渋滞回避路や緊急対処可能病院がない峠道が長距離続く．一般道路では避難車両集中による渋滞・事故，等が，高速道路ではインターチェンジでしか合流・流出できないことやインターチェンジ（伊達，虻田洞爺湖，豊浦噴火湾 PA・豊浦）に至るまでの一般道路の通行困難が搬送困難要因となる（図７）．



図７：陸上広域搬送経路

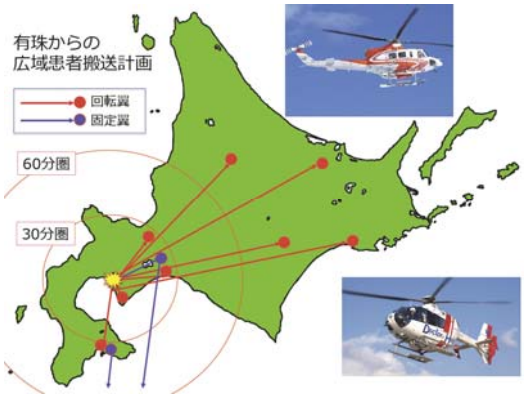


図８：航空広域搬送経路

有珠山直近には空港がないため，有珠山周辺の航空搬送手段は回転翼が中心となる．噴火災害発生時には，北海道防災，北海道警察，札幌市消防，自衛隊，ドクターヘリ，等の回転翼が災害対策本部の調整下で運用される．回転翼は災害拠点病院が集中する札幌まで 30-40 分で到達可能であり，主に札幌，函館と札幌以遠の道内主要都市が目的地となる．本州以南への災害患者搬送は主に自衛隊の固定翼が担うが，出発点となる直近の空港（航空自衛隊千歳基地・新千歳空港や函館空港）までは遠距離であるため，そこまでの搬送は回転翼が担当する（図８）．エンジン停止の危険性のため，回転翼，固定翼ともに噴煙・火山灰吸入は噴火時の最大の飛行困難要因である．このため特に有珠山付近かつ低空の飛行を求められる回転翼は火山灰を回避せざるを得ず，トリアージポイントおよび他の臨時回転翼発着場は火山灰降下の（少）ない地点が随時選定される．

以上のような複合的な状況下で全被災患者の総合的な予後を最良にするため，既知情報と幅のある想定を踏まえて可能な限りの対応計画の事前立案が進行している．本講演では，災害医療・搬送システムの基本概念の概説後，有珠山噴火時の緊急医療体制・患者搬送システムについて述べる．

Eichi Narimatsu

Sapporo Medical University School of Medicine

Planning Lecture | Invited Lecture：Invited Lecture

Wed. Sep 13, 2017 12:05 PM - 12:55 PM JST | Wed. Sep 13, 2017 3:05 AM - 3:55 AM UTC | Room Q Lecture Hall - Frontier Research in Applied Sciences Building

[1Q_PL02] Basic Policy for Atomic Energy

Chair: Mitsuru Uesaka (President of AESJ)

[1Q_PL0201] Basic Policy for Atomic Energy

*Yoshiaki Oka[1] (1. Chairman of JAEC)

2017年秋の大会

招待講演

原子力利用に関する基本的考え方

Basic Policy for Atomic Energy

*岡　芳明[1]

[1] 内閣府原子力委員会

「原子力利用に関する基本的考え方」（平成29年7月21日に閣議尊重決定）の概要を紹介する。

検討経緯

2014年12月16日　原子力委員会設置法見直し後の原子力委員会発足、委員長談話で原子力利用の基本的考え方の作成を表明

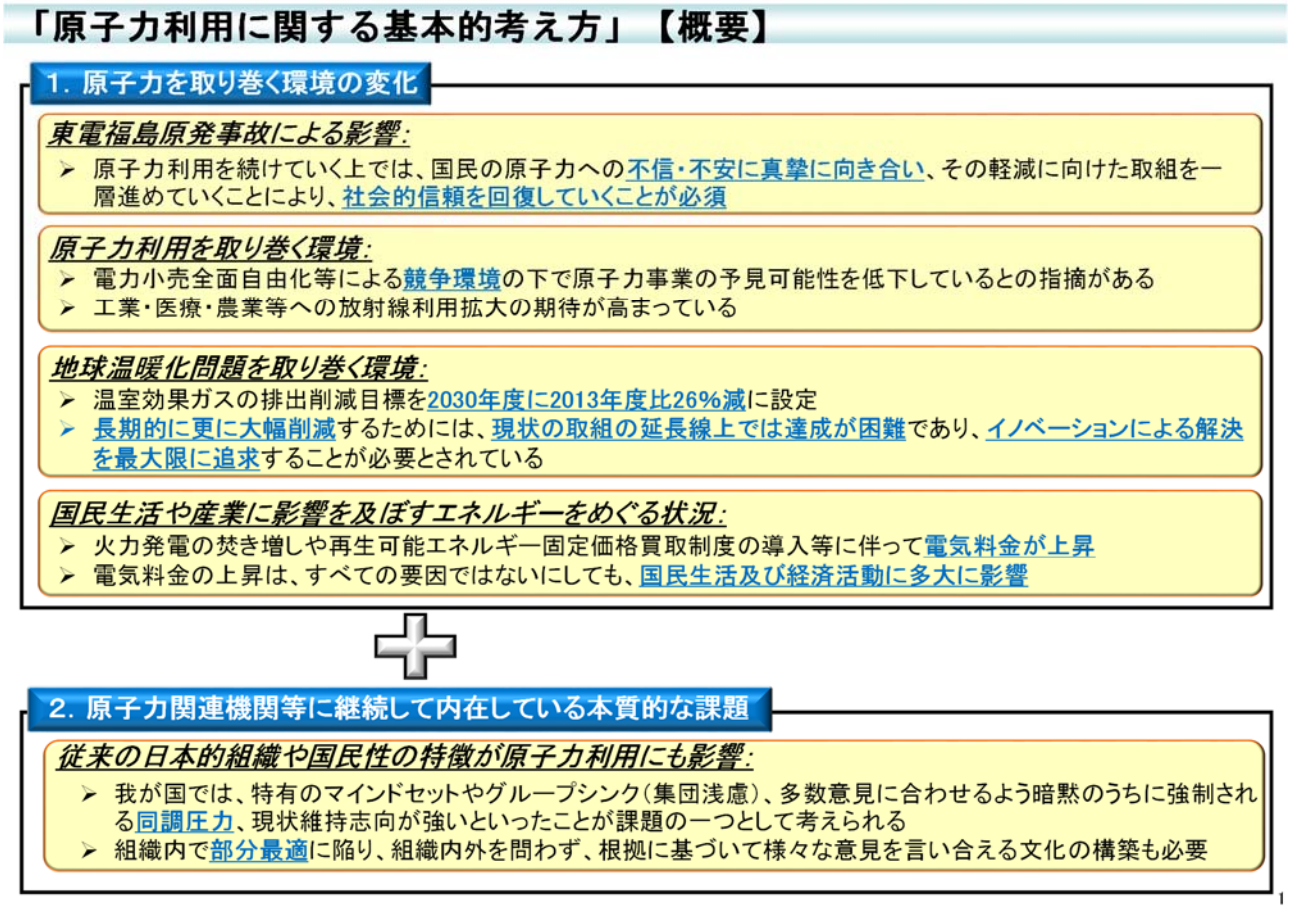
2015年1月28日　定例会で有識者意見聴取開始　合計36名
研究用原子炉の在り方や、理解の深化、軽水炉利用、高速炉開発について、原子力委員会としての「見解」を策定しつつ、重要テーマについて検討

2017年4月27日～6月5日　パブリックコメント募集　到達件数728件

2017年7月18日　パブリックコメントの結果を踏まえた原子力委員会定例会での検討

2017年7月20日　原子力委員会決定

2017年7月21日　閣議決定：政府は、原子力の研究、開発及び利用に当たり、原子力委員会の「原子力利用に関する基本的考え方」を尊重する旨を決定



「原子力利用に関する基本的考え方」【概要】

3. 原子力利用の基本目標

責任ある体制のもと徹底したリスク管理を行った上での適切な原子力利用は必要である。その適切な利用に当たっては、平和利用を旨とし、安全性の確保を大前提に国民からの信頼を得ながら、原子力技術が環境や国民生活及び経済にもたらす便益とコストについて十分に意識して進めることが大切である。

- 東電福島原発事故の反省と教訓を真摯に学ぶ
- 地球温暖化問題や国民生活・経済への影響を踏まえた原子力エネルギー利用を目指す
- 国際潮流を踏まえた国内外での取組を進める
- 原子力の平和利用の確保と国際協力を進める
- 原子力利用の大前提となる国民からの信頼回復を目指す
- 廃止措置及び放射性廃棄物への対応を着実に進める
- 放射線・放射性同位元素の利用による生活の質の一層の向上
- 原子力利用のための基盤強化を進める

4. 重点的取組とその方向性

- ***ゼロリスクはないとの認識の下での不断の安全性向上***
  - 福島の着実な復興・再生の推進と東電福島原発事故の反省と教訓を活用
  - 安全確保において最重要な過酷事故の防止とその影響低減を図るため、原因・事象の究明と対応力の涵養
  - 日本的組織や国民性の弱点を克服した安全文化を確立
  - リスクマネジメントの推進による自主的安全性向上の改善や、安全における客観性向上等により、「取締り型」から「予防型」の安全確保へ移行
- ***地球温暖化問題や国民生活・経済への影響を踏まえた原子力エネルギー利用の在り方***
  - 競争環境の出現等により、事業期間全体で見れば運転コストは低廉であるものの、事業の予見可能性が低いと判断される可能性もあるため、原子力発電の特性を活かせるよう、課題の解決に向けた措置の検討が必要
  - 温室効果ガス削減のみならず国民生活や経済面、安定供給面でも原子力発電は必要である。国民負担等を考え、長期的に果たし得る位置づけを明らかにし、必要な対策を検討すべき
  - 高速炉開発においては、商業化ビジネスとしての成立条件や目標を含めてその在り方や方向性を検討していくこと必要がある

2

「原子力利用に関する基本的考え方」【概要】

4. 重点的取組とその方向性

- ***国際潮流を踏まえた国内外での取組***
  - 国際的知見や経験を収集・共有し、国際感覚の向上に努め、グローバル・スタンダードである仕組みの導入
  - グローバル化の中での国内外の連携・協力の推進
- ***平和利用と核不拡散・核セキュリティの確保***
  - 核不拡散・核セキュリティ分野での貢献
  - プルトニウム利用に関する国際的な説明責任、プルトニウムの管理とバランス確保、プルサーマルでの対応
- ***原子力利用の前提となる国民からの信頼回復***
  - 立地地域に限らず消費地の方々が科学的知見や事実(根拠)に基づき理解を深め、それぞれの意見を形成していくことができる環境が重要
  - 科学の不確実性やリスクに十分留意しながら、科学的知見や事実(根拠)に基づく情報体系を整備
  - 科学的知見や事実(根拠)に基づいた双方向の対話を進める。その際、国民と原子力関係者を橋渡す役割が重要
- ***廃止措置及び放射性廃棄物への対応***
  - 廃止を決定した研究炉等について、計画性をもって放射性廃棄物の処理・処分と一体的に廃止措置を進める
  - 現世代の責任による放射性廃棄物処分の着実な実施
  - 放射性廃棄物に関する保管・処理・処分状況を国が一元的に把握し総合的な対策を推進するための仕組みの構築。高レベル放射性廃棄物に係る国が前面に立った取組等の継続
- ***放射線・放射性同位元素の利用の展開***
  - 量子ビームを含め放射線及びラジオアイソトープをさらに活用していくための基盤整備
  - 新たな技術シーズの発掘や技術の高度化とともに、放射線影響の研究にも注力
- ***原子力利用の基盤強化***
  - 原子力科学技術の探求と基礎研究・イノベーションの推進
  - 知識基盤や技術基盤、人材といった基盤的な力は原子力利用を支えるものであり、その強化を図る
  - 研究開発機関と原子力事業者がそれぞれの役割の違いを認識及び尊重した上で連携し、厚い知識基盤を構築

⇨ 今日も含め原子力を取り巻く環境は常に大きく変化していくこと等も踏まえ、5年を目途に適宜見直し、改定する

3

2017年秋の大会

*Yoshiaki Oka[1]

[1]Japan Atomic Energy Commission

Planning Lecture | Board and Committee：Board of Directors

Wed. Sep 13, 2017 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 13, 2017 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room Q Lecture Hall - Frontier Research in Applied Sciences Building

[1Q_PL03] Regulations on Nuclear Research (Nuclear Fuels and Radioisotopes)

Chair: Nobuaki Sato (Tohoku Univ.)

[1Q_PL0301] Opening Remarks (President of AESJ)

*Mitsuru Uesaka[1] (1. Univ. of Tokyo)

[1Q_PL0302] Trends of Regulation on Nuclear Fuels

*Shin-ichi Okita[1] (1. NRA)

[1Q_PL0303] Trends of Regulation on Radioisotopes

*Masakatsu Yoshioka[1] (1. NRA)

[1Q_PL0304] Panel Discussions

*Chair: Mitsuru Uesaka[1], Shin-ichi Okita[2], Masakatsu Yoshioka[2], Ken Nakajima[3], Nobuaki Sato[4] (1. Univ. of Tokyo, 2. NRA, 3. Kyoto Univ., 4. Tohoku Univ.)

[1Q_PL0305] Closing Remarks (Vice President of AESJ)

*Shigeaki Okajima[1] (1. JAEA)

Planning Lecture | Board and Committee | Board of Directors

[1Q_PL03] Regulations on Nuclear Research (Nuclear Fuels and Radioisotopes)

Chair: Nobuaki Sato (Tohoku Univ.)

Wed. Sep 13, 2017 1:00 PM - 2:30 PM Room Q (Lecture Hall - Frontier Research in Applied Sciences Building)

[1Q_PL0301]Opening Remarks (President of AESJ)

*Mitsuru Uesaka[1] (1. Univ. of Tokyo)

原子力規制委員会はIAEAが実施した総合的規制評価サービス(IRRS, Integrated Regulatory Review Service)の結果に基づく規制法の整備を進めており、原子炉等規制法等の改正法が本年4月14日に公布となった。この改正において、RI関係では、報告義務の強化や、業務の改善活動の導入などより安全な管理体制の確立が、核燃料関係では、保安措置命令、許可段階からの保安のための業務に係る品質管理等が追加されることとなる。大学等の研究炉では新規制に対応して再稼働してきているが、核燃およびRI使用施設では、施設整備や安全管理においても課題が多くなり、人材不足と相俟って、原子力分野における基礎・基盤研究の展開に影響が懸念され、原子力分野における教育および研究環境の整備と次世代への人材育成が喫緊の課題となっている。本セッションでは、原子規制庁から、原子力研究に関わる核燃およびRIに関する法規制の現状および動向についての講演を受け、大学関係者を含めたパネルディスカッションにおいて今後の大学等の研究施設の在り方と、法規制への対応について意見交換を行う。

©Atomic Energy Society of Japan

2017 年秋の年会

理事会セッション

原子力研究に関わる法規制（核燃およびRI）の動向

Regulations on Nuclear Research (Nuclear Fuels and Radioisotopes)

核燃に関わる法規制の動向

Trends of Regulation on Nuclear Fuels

*沖田　真一[1]

[1]原子力規制庁

1. 概要

本セッションでは、原子炉等規制法に基づく核燃料物質の使用に関する規制内容、核燃料物質の使用者に対して実施した立入検査結果、本年 4 月 14 日に公布された原子炉等規制法の改正内容等について紹介する。

また、本年 6 月に発生した国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究開発センター（北地区）燃料研究棟における核燃料物質の飛散による作業員の内部被ばく事故からのこれまでに明らかとなった教訓等について紹介する。

①核燃料物質の使用に関する規制については、法令に基づく核燃料物質の定義及び規制値、核燃料物質の使用の許可を受けている施設の概要、核燃料物質の使用に係る規制の概要、平成 23 年に発生した東京電力福島第一原子力発電所の事故を踏まえ、平成 25 年 12 月に施行された「使用施設等の位置、構造及び設備の基準に関する規則」（新規制基準）の概要、核燃料物質使用者の法令に基づく手続きの不備事例等について紹介する。

②昨年度（平成 28 年度）から実施している核燃料物質の使用者に対して実施した立入検査結果について、これまで判明した問題点を紹介する。

③核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律等の一部を改正する法律（平成 29 年 4 月 14 日公布）の一部（第 1 条関係）が、平成 29 年 7 月 10 日に施行されるとともに、核燃料物質の使用等に関する規則の一部改正についても同日付けで施行されたので、その内容等について紹介する。

④国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究開発センター（北地区）燃料研究棟における核燃料物質の飛散による作業員の内部被ばく事故については、立入検査で確認した結果及び教訓についてこれまで明らかとなった内容を紹介する。

本日、紹介した内容をきっかけに、核燃料物質の使用者として、今後の使用施設等の保守管理について、やるべきこと、気をつけなければならないことは何かを考え、その維持向上を確実に行っていただきたい。

*Shinichi Okita[1]

[1]Nuclear Regulatory Agency

2017 年秋の年会

理事会セッション

原子力研究に関わる法規制（核燃および RI）の動向

Regulations on Nuclear Research (Nuclear Fuels and Radioisotopes)

RI に関わる法規制の動向

Trends of Regulation on Radioisotopes

*吉岡　正勝[1]

[1]原子力規制庁

1. 概要

本セッションでは、本年 4 月 14 日に公布された放射性同位元素等による放射線障害の防止に関する法律（以下「放射線障害防止法」という。）の改正内容、最近の事故・トラブル事例、及び放射線障害防止法に基づき実施した立入検査結果等について紹介する。

- 放射性同位元素使用施設等の規制の充実強化：
  平成 28 年 1 月、国際原子力規制委員会（IAEA）によるレビューを受け、放射線源による緊急事態への対応をはじめ、放射線源規制とセキュリティに関する取り組みを強化すべき等との指摘を受けた[1]。こうした状況を踏まえ、平成 28 年 5 月に「放射性同位元素使用施設等の規制に関する検討チーム（以下、「RI 検討チーム」という。）」を設置し、「危険時の措置の充実強化」、「特定放射性同位元素に対する防護（セキュリティ）措置の導入」、「業務の改善活動」、「定期講習、教育訓練等の見直し」等について外部有識者を交えて議論を行った[2]。これらのうち法改正が必要な事項については、放射線障害防止法の改正案を策定し第 193 回通常国会における審議を経て、改正案は平成 29 年 4 月に成立・公布された[3]。現在、上記の放射線障害防止法の改正及び RI 検討チームでの議論を踏まえた放射線障害防止法関係法令の整備に取り組んでおり、それらの内容等について紹介する。
- 最近の事故・トラブル事例：
  最近の主な事故・トラブル事例を紹介するとともに、こうした事例を踏まえた対策や緊急時の組織・体制の構築や情報開示のあり方など事例に対する考察を含めて紹介する。
- 立入検査の実施状況：
  昨年度（平成 28 年度）に実施した放射線障害防止法の許可届出使用者等に対して実施した立入検査結果において明らかになった管理不備の事例等を紹介する。

[1] 第 5 回原子力規制委員会（平成 28 年 4 月 25 日）：資料 1
[2] 原子力規制委員会および RI 検討チームの会議資料、映像等はすべて web で公開している（http://www.nsr.go.jp/）
[3] 第 2 回原子力規制委員会（平成 29 年 4 月 12 日）：資料 1
[4] 第 2 回原子力規制委員会（平成 29 年 4 月 12 日）：資料 1

*Masakatsu Yoshioka[1]

[1]Nuclear Ragulatory Agency

2017 年秋の年会

理事会セッション

原子力研究に関わる法規制（核燃および RI）の動向

Regulations on Nuclear Research (Nuclear Fuels and Radioisotopes)

パネルディスカッション

Panel Discussions

*沖田　真一[1]，*吉岡　正勝[1]，*中島　健[2]，*佐藤　修彰[3]，*上坂　充[4]

[1]原子力規制庁，[2]京都大学，[3]東北大学，[4]東京大学

1. 概要

大学等における核燃および RI 施設は、老朽化や経費不足、利用者減、担当者不足など慢性的な問題があり、核燃物質の事故増加や、RI 施設での火災など、使用者側での安全管理体制への課題を抱えている。また、福島第一原子力発電所事故以降の原子力規制庁による新規制への対応に苦慮している。一方で、原子力規制委員会は IAEA が実施した総合的規制評価サービス（IRRS, Integrated Regulatory Review Service）の結果に基づく規制法の整備を進めており、原子炉等規制法等の改正法が本年 4 月 14 日に公布となった。現在、３年以内の全面施行に向けて関連する規則類を順次策定中である。この改正において、RI 関係では、報告義務の強化や、業務の改善活動の導入などより安全な管理体制の確立を検討している。一方で、核燃料関係では、保安措置命令、許可段階からの保安のための業務に係る品質管理等が追加されることとなる。このような中で、大学等における研究炉の再稼働や核燃および RI 使用施設の安全管理においても課題が多くなり、原子力分野における基礎・基盤研究の展開に影響が懸念されるとともに、原子力分野における教育および研究環境の整備と次世代への人材育成が喫緊の課題となっている。本セッションでは、原子規制庁から、原子力研究に関わる核燃および RI に関する法規制の現状および動向についての講演を受けて、今後の大学等の研究施設の在り方と、法規制への対応について意見交換を行う。具体的には以下の講演がある。

① 核燃に関わる法規制の動向と題して、核燃料物質の使用に関する規制内容や核燃料物質使用者に実施した立入検査結果、新たに公布された原子炉等規制法の改正内容等についての紹介、

② 次に、RI に関わる法規制の動向と題して、規制の現状としての法令改正や大学における RI 施設の管理等の課題や法改正を踏まえた今後の対応についての紹介

これらの講演を受けて、原子力事業者として核燃および RI 施設を管理している京大及び東北大の関係者をパネリストに加え、講演者とともに、パネル討論を行う。司会は上坂会長が務め、まず、京大および東北大から、大学の現状について簡単な報告を行う。続いて、原子力研究における核燃や RI に対する法規制の現状や動向、大学等における新規制への対応などの課題を整理しながら、原子力分野における法規制への対応と展望について、意見交換を行う。

*Shinichi Okita[1], *Masakatsu Yoshioka[1], *Ken Nakajima[2], *Nobuaki Sato[3], *Mitsuru Uesaka[4]

[1]Nuclear Regulatory Agency, [2]Kyoto Univ., [3]Tohoku Univ., [4]Tokyo Univ.

Planning Lecture | Board and Committee | Board of Directors

[1Q_PL03] Regulations on Nuclear Research (Nuclear Fuels and Radioisotopes)

Chair: Nobuaki Sato (Tohoku Univ.)

Wed. Sep 13, 2017 1:00 PM - 2:30 PM Room Q (Lecture Hall - Frontier Research in Applied Sciences Building)

[1Q_PL0305]Closing Remarks (Vice President of AESJ)

*Shigeaki Okajima[1] (1. JAEA)

原子力規制委員会はIAEAが実施した総合的規制評価サービス(IRRS, Integrated Regulatory Review Service)の結果に基づく規制法の整備を進めており、原子炉等規制法等の改正法が本年4月14日に公布となった。この改正において、RI関係では、報告義務の強化や、業務の改善活動の導入などより安全な管理体制の確立が、核燃料関係では、保安措置命令、許可段階からの保安のための業務に係る品質管理等が追加されることとなる。大学等の研究炉では新規制に対応して再稼働してきているが、核燃およびRI使用施設では、施設整備や安全管理においても課題が多くなり、人材不足と相俟って、原子力分野における基礎・基盤研究の展開に影響が懸念され、原子力分野における教育および研究環境の整備と次世代への人材育成が喫緊の課題となっている。本セッションでは、原子規制庁から、原子力研究に関わる核燃およびRIに関する法規制の現状および動向についての講演を受け、大学関係者を含めたパネルディスカッションにおいて今後の大学等の研究施設の在り方と、法規制への対応について意見交換を行う。

©Atomic Energy Society of Japan

Oral presentation | VI. Health Physics and Environmental Science：Health Physics and Environmental Science

Wed. Sep 13, 2017 2:45 PM - 3:50 PM JST | Wed. Sep 13, 2017 5:45 AM - 6:50 AM UTC | Room Q Lecture Hall - Frontier Research in Applied Sciences Building

[1Q01-04] Environmental Dynamics

Chair:Haruyasu Nagai (JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[1Q01] Recompilation of Cs-137 release rate of the FDNPS accident

*Hiromi Yamazawa[1], Shigekazu Hirao[2] (1. Nagoya Univ., 2. Fukushima Univ.)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[1Q02] Measurement of ^{90}Sr radioactivity in radioactive particle originated from Fukushima Nuclear Power Plant Accident

*Shunsuke Nakamura[1], Endo Satoru[1], Kajimoto Tsuyoshi[1], Tanaka Kenichi[1], Maeda Makoto[1] (1. Hiroshima Univ.)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[1Q03] The behavior of radioactive cesium in the autumn full circulation of Lake Onuma of Mt. Akagi, Gunma Prefecture

*Yukiko Okada[1], Koiti Murakami[1], Haruaki Matsuura[1], Takafumi Uchiyama[1], Kyuma Suzuki[2], Shun Watanabe[2], Toshihiro Kuge[2], Kinichi Tsunoda[3], Seiichi Nohara[4], Yoshitaka Minai[5] (1. Tokyo City University, 2. Gunma Prefectural Fisheries Experiment Station., 3. Gunma University, 4. National Institute for Environmental Studies, 5. Musashi University)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[1Q04] Radioactive nuclide transport in coastal area including the harbor in Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant

*Masahiko Machida[1], Susumu Yamada[1], Masahisa Watanabe[1] (1. JAEA)

3:45 PM - 3:50 PM JST | 6:45 AM - 6:50 AM UTC

Time reserved for Chair

東電福島第一原発事故 Cs-137 放出率の再編集

Recompilation of Cs-137 release rate of the FDNPS accident

*山澤弘実[1]，平尾茂一[2]
[1]名大院工，[2]福島大

文献調査と、新たに得られた他核種を含む大気中濃度を対象にした大気拡散計算による解析により、2011年3月中の大気放出されたCs-137の放出率時間変化を再構築した。

キーワード：Cs-137 放出率、大気放出、東電福島第一原発事故

1. 緒言

これまで環境中の濃度データ等から放出を求めた複数の研究により、事故により大気放出されたCs-137放出率の時間変化は、2011年3月14－16日での100 TBq/h前後の大きな放出、その後20日頃まで比較的大きな放出が維持され、28日頃の1 TBq/h程度の放出率まで漸減し、月末に再度100 TBq/h前後の放出が半日－1日程度継続したとする見積もりがなされており、この全体的な傾向については概ね一致している。しかし、時間毎に各見積もりを比較すると、1桁程度かそれ以上の差異がある。本研究では、新たに得られたI-131、Xe-133大気中濃度及びそれから推定された放出率を参考にこれまでのCs-137放出率推定結果を検討し、統一した放出シナリオの構築を目指した。

2. 方法

本研究では、Terada et al.(2012 : JER)（以下、T12）及びKatata et al. (2015 : ACP)(K15)を基礎データとし、さらにベイズ統計による客観解析を用いたHirao et al.(2013:JNST)(H13)、Yumimoto et al.(2016:JER)(Y16)を検討に加えた。また、茨城県内モニタリングポストで得られてNaI（Tl）波高分布から得られたI-131、Xe-133大気中濃度から、ベイズ統計により求めたそれら核種の放出率（以下、NI）も参照した。

3. 結果

再構築結果を図に示す。新たな環境データに基づく推定ができない期間については、概ねK15の放出率を採用した。放出の大きかった14日午後から16日未明については、主にNIは比較的時間変動が小さいこと，H13とY16が概ね一致していること等から，T12、H13，Y16およびNIの平均的な放出率を採用し、K15に比べて時間変動の比較的小さい50-100 TBq/h程度の放出率を得た。3月中の放出総量は14.8 PBqで、海洋インベントリから逆算された全期間の放出量15-20 PBqと矛盾しない。

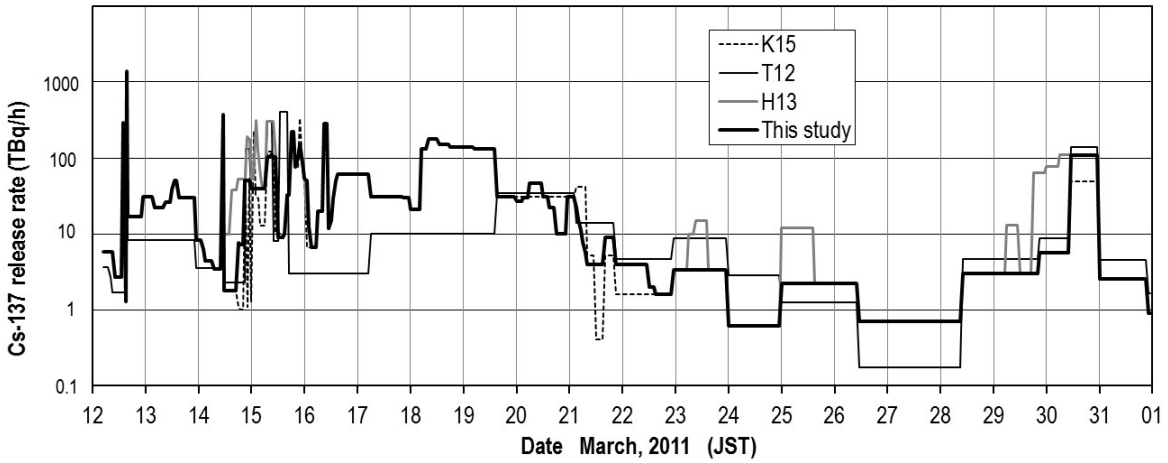


図　再構築されたCs-137放出率の時間推移（太線）

*Hiromi Yamazawa[1], Shigekazu Hirao[2]　[1]Nagoya Univ., [2]Fukushima Univ.

福島第一原発事故に由来した放射性微粒子中 ^{90}Sr の放射能評価

Measurement of ^{90}Sr radioactivity in radioactive particle originated from Fukushima Nuclear Power Plant Accident

*中村　駿介[1]，梶本　剛[1]，田中憲一[1]，前田　誠[1]，遠藤　暁[1]
[1]広島大学

2011年3月の福島第一原発事故において放出された放射性微粒子からのベータ線スペクトルをSi検出器によって測定し、モンテカルロ計算によって作成したSi検出器の応答関数を用いて^{90}Sr及び放射性Csの放射能を決定した。その結果、^{90}Sr/^{137}Cs放射能比：0.0009～0.0036を得た。本研究で得た放射性微粒子の^{90}Sr/^{137}Cs放射能比は汚染土壌と比較的近い値を示した。

キーワード：福島第一原発事故，放射性微粒子，^{90}Sr，モンテカルロ計算，Si検出器応答関数

1. 緒言

福島第一原発事故によってケイ酸塩ガラスを主成分とする放射性微粒子が放出されたことが確認されている[1]。放射性微粒子に含まれる放射性Csに関しては様々な研究が行われており、比放射能は極めて高いがその数が少ないため、放射性微粒子中の放射性Csが汚染の主な原因ではないと考えられている。^{137}Csと同様に比較的長い半減期を持ち長期的な放射能汚染をもたらす核種として^{90}Srが挙げられ、事故によって放出されたことが確認されている。しかし、放射性微粒子中の^{90}Srの放射能は報告されていない。よって、^{90}Srの放射能を定量する手法を確立し、放射性微粒子中の^{90}Srの放射能を評価することとした。

2. 実験

2013年に高濃度汚染地域で採取した汚染土壌からイメージングプレート、GM計数管を用いて7つの放射性微粒子を抽出した。それぞれの放射性微粒子についてGe検出器、表面障壁型Si検出器によってγ線とβ線の測定を行った。また、PHITSモンテカルロコードを用いてSi検出器の1Bq当たりの放射性Cs(^{134}Csと^{137}Cs)及び^{90}Srの応答関数を決定した。得られた応答関数を用いて測定β線スペクトルのフィッティングを行うことで、放射性Cs及び^{90}Srの放射能を推定した。

3. 結果・考察

フィッティングの結果、応答関数はベータ線スペクトルをよく再現し（図1）、ベータ線スペクトルから推定された放射性Csの放射能はGe検出器によって決定した値とほぼ一致した。^{90}Srの放射能としては1粒子当たり0.02～0.43Bqであり、^{90}Sr/^{137}Cs放射能比は0.0009～0.0036であった。この放射能比は文部科学省によって行われた2kmメッシュ調査における放射能比と同程度の値である。よって、土壌汚染における放射性微粒子中の^{90}Srの寄与は^{137}Csと同程度であり、それほど大きくはないと考えられる。

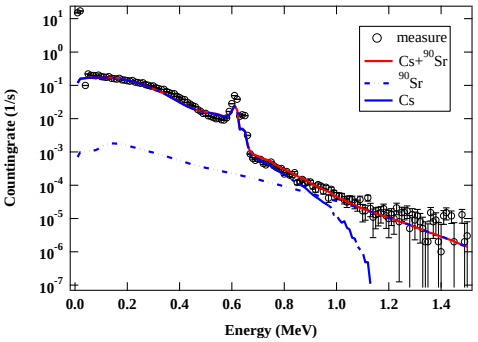


図1　測定スペクトルを放射性Csと^{90}Srの応答関数でフィットした例

参考文献

[1] Adachi K, Kajino M, Zaizen Y, Igarashi Y, 2013, Scientific Reports, 2554.

---

*Shunsuke Nakamura[1], Satoru Endo[1], Kenichi Tanaka[1], Tsuyoshi Kajimoto, Akira Maeda[1]
[1]Hiroshima Univ.

群馬県赤城大沼の秋季全循環における放射性セシウムの挙動

The behavior of radioactive cesium in the autumn full circulation of Lake Onuma of Mt. Akagi, Gunma Prefecture

*岡田往子[1],村上公一[1],松浦治明[1],内山孝文[1]，鈴木究真[2]、渡辺峻[2]、久下敏宏[2]，
角田欣一[3]、野原精一[4]、薬袋佳孝[5]
[1]東京都市大学，[2]群馬県水産試験場、[3]群馬大学、[4]国立環境研究所、[5]武蔵大学

赤城大沼湖水の秋季全循環に着目し，湖水を深度別に時系列で放射性セシウム濃度を詳細に AMP 法で分析した．その結果，湖内における放射性セシウムの微小な変化を捉えることができた．

キーワード：ワカサギ　放射性セシウム（Cs）　赤城大沼　秋季全循環　深度別　AMP 法　放射能測定

1. 緒言

2011 年 3 月福島原発事故由来の放射性物質は群馬県の赤城大沼にまで飛来した．2011 年 8 月に生息するワカサギから，640 Bq/kg-wet の放射性 Cs 濃度が検出された．しかし，同程度の放射性 Cs が飛来した他の湖沼と比べ、赤城大沼のワカサギ（魚類）の放射性 Cs 濃度の減衰が遅いという特徴があった．本研究では，湖水の秋季全循環に着目し，湖水を時系列かつ深度別に詳細な分析(mBq/kg オーダー)を行うことで，湖内における放射性セシウムの微小な変化を捉え，これらの基礎データを蓄積し，「赤城大沼における放射性セシウムの動態解明と将来予測」の一助とすることを目的とする．

2. 実験

2014 年度及び 2015 年度の秋季全循環期の 9 月から 12 月にバンドーン採水器で 20 [L]採水した．2014 年度は 10 日間隔で水深 0 m，8 m，15 m の各 2 試料ずつ採水し，その内各深度ポイントの 1 試料は 0.45μm カートリッジフィルタによって濾過し、溶存態（dissolved Cs）とした。もう 1 試料は未濾過処理とし、その水深別ポイントの全放射性セシウム濃度とした．この濃度から dissolved Cs を引いた値を懸濁態（suspended Cs）とした．2015 年度は，秋季全循環前・中・後の 3 回採水を行い，水深 16.5 [m]を加えた 4 水深ポイントとした．湖水試料は AMP 共沈法を行い，都市大原子力研究所の Ge 検出器（相対効率：20%）を用いて測定し，Gamma Studio(SEIKO EG & G)により解析を行った．

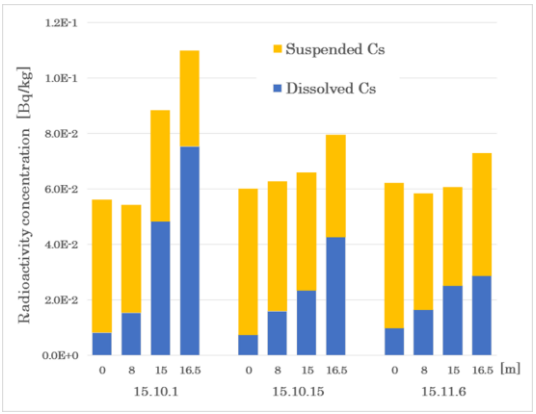


Fig.1 The ratio of Suspended Cs and Dissolved Cs（2015）

3. 結果と考察

Fig. 1 に 2015 年秋季全循環前・中・後の深度別溶存態 Cs と懸濁態 Cs の濃度比を示す。湖底は表水層に比べ高い Cs 濃度で，dissolved Cs が支配的であった．全循環期前ではその傾向が顕著で，全循環後に深度別の差が均一化していることが観察された．

参考文献

１）Fractionation of radiocesium in soil, sediments, and aquatic organisms in Lake Onuma of Mt. Akagi, Gunma Prefecture using sequential extraction, Masanobu Mori , at al, Science of the Total Environment 575 (2017) 1247‐1254

平成２６年度～平成２８年度科学研究費　基盤研究（B）課題番号 26292100 による成果である．

*Yukio Okada[1],Koiti Murakami[1],Haruaki Matsuura [1], Takafumi Utiyama[1], Kyuma Suzuki[2], Shun Watanabe[2], Toshihiro Kuge[2], Kin-ichi Tsunoda[3], Seiichi Nohara[4], Yoshitaka Minai[5]
[1]Tokyo City University, [2] 1Gunma Prefectural Fisheries Experiment Station, [3]Gunma University, [4]National Institute for Environmental Studies, [5]Musashi University

福島第一原子力発電所港湾を含む沿岸域における放射性核種の環境動態

Radioactive Nuclide Transport in Coastal Area Including the Harbor in Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant

*町田 昌彦[1]，山田　進[1]，渡辺 将久[1]
[1]原子力機構

2011 年 3 月に発生した福島第一原子力発電所（１Ｆ）事故以来、汚染水の海洋への流出が危惧されており、国・東電による汚染水の移行抑制のための対策工事が実施されてきた。こうした状況の下、原子力機構では機構内の様々な研究者が集まり、「１Ｆ廃炉対策タスクフォース（旧称：１Ｆ汚染水対策タスクフォース)」が組織され、多種多様な視点から汚染水等が有するリスク評価や直面する課題を解決すべく研究開発を進めてきた。本講演では、本タスクフォース活動の一環として実施している１Ｆ港湾内の放射性核種の動態に対し、計算対象領域の階層化（ネスト構造）手法を用いた 3 次元流体計算（３D-ＣＦＤ）により、港湾外の影響をも考慮した１Ｆ港湾の海水流動及び核種移行のシミュレーション結果について報告する。

キーワード：福島第一原子力発電所港湾、ネスト構造、3 次元動態解析シミュレーション

1. 緒言

１Ｆ 事故直後、放射性物質が直接、港湾内に流れ込み、外洋への放射性物質の流出が生じたが、国・東電による種々の対策工事により、港湾内に流入する地下水の量は減少すると共に、港湾内の各観測地点における放射性物質の濃度も減少傾向にある。しかし、現在でも降雨時には敷地内に降った雨水と共に放射性物質が排水路を通して、港湾内に流入することがモニタリング等によって示されており、港湾からの流出は未だに僅かではあるが継続している。１Ｆ廃炉対策タスクフォースでは、こうした状況を環境科学の見地から評価するため、港湾内の海水流動場をシミュレーションするための３Ｄ－ＣＦＤコードを開発し、その評価を実施してきた[1,2]。その結果、港湾内での海水の流れを模擬することでトリチウムの港湾内での濃度分布をほぼ再現することに成功し、港湾内で設置されたシルトフェンス等の効果を明らかにした。しかし、これまでのシミュレーションでは、港湾口を境界として取り扱ってきたため、港湾内外との海水流入出の効果を考慮していない。そこで、本発表では、計算対象領域を扱う面積により階層化（ネスト化）することで、計算領域を港湾外まで拡張するシミュレーションコードを開発したので、その方法と得られた結果について報告する。

2. ネスト構造を用いた 3 次元シミュレーション

図 1 に示すように、外側の領域（メッシュサイズ大）と詳細領域（メッシュサイズ小）に分割したネスト構造を対象とする計算コードを開発し、海水の動きと共に排水路から港湾内に流れ込む放射性物質濃度の経時変化を計算可能とした。シミュレーション結果の詳細は当日報告する。

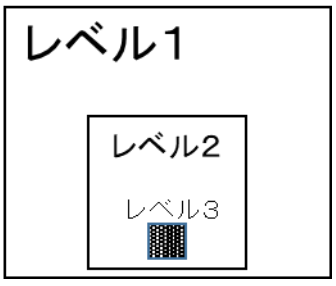


図 1　ネスト構造の模式図。レベル 1, 2, 3 の順で計算領域が小さくなっている。

参考文献

[1] 山田進、町田昌彦、渡辺将久、「福島第一原子力発電所港湾における放射性核種の動態評価(2)3 次元流体モデルによる海水流動場シミュレーション」、原子力学会 2016 年秋の大会

[2] 山田進、町田昌彦、渡辺将久、「福島第一原子力発電所港湾内放射性核種の動態解析：（２）シグマ座標系 3 次元シミュレーションによる海水流動場シミュレーション」、原子力学会 2017 年春の大会

---

*Masahiko Machida[1], Susumu Yamada[1] and Masahisa Watanabe[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency.

Oral presentation | VI. Health Physics and Environmental Science：Health Physics and Environmental Science

Wed. Sep 13, 2017 3:50 PM - 5:10 PM JST | Wed. Sep 13, 2017 6:50 AM - 8:10 AM UTC | Room Q Lecture Hall - Frontier Research in Applied Sciences Building

[1Q05-09] Dosimetry 1

Chair:Michiya Sasaki (CRIEPI)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

[1Q05] Fundamental research in for deformable scintillation materials

*hidehito nakamura[1], nobuhiro sato[1], daisuke maki[1], yoshiyuki shirakawa[2], sentaro takahashi[1] (1. Kyoto Uiversity, 2. Waseda University)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[1Q06] A method for estimating artificial radionuclide contribution of γ-ray air dose rate after changing measurement method

*Akihiro Kimura[1], Akane Ishihata[1], Setsuo Ito[1], Yoichi Ishikawa[1], Masato Takahashi[1], Takashi Ando[1] (1. MERMC)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[1Q07] Approach to the acceleration of the radioactivity measurement at Fukushima Daiichi NPS

*Hirokuni Sasaki[1], Takao Ohtomo[1], Junichi Taira[1], Hiroaki Saneshige[1] (1. Tokyo Electric Power Company Holdings,Inc.)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[1Q08] Measurement of Gross Beta Radioactivity with a Low Background Gas Flow Counter

Measuring for sample water mainly containing Sr-90

*Katsumi Nagasawa[1], Hironobu Sato[1], Jyunichi Taira[1], Hiroaki Sanesige[1] (1. Tokyo Erectric Power Company Holdings, Inc.)

4:50 PM - 5:05 PM JST | 7:50 AM - 8:05 AM UTC

[1Q09] Image reconstruction of radioactive contamination using a compact Compton camera inside the building of the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Yuki Sato[1], Yuta Terasaka[1], Yuta Tanifuji[1], Hiroshi Usami[1], Masaaki Kaburagi[1], Hiroko Nakamura Miyamura[1], Kuniaki Kawabata[1], Tatsuo Torii[1] (1. JAEA)

5:05 PM - 5:10 PM JST | 8:05 AM - 8:10 AM UTC

Time reserved for Chair

形状可変シンチレーション物質に関する基礎研究

Fundamental research in for deformable scintillation materials

*中村　秀仁[1]，佐藤 信浩[1]，牧 大介[1]，白川　芳幸[2]，髙橋　千太郎[1]

[1]京都大学原子炉実験所，[2]早稲田大学

本発表は、形状可変なシンチレーション物質のベース材としてメチルフェニルポリシロキサンの諸特性について報告するものである。

キーワード：芳香環，シリコーン，安全性，形状可変，シンチレーション物質

1. 目的

放射線計測に関わる素材の研究は、蛍光剤無添加の芳香環ポリマーがシンチレーション物質として台頭したことで、近年快活化している。同ポリマーの多種に亘る光学特性が蓄積される一方、従来にないゲームチェンジングなシンチレーション物質の誕生が待ち望まれている。これらの状勢を踏まえ、私たちは、形状を自由自在に可変できる新タイプのシンチレーション物質の開発に取り組んだ[1]。

2. 方法・結果

メチルフェニルポリシロキサン（MPPS）は、化粧品、潤滑油、熱媒体、制動油等、様々な粘度で利用されている、芳香環を有するシリコーンである。ここで、比重1.04のMPPSに対する光学特性（光吸収、励起・発光、阻止能、光収率）を、紫外可視分光光度計、蛍光分析器、計算コードESTAR、及び各種放射線源から得た。その蛍光は励起波長285nmと発光波長315nmの交点に最大ピークを有し、光吸収は発光波長近傍の280nm領域に現れた。1MeVの電子に対する阻止能は1.77MeV cm^2/gであった。光収率分布は、^{207}Bi線源から放たれる976keVの内部転換電子、^{241}Am線源からの5468keVのアルファ線に対し、明確なピークを示した。蛍光の一部が自己吸収されるにも関わらず、その光収率は、典型的な蛍光剤無添加シンチレーション物質であるポリエチレンテレフタレートの1.6倍を示した。

3. 結論

本研究により、私たちは、メチルフェニルポリシロキサンは形状可変シンチレーション物質のベース材として優れた潜在能力を有することを見出した。メチルフェニルポリシロキサンには、生体に対して極めて高い安全性がある。その特徴を換言すれば、使用・廃棄が容易なシンチレーション物質になる可能性を示唆するものである。本知見は、新たなタイプのシンチレーション物質を創製する契機になると同時に多様な応用の創出になるものである。

参考文献

[1] H. Nakamura,et al., “A potential base substrate for deformable scintillation materials”, *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A*, 818, 91 (2016).

[2] H. Nakamura, et al., “Exclusive attributes of undoped poly (ethylene terephthalate) for alpha particle detection”, *Radiation Measurements*, 92, 54 (2016).

---

*Hidehito Nakamura[1], Nobuhiro Sato[1], Daisuke Maki[1], Yoshiyuki Shirakawa[1] and Sentaro Takahashi[2]

[1]Kyoto Univ., [2]Waseda Univ.

空間γ線線量率測定方法変更に伴う人工放射性核種寄与分の推定方法について

A method for estimating artificial radionuclide contribution of γ-ray air dose rate after changing measurement method

*木村 昭裕[1]，石幡 茜[1]，伊藤 節男[1]，石川 陽一[1]，髙橋 正人[1]，安藤 孝志[1]
[1]宮城県環放セ

空間γ線線量率測定において、人工放射性核種の影響を高感度で検出する目的で NaI(Tl)検出器下方に鉛遮へいを設置していたが、沈着した放射性セシウムの影響を正確に推定するために取り外した。このことがγ線スペクトル解析による人工放射性核種寄与線量率評価に与える影響を調べた。

キーワード：空間γ線線量率、γ線スペクトル、人工放射性核種寄与

1. 緒言

宮城県では、原子力発電所周辺に複数のモニタリングステーション（MS）を設置し、施設からの予期しない放出の検出を目的として、NaI（Tl）検出器により空間γ線線量率とスペクトルを連続測定している。本検出器の下側には、当初、土壌中自然放射性核種由来のγ線の影響を弱めることにより、上方の放射性プルームに対する感度を高める目的で鉛遮へいを設置してきた。また、応答行列法を用いたスペクトル解析[1]によりリアルタイムで人工放射性核種寄与分の推定も行ってきた[2]。

しかし、福島第一原子力発電所事故で飛散した放射性セシウムが本県においても MS 周辺に沈着し、その影響を評価する必要性が生じたことや、国において全国の NaI（Tl）検出器による線量率測定結果を同一のホームページで閲覧可能としたことで他機関と測定条件を揃える必要性が生じたことなどから、鉛遮へいを取り外すこととしたものである。本報告では、鉛遮へい取り外しが人工放射性核種寄与分推定に与える影響について試験・検討した結果について述べる。

2. 人工放射性核種寄与分の推定方法

まず、応答行列を用いてγ線スペクトルから全線量率を求める。一方、自然放射性核種のエネルギー領域からそれらの直接線による線量率を算出する。次に過去の全線量率を目的変量、直接線による線量率を説明変量として重回帰分析を行い、算出した偏回帰係数と対象となる時刻の直接線による線量率からバックグラウンド（BG）線量率（自然核種＋既存人工核種）を推定する。全線量率からこの推定された BG 線量率を差し引いた値を人工放射性核種寄与分の推計量（当県ではこれを指標線量率と呼んでいる。）としている。

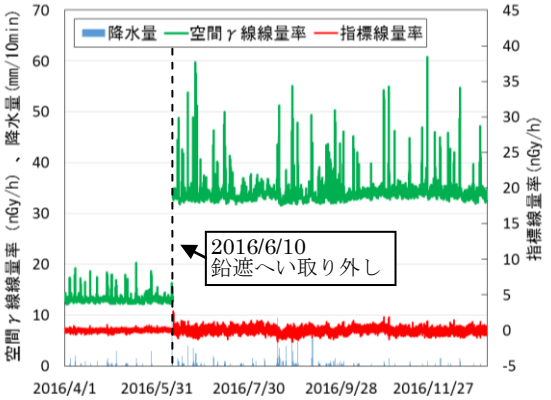


図１　空間γ線線量率等の時系列図

3. 結論

鉛遮へい取り外し前は、指標線量率はほぼ 0.0±1.0 nGy/h の範囲で推移してきた。鉛遮へいを取り外した結果、空間γ線線量率は 2.5 倍程度に上昇し、指標線量率の標準偏差は 2 倍程度大きくなったが、指標線量率は 0.0 nGy/h 近傍で推移することから、これまでと同様の方法で新たに追加される人工放射性核種寄与の推定が可能と考えられた。

参考文献

[1] 湊 進，名古屋工業技術試験所報告，27，384-397(1978)
[2] 中村栄一，日本原子力学会誌，25，179-185(1983)

* Akihiro Kimura [1], Akane Ishihata [1], Setsuo Ito [1], Yoichi Ishikawa [1], Masato Takahashi [1] and Takashi Ando [1]
[1] MERMC

福島第一原子力発電所における放射能計測の迅速化への取組み

（放射性ストロンチウム，トリチウム迅速分析法について）

Approach to the acceleration of the radioactivity measurement at Fukushima Daiichi NPS

*佐々木 宏訓[1]，大友 孝郎[1]，平 純一[1]，實重 宏明[1]

[1]東京電力ホールディングス（株）

福島第一原子力発電所では，日常的に建屋内滞留水や水処理設備処理水，あるいはサブドレン水浄化後の排水等を対象に放射性ストロンチウム（以下 Sr-90）や，トリチウム等の放射能分析を実施している。これらの分析において，正確かつ迅速な測定結果の公表／公開が廃炉の確実な推進に不可欠である。

キーワード：ベータ線放出核種，ICP-MS（誘導結合プラズマ質量分析法），トリチウム，ストロンチウム 90，放射能計測

1. 緒言

当所では，ベータ線放出核種である Sr-90 の放射能分析を行うため，これまで低バックグラウンドベータ線スペクトロメータにより測定しており，分析結果を得るまでに数日を要し迅速性に欠けていた。また，弱ベータ線放出核種のトリチウムは，常圧蒸留法により，他のベータ線放出核種を取り除く前処理を実施しているため，分析結果を得る迄に約２日を要し迅速性に欠けていた。そのため，それぞれの分析において，分析精度を担保しつつ分析の迅速化を図り，一度に多試料を処理できる方法が求められていた。

2. 検討内容と結果

当所において特に，Sr-90 は汚染水除去設備の運転状況確認に必要な核種であり，多数の試料分析が必要となっている。そのニーズに特化し，多段階分離機構を備えた ICP-MS 法の導入の検討と従来法の分析結果を比較した。一方，トリチウム分析は発電所内外の水質環境を把握するための重要核種であり，多数の試料分析が必要となっている。トリチウム分析において，固相抽出剤を用いたトリチウムカラム法の導入を検討し従来法と分析結果を比較した。

3. 結論

先ず，Sr-90 分析法に対し，ICP-MS 法を汚染水除去設備に適用した場合，従来法とほぼ同じ結果が得られることを確認した。次にトリチウム分析に対し，固相抽出を用いたトリチウムカラム法により前処理したサブドレン水のトリチウム分析においても従来法とほぼ同じ結果が得られることを確認した。これらの結果を受け，福島第一原子力発電所における Sr-90，トリチウム分析の迅速化を実現することができた。今後は適用範囲の拡大を図っていきたい。

参考文献

[1] 高貝ら，分析化学学会『多段濃縮分離機構を備える ICP-MS による放射性ストロンチウム分析』

Hirokuni. Sasaki[1], Takao. Ohtomo[1], Junichi Taira[1] and Hiroaki Saneshige[1]

[1] Tokyo Electric Power Company Holdings, Incorporated

低バックグラウンドガスフローカウンタを用いた全ベータ放射能の測定 －主に Sr-90 を含む試料水の測定－

Measurement of Gross Beta Radioactivity with a Low Background Gas Flow Counter
- Measuring for sample water mainly containing Sr-90 -

*長澤 克己[1]，佐藤 博信[1]，平 純一[1]，實重 宏明[1]
[1]東京電力ホールディングス（株）

福島第一原子力発電所において，主に Sr-90 を含む試料水の全ベータ放射能測定に用いている低バックグラウンドガスフローカウンタ（以下，LBC と略す）に関して，LBC 機器効率を設定するために使用する線源の違いによる全ベータ放射能への影響，及び，試料水中のβ線核種の違いによる LBC 計数率への影響を確認した。

キーワード：全ベータ放射能，低バックグラウンドガスフローカウンタ，機器効率，ベータ線源

1. 緒言

試料水に含まれるベータ線放出核種の総量を把握するためには，GM 測定装置や LBC を用いて全ベータ放射能測定が行われる。LBC は通常，GM 管式や比例計数管式の検出器が用いられている。また，従来，全ベータ放射能算出に用いる LBC 機器効率は，天然ウラン[1]（U_3O_8）や K-40[2]（KCl に含まれる天然核種）線源から求めているが, 福島第一原子力発電所から発生する主に Sr-90 を含む試料水の全ベータ放射能測定に際し，上記線源による機器効率を用いることが妥当かどうか確認した。

2. 調査内容と結果

2-1. LBC 機器効率と校正線源の関係

LBC の機器効率を，Co-60，Cl-36，U_3O_8（Al 板付），Sr-90(Y-90) ベータ線表面放出率標準面線源および 0.45gKCl 比較試料を用いて確認した。この結果，U_3O_8（Al 板付），Sr-90(Y-90)ベータ線表面放出率標準面線源および 0.45gKCl 比較試料では大きな違い。ただし，KCl 重量が小さくなると機器効率が大きくなることに留意する。一方，U_3O_8，Sr-90(Y-90)に比べ，ベータ線最大エネルギーが低い Co-60，Cl-36 ベータ線表面放出率標準面線源による機器効率は，線源構造の違いによる影響と推定されるばらつきが見られた。

2-2. LBC 試料計数率と試料中β線放出核種の関係

模擬ベータ線源（Sr-90, Y-90, Cs-137,Sr-90+Y-90＜含 Cs-137＞）溶液を用いた模擬試料を LBC で測定し，試料計数率を確認した。この結果，これら模擬試料に対する試料計数率は試料の種別にほとんど依存しないことを確認した。

3. 結論

福島第一原子力発電所から発生する主に Sr-90 を含む試料水の全ベータ放射能測定に使用する LBC の機器効率は，U_3O_8（Al 板付），Sr-90(Y-90)ベータ線表面放出率標準面線源，0.45gKCl 比較試料いずれの線源もほぼ同じであった。また，模擬ベータ線源（Sr-90，Y-90，Cs-137,Sr-90+Y-90＜含 Cs-137＞）溶液を用いた模擬試料に対する試料計数率は，線源種別にほとんど依存しないことも確認した。

参考文献

[1] 原子力安全委員会『発電用軽水型原子炉施設における放出放射性物質の測定に関する指針』
[2] 文部科学省『No.1　全ベータ放射能測定法』

---

*Katsumi Nagasawa[1], Hironobu Sato[1], Junichi Taira[1] and Hiroaki Saneshige[1]
[1] Tokyo Electric Power Company Holdings, Incorporated

福島第一原子力発電所建屋内部における コンプトンカメラを用いた放射線イメージング試験の実施

Image reconstruction of radioactive contamination using a compact Compton camera inside the building of the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*佐藤 優樹[1]，寺阪 祐太[1]，谷藤 祐太[1]，宇佐美 博士[1]，冠城 雅晃[1]，
宮村（中村）浩子[1]，川端 邦明[1]，鳥居 建男[1]
[1]原子力機構

小型・軽量なコンプトンカメラを開発し、福島第一原子力発電所建屋内部において放射性物質のイメージング試験を実施した。試験の結果、建屋内部に存在するホットスポットの可視化に成功した。

キーワード：福島第一原子力発電所事故，コンプトンカメラ，放射性物質可視化

1. 緒言

東京電力ホールディングス（株）福島第一原子力発電所（以下、1F）の事故により 1F 建屋内外に放出された放射性物質について、詳細な除染計画の立案や作業員の被ばく線量の低減のために、飛散した放射性物質を可視化するための技術開発が求められている。日本原子力研究開発機構（以下、原子力機構）は放射性物質を可視化するための装置として、小型・軽量なコンプトンカメラの開発を進めている。今回、1F 建屋内部において、製作したコンプトンカメラを用いた放射線イメージング試験を実施した。

2. 放射線イメージング試験

図 1(a)、(b)に、製作した小型・軽量コンプトンカメラの写真及びガンマ線センサーの模式図を示す。装置の全体重量は 680 g であり、ガンマ線センサーには Ce:GAGG シンチレータと MPPC を組み合わせた 2 枚の位置敏感型検出器を採用した。このコンプトンカメラを用いて、1F3 号機タービン建屋内部において測定した放射性物質分布の再構成画像を図 2 に示す。視野中央に汚染強度の高い領域が見て取れる。別途、サーベイメータを用いて同地点の線量率を測定したところ、約 680 μSv/h という局所的に高い汚染を示したことから、コンプトンカメラが周囲（200~300 μSv/h）に比べて線量率の高いホットスポットを可視化できていることを確認した。

加えて同試験では、複数の測定点から現場環境を測定することによるホットスポット分布の 3 次元画像再構成を実施した。さらに、建屋構造情報を含んだ 3 次元汚染分布図を描画するために、小型測域センサーを用いて建屋構造の点群データを取得し、この点群データと放射性物質イメージの重ね合わせを進めている。本発表では、上記のホットスポット可視化結果に加えて、これらの試みについても紹介する。

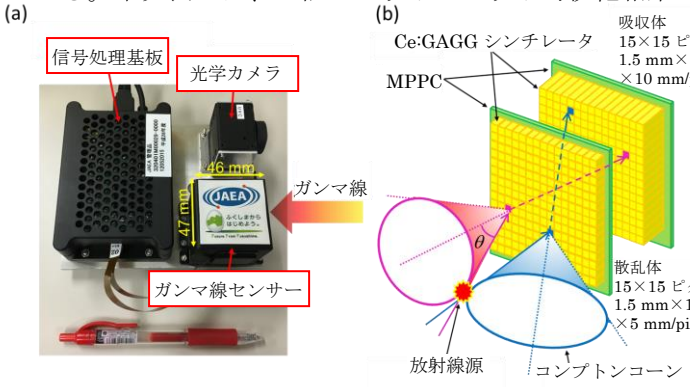


図 1. (a)小型・軽量コンプトンカメラの写真と(b)ガンマ線センサーの模式図。

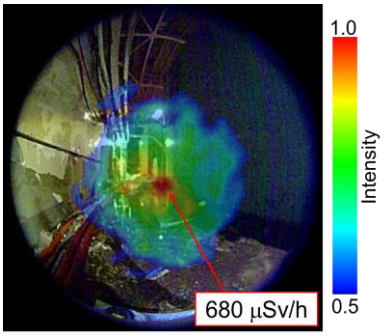


図 2. 1F 建屋内部で可視化したホットスポットの再構成画像。試験では、ガンマ線センサーの上下、左右、及び背面に厚さ 1 cm 相当の鉛板を配置した。

*Yuki Sato[1], Yuta Terasaka[1], Yuta Tanifuji[1], Hiroshi Usami[1], Masaaki Kaburagi[1], Hiroko Nakamura Miyamura[1], Kuniaki Kawabata[1] and Tatsuo Torii[1]
[1]JAEA

Oral presentation | VI. Health Physics and Environmental Science：Health Physics and Environmental Science

Wed. Sep 13, 2017 5:10 PM - 6:15 PM JST | Wed. Sep 13, 2017 8:10 AM - 9:15 AM UTC | Room Q Lecture Hall - Frontier Research in Applied Sciences Building

[1Q10-13] Environmental Radioactivity and Dynamics

Chair:Hiromi Yamazawa (Nagoya Univ.)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[1Q10] Isotopic Abundance of ^{40}K ($^{40}K/K$) in Soils and Plants under Coniferous Stands in the Czech Republic

*Harumi Fukuhara[1], Shunsuke Takahashi[1], Kazumasa Okamoto[1], Kikuo Umegaki[1], Ryoko Fujiyoshi[1] (1. Hokkaido University)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[1Q11] Dose variation measurement at the high background radiation area in Indonesia

*Michiya Sasaki[1], Ryohei Yamada[2], Naofumi Akata[3,4], Shinji Tokonami[2], Masahiro Hosoda[2], Kazuki Iwaoka[2], Pornnumpa Canis[2], Hiromi Kudo[2], Kumar Sarata Sahoo[5], Dadong Iskandar[6] (1. CRIEPI, 2. Hirosaki Univ., 3. NIFS, 4. SOKENDAI, 5. NIRS, 6. BATAN)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[1Q12] R&D of radioactive cesium dynamics accompanying forest fires and assessment of the environmental impact

*Minsik KIM[1], Hitoshi Shiotani[2], Kazuyuki Sakuma[1], Alex Malins[1], Masahiko Machida[1], Akihiro Kitamura[1] (1. Japan Atomic Energy Agency , 2. Advanced Simulation Technology Of Mechanics R&D, Co., Ltd.)

5:55 PM - 6:10 PM JST | 8:55 AM - 9:10 AM UTC

[1Q13] Development of an Optimization Analysis Sequence OPAS and its Application to the Prediction Models for Radioactive Cesium Distribution

*Tadakazu Suzuki[1], Takesi Sugita[1], Sakae Kinase[2], Hiroshi Kurikami[2], Akihiro Kitamura[2] (1. NAIS Co. Ltd., 2. JAEA)

6:10 PM - 6:15 PM JST | 9:10 AM - 9:15 AM UTC

Time reserved for Chair

チェコ共和国針葉樹林域における土壌および林床植物の ^{40}K/K 分布

Isotopic Abundance of ^{40}K (^{40}K/K) in Soils and Plants under Coniferous Stands in the Czech Republic

*福原 晴海[1]，高橋 俊輔[1]，岡本 一将[1]，梅垣 菊男[1]，藤吉 亮子[1]

[1] 北海道大学

チェコ共和国針葉樹林域において ^{40}K 同位体存在度（^{40}K/K）の土壌深度分布および土壌層位分布を検討．土壌層位による ^{40}K/K の変動要因を林床植物の結果と比較して考察した．

キーワード： ^{40}K 同位体存在度，森林土壌，チェコ共和国

1. 背景・研究目的

カリウム（K）は植物の成長や生命維持に必須の元素であるが，土壌－植物間の K の存在状態や移動（K サイクル）については未だ解明されたとはいえない．そこで，林床における K サイクル研究の一環として，土壌および植物中の ^{40}K 同位体存在度（^{40}K/K）に注目した．土壌中の ^{40}K/K の値は土壌特性や植生により変化することが明らかになった[1]．本研究では，2013 年 9 月および 2014 年 9 月にチェコ共和国針葉樹林域において採取した土壌および植物[2]の ^{40}K/K 分布を検討し，森林土壌中の ^{40}K/K の変動要因について考察する．

2. 手法

チェコ共和国針葉樹林域（I; Přemyslov，II; Opatovice，III; Průhonice）において，Humus 層以深 20 cm まで深度毎に土壌試料を採取．他に Litter を含め土壌層位に注目して Mineral 層 10 cm まで採取した．Mineral 層の上部 0-5 cm および下部 5-10 cm をそれぞれ M. Upper および M. Lower とした．植物試料については各検討サイトにおけるシダとドイツマツの葉を採取した．^{40}K 放射能濃度は Ge 半導体検出装置（GMX20P4-70, ORTEC）を用いて測定した．K 含量は ICP-OES（OPTIMA5000, Perkinelmer）および蛍光 X 線装置（JSX-3100RII エレメントアナライザ，JEOL）を用いて測定した．K 含量と ^{40}K 放射能濃度の比から ^{40}K/K を算出した．

3. 結果

図 1 に ^{40}K/K の土壌層位（Litter, Fermentation, Humus, Ah, M. Upper, M. Lower）ごとの分布を示した．各サイトにおいて有機成分中の ^{40}K/K 値の不確定さは大きいものの，Fermentation 層もしくは Humus 層で ^{40}K/K が極小値を取ることが確認できた．いずれのサイトにおいても，植物遺骸の分解がより進んだ Fermentation 層が落葉落枝からなる Litter 層よりも低い ^{40}K/K 値を示した．このような変動傾向について考察を行う．

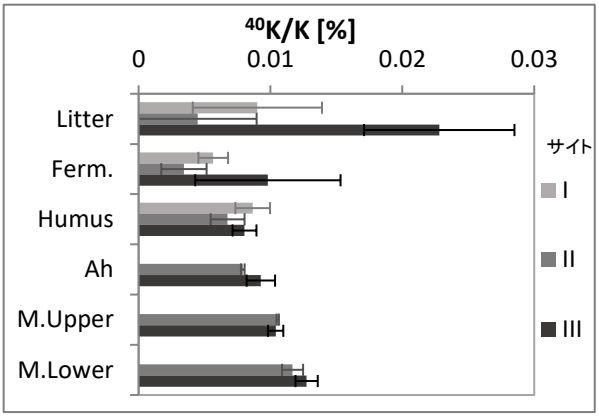


図 1 各サイトにおける ^{40}K/K の土壌層位分布

参考文献

[1] Fujiyoshi et al. Variability of ^{40}K isotopic composition in forest soils under different environmental conditions. J Radioanal. Nucl. Chem. (2014) 299:1365-1371.

[2] Takahashi et al. Retention of ^{137}Cs in forest floor at three temperate coniferous forest stands in the Czech Republic diversely affected by fallout after the Chernobyl disaster in 1986. J Radioanal. Nucl. Chem. (2016) 311(1):929-935.

*Harumi Fukuhara[1], Shunsuke Takahashi[1], Kazumasa Okamoto[1], Kikuo Umegaki[1], and Ryoko Fujiyoshi[1]

[1]Hokkaido Univ.

インドネシア高自然放射線地域の線量変動測定

Dose variation measurement at the high background radiation area in Indonesia

*佐々木 道也[1]，山田 椋平[2]，赤田 尚史[3,4]，床次 眞司[2]，細田 正洋[2]，岩岡 和輝[2]，
Chanis Pornnumpa[2,5]，工藤 ひろみ[2]，Kumar Sahoo[6]，Iskandar Dadong[7]，Eko Pudjadi[7]
[1]電中研，[2]弘前大，[3]核融合研，[4]総研大，[5] Kasetsart University，[6]放医研，[7]Indonesia 原子力庁

インドネシア西スラウェシ州にあるマムジュ市周辺は高自然放射線地域として疫学調査研究の対象となる可能性を有している。本研究では環境及び個人の線量率の分布及び変動等を把握するため D シャトルを用いた測定を実施した。

キーワード：高自然放射線地域，疫学，個人線量，環境，線量率，変動，ガンマ線

1. 緒言

一般的に放射線防護が対象とする低線量・低線量率の疫学研究としては，放射線作業者を除くと中国広東省陽江及びインドケララ地方が高自然放射線地域の研究等が知られているが、近年、インドネシア西スラウェシ州にあるマムジュ市周辺も注目が高まっている[1]。本研究では現地の放射線量把握の予備的調査として、インドネシア原子力庁 BATAN の協力を得て、環境及び現地ボランティアの協力による個人の線量(率)を、千代田テクノル社製の D シャトルを用いて測定した。

2. 方法

測定は 2016 年 3 月 28 日から、マムジュ市から 20km 程南に位置する Botteng 村と近郊にて実施した。個人の線量については、2 人の現地ボランティアに約 3 日間の D シャトル装着を依頼し、環境中の変動及び大まかな線量(率)の評価については、上記ボランティアの住居を含む計 7 件の民家の屋内及び屋外に D シャトルを設置した。なお、ガンマ線スペクトル測定及び走行サーベイによる空間線量率とラドン濃度評価も別途実施している[2]。

3. 結果と考察

短期測定の結果では一つの個人線量計のみ夜間の明瞭な増加が認められた。一例として Hultqvist [3]はラドン濃度と空間線量率の換算係数(0.4(nGy/h)/(Bq/m^3))を与えており、別途実施された夜間のラドン濃度の変動(58～267 Bq/m^3)[2]を踏まえると最大で 0.11μSv/h 程度の線量率上昇の可能性も推測できる。しかし、推測値を大きく上回る増加であったこと、近傍の環境に設置した D シャトルの変動が認められないことから、線量率が高い地表面付近に D シャトルが置かれた可能性が考えられた。

参考文献

[1] Syaeful et al., Atom Indonesia, 40(1), 33-39 (2014).

[2] 赤田他，日本保健物学会第 49 回研究発表会 P35，弘前文化センター，2017.

[3] B. Hultqvist, Kungl. Svenska Vetenskapsakademiens Handlingar, 6(3) (1956).

*Michiya Sasaki[1], Ryohei Yamada[2] Naofumi Akata[3,4], Shinji Tokonami[2], Masahiro Hosoda[2], Kazuki Iwaoka[2], Chanis Pornnumpa[2,5], Hiromi Kudo[2], Kumar Sahoo[6], Iskandar Dadong[7], Eko Pudjadi[7]

[1]CRIEPI, [2]Hirosaki Univ., [3]NIFS, [4]SOKENDAI, [5]Kasetsart Univ., [6]NIRS, [7]BATAN

森林火災に伴う放射性セシウムの動態とその環境影響評価手法の研究開発

R&D of radioactive cesium dynamics accompanying forest fires
and assessment of the environmental impact

*金 敏植[1]，塩谷 仁[2]，佐久間 一幸[1]，メイリンズ アレックス[1]，町田 昌彦[1]，北村 哲浩[1]
[1]国立研究開発法人日本原子力研究開発機構，[2](株)先端力学シミュレーション研究所

原子力機構・システム計算科学センター及び福島研究開発部門は、森林火災に伴う放射性セシウムの動態とその環境影響を評価するため、森林火災解析コード及び火災により発生した灰塵輸送の解析コードの開発・整備を行ってきた。上記のコード群を利用し試解析を行ったので、その結果について報告する。

キーワード：森林火災， 大気拡散， Cs-137， 福島第一原子力発電所事故

1. 緒言 放射性物質により環境表面が汚染されたところでは、風が吹くと一部は再飛散され再び環境表面を汚染させる恐れがある。この再飛散係数については EU などで 10^{-8}～10^{-10}/m と報告されており[1]、東京電力福島第一原子力発電所の事故の場合でもガス放出期間中においては整合していることが確認できた[2]。しかし、これは風による再飛散現象のみを考えた場合で、例えば火災による再飛散現象については定量的な評価が難しく研究例も少ない。そこで本研究では、汚染地域で火災が起きると汚染物質はどれぐらいの量がどこまで飛散されていくのかを定量的に調べるため森林火災解析コード及び火災により発生した灰塵輸送の解析コードの開発・整備を行ったのち試解析を実施したので報告する。

2. 森林火災に伴う放射性セシウムの動態とその環境影響の評価

2-1. 森林火災解析コードによる火災シミュレーション

森林火災解析コードとしては、米国農務省 USDA Forest Service で開発された Fire Area Simulator (FARSITE)を用いた。これはホイヘンスの原理に基づく火炎の拡大モデルを用いて延焼速度や火線強度の算出が可能で、試解析地域の空間情報を整備し上記による火災解析を行った。図 1 は火線強度の結果で、多くのスロープが存在するところでは火線強度が強い。

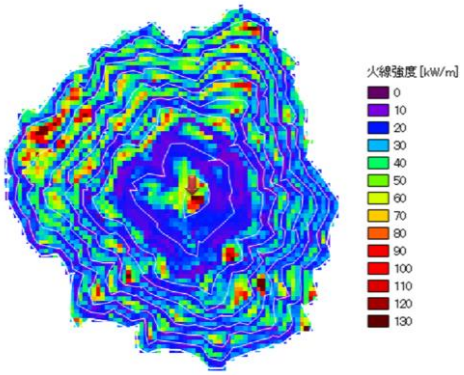


図 1. FARSITE の計算結果 (火線強度)

2-2. 灰塵輸送の解析コードの開発 FARSITE の計算結果から得られた単位面積当たり燃焼速度、PM 排出速度、ガス(CO2, CO など)排出速度を基にガウスプルームモデル及び CFD による灰塵輸送の解析を実施した。

3. 結論 汚染地域で火災が起きる場合の汚染物質の再飛散現象を定量的に調べるため森林火災解析コード及び火災により発生した灰塵輸送の解析コードの開発・整備を行ったのち試解析を実施した。

謝辞 灰塵輸送については、東京大学生産技術研究所の大場良二氏に多くのコメントをいただいた。ここに記して、感謝の意を表す。

参考文献

[1] Description of the Modelling of Transfer and Dose Calculations within ERMIN v1.0 and associated data libraries (all v1.0), EURANOS(CAT2)-TN(05)-04

[2] M. Kim et al., Study on long-term radiation exposure analysis after the Fukushima Dai-ichi nuclear power plant accident: validation of the EU long-term radiation exposure model (ERMIN)Journal of Nuclear Science and Technology Volume 53, 2016 - Issue 6

---

*Minsik KIM[1], Hitoshi Shiotani[2], Kazuyuki Sakuma[1], Alex Malins[1], Masahiko Machida[1], and Akihiro Kitamura[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Advanced Simulation Technology Of Mechanics R&D, Co., Ltd.

最適化解析シーケンス OPAS の開発と放射性セシウム将来予測モデルへの応用

Development of an Optimization Analysis Sequence OPAS and its Application to the Prediction Models for Radioactive Cesium Distribution

*鈴木忠和[1]、杉田武志[1]、木名瀬栄[2]、操上広志[2]、北村哲浩[2]
[1]株式会社ナイス　、[2]日本原子力研究開発機構

最適化問題を総合的に解く OPAS(**Op**timization **A**nalysis **S**equence)を開発した。OPAS は放射性セシウムの分布状況変化モデルにおける環境パラメータの導出などの環境安全問題に適用され、良好な結果を得た。ここでは、OPAS の概要と適用結果について報告する。

キーワード：最適化、OPAS、逆問題、環境変数、Cs 分布予測モデル、コンパートメントモデル、環境安全

１．緒言　２つの環境安全問題への適用結果から計算時間、解の精度において OPAS は他の手法と比べて満足する結果が得られた。OPAS の解析の流れと適用した問題の計算結果については口頭発表する。

２．OPAS の概要と応用　非線形最適化問題に対する手法は、生成された幾何形状を用いて最適点を探索する発見的な方法と、関数の導関数を用いて探索方向を決定し探索を行う傾斜法に分類される。目的関数が多峰性の場合、傾斜法による手法は、効率は良いが収束点がパラメータの初期値に大きく依存する。 一方、発見的な方法は、収束効率は悪いが初期値依存性がなく大域的な最適点に収束する。OPAS の開発に際してはこのことが考慮され、解析の流れはドライバーによって制御される。OPAS が適用された２つの問題の概要は以下のとおりである。

(1) 放射性セシウム分布状況予測モデルにおける環境変数の導出 (注)

対象となる予測モデルは、

$$D(t;p_1,p_2,p_3) = (p_1 - D_{BG})\{p_2\, exp((-ln2/p_3)\,t) + (1-p_2)exp\big((-ln2/T_{slow})t\big)\} \times \frac{kexp(-\lambda_{134}t)+exp(-\lambda_{137}t)}{k+1} + D_{BG} \quad (1\text{-}1)$$

ただし、$D(t;p_1,p_2,p_3)$は経過時間 t における空間線量率 *[μSv/h]*で、導出するパラメータは、

$p_1 = D_0$（初期空間線量率 *[μSv/h]* ）, $p_2 = f_{fast}$（減衰が速い成分の割合）, $p_3 = T_{fast}$（減衰が速い成分の環境半減期 *[y]*）　である。

(2) 森林のコンパートメント間でのインベントリー移行係数を時間変化から導出 (注)

最適化の対象となる動的コンパートメント数学モデルは、以下のとおりである。

$$\frac{dy^k}{dt} = -\sum_{j=1}^{m}\lambda_j^k\, y^k(t)\ (\text{流出項}) + \sum_{j=1,j\neq k}^{m}\lambda_k^j\, y^j(t)\ (\text{流入項}) \quad (2\text{-}1)$$

ただし、$y^k(t)$は compartment kにおける放射能量 *(Bq)*で、導出するパラメータは、

$\bar{\lambda} = (\lambda_j^k)$（compartment kからjへの移行係数 *(y^{-1})* ）である。

３．結論　適用された２つの問題に対して OPAS は良好な解を与えた。OPAS は今後も、原子力の環境安全分野を中心に、結果から原因を推測する逆問題への手法として適用していきたい。

(注)本作業は株式会社ナイスが日本原子力研究開発機構からの委託を受けて実施したものである。

*Tadakazu SUZUKI[1]、Takeshi SUGITA[1] ；NAIS Co., Inc 、
Sakae KINASE[2]、Hiroshi KURIKAMI[2]、Akihiro KITAMURA[2] ；Japan Atomic Energy Agency

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-1 Radioactive Waste Management

Thu. Sep 14, 2017 9:30 AM - 10:45 AM JST | Thu. Sep 14, 2017 12:30 AM - 1:45 AM UTC | Room A B11 - B1 Block

[2A01-05] Decontamination and Evaluation of Radiolysis Gas

Chair:Takeshi Tsukada (CRIEPI)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2A01] Development of decontamination technology for clearance of low level Uranium contained metal waste

Study of Uranium processing facility

*Takuji Fukuda[1], Yohei Saiki[1], Toyokazu Aoki[1], Kazunari Oguchi[1] (1. Nuclear Fuel Industries, Ltd.)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2A02] Development of the electrochemical decontamination system (2nd report)

*Masaki Ogawa[1], Kazuya Narumiya[1], Yohei Mitsuno[1], Masanori Kanda[1] (1. NGK INSULATORS,LTD.)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[2A03] Behavior of Radiolytic Gas in Zeolite Bed under Gamma-ray Irradiation

*Takafumi Motooka[1], Isao Yamagishi[1] (1. JAEA)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[2A04] Basic Study on Reduction of Hydrogen Concentration for Radioactive Waste Long-Term Storage Containers

(1)Experimental Plans

*Yota Suzuki[1], Yusei Tanaka[1], Hiep Nguyen H.[1], Gaku Takase[1], Yoshihisa Hiraki[1], Kazuyuki Takase[1], Isamu Kudo[2], Ryutaro Hino[3] (1. Nagaoka University of Technology, 2. Advan Eng, 3. Japan Atomic Energy Agency)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[2A05] Basic Study on Reduction of Hydrogen Concentration for Radioactive Waste Long-Term Storage Containers

(2)Development of hydrogen recombination catalyst using geopolymer

*Isamu Kudo[1], Shogo Taira[1], Keisuke Tanizawa[1], Taro Utsumi[2], Nobuhiro Oda[2], Hisayuki Suematsu[2], Kazuyuki Takase[2] (1. DAVAN ENG, 2. Nagaoka University of Technology)

低レベルのウラン含有金属廃棄物のクリアランスに向けた除染技術の開発 -ウラン取扱事業者の取組み-

Development of decontamination technology
for clearance of low level Uranium contained metal waste
- Study of Uranium processing facility -

*福田 拓司[1], 齋木 洋平[1], 青木 豊和[1], 小口 一成[1]
[1]原子燃料工業

ウランを取り扱う施設で発生する金属低レベル放射性廃棄物(LLW)のクリアランス運用に向け、除染技術、及び除染廃液中に含まれる不純物等の分離技術について、検討を行った。

キーワード：放射性廃棄物、除染

1. 緒言

ウランを取り扱う施設で発生する金属低レベル放射性廃棄物(LLW)は、ウランの放射能減衰が期待できないことから、クリアランスを適用するためには、汚染源であるウランを適切に除去する必要がある。一方で、除染作業によって金属表面を過剰に除去すると、ウランとともに除去された金属母材が二次廃棄物として大量に発生する懸念がある。本研究では、廃棄物の発生量を極力抑えるための除染技術、及び除染廃液に含まれる不純物等の分離技術について調査、試験を行い、最適な条件について検討を行った。

2. 調査・実験

2-1. 除染技術開発

ウラン等の除染技術に関し、国内外の公開資料を調査し、各手法のクリアランス除染への適用性について評価した。また、適用性が高いと判断した、酸浸漬法、及び湿式ブラスト法について、基礎的な模擬除染試験を行い、二次廃棄物の発生量を最小とする除染条件を検討した。(図 1)

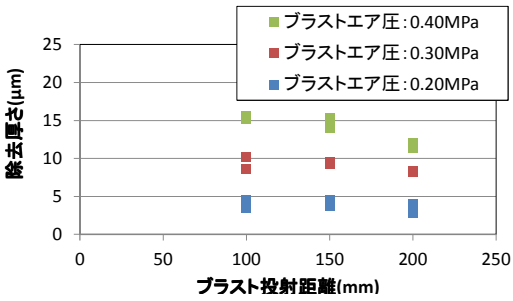


図 1 湿式ブラストによる母材除去厚さ
(材質：SUS304)

2-2. 分離技術開発

分離技術に関わる公開文献の調査、及び基礎試験の結果、除染手法を湿式ブラスト法とした場合は物理分離法、また酸浸漬法とした場合は化学分離法を適用することが適当であると評価された。特に、物理分離法として、適用性が高いと判断された遠心分離法について、実規模の模擬試験(図 2)を実施し、除染廃液中の不純物の移行挙動を評価した。

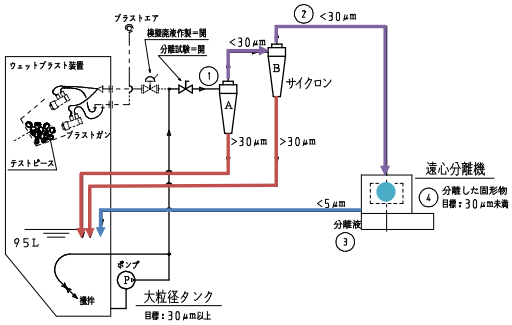


図 2 分離試験を実施した試験体系の一例

3. 結果・考察

湿式ブラスト法による模擬除染試験の結果、エア圧を 0.2MPa とすることで、クリアランス基準を満たしつつ二次廃棄物の発生量を最小とできる。また、多段化したサイクロンにより研磨剤粒子の再利用が可能である。なお、ウランを単独回収する場合には、酸などを用いた化学的手法を適用する必要があることが示された。

謝辞

本研究は、平成 26～28 年度経済産業省資源エネルギー庁「次世代再処理ガラス固化技術基盤研究事業(低レベル放射性廃棄物の除染方法の検討)」の成果の一部である。

---

*Takuji Fukuda[1], Yohei Saiki[1], Toyokazu Aoki[1], and Kazunari Oguchi[1]

[1]Nuclear Fuel Industries, Ltd.

電気化学除染技術の開発（第 2 報）

Development of the electrochemical decontamination system (2nd report)

*小川 雅輝[1]，成宮 一哉[1]，三野 洋平[1]，神田 昌典[1]
[1]日本ガイシ㈱

原子力発電所の廃炉に伴い大量に発生する放射性金属廃棄物の除染を目的として、有機酸を主成分として使用した電気化学除染技術を開発中である。今回、小口径配管内面の除染への適用性を評価する試験を実施したので報告する。

キーワード：放射性廃棄物，除染，電解研磨，配管，減容

1. 緒言

電気化学除染は金属母材から溶解することにより高い除染性能が得られるが、廃液発生量及びその処理が従来からの課題であったため、電気化学除染に使用する電解液に分解処理が容易な有機酸等を選定して除染性能を確認した[1]。スルホン酸系洗浄剤の除染性能が優れており、今回、実機化を見据え、廃炉で大量に発生する小口径配管の廃棄物を対象に、その適用性を検討した。

2. 試験内容

電解液にスルホン酸系洗浄剤を使用し、呼び径 25～80A、長さ 500mmL の配管に対して、配管内面の単位面積あたりの電流値を定電流（0.4A/cm^2）制御し電解研磨試験を実施した。研磨性能に影響を与えうる陰極条件（陰極径、陰極位置、陰極長さ等）をパラメータに、配管内面における長手方向及び円周方向の研磨速度の分布を測定し、その影響を評価した。

3. 結果・考察

陰極径に対する内面の平均研磨速度（長手方向の平均値）を図 1 に示す。陰極径と平均研磨速度には正の相関が確認できており、陰極径 φ10mm でも目標の研磨速度を満足している。

φ10mm の陰極を用いた試験での、配管内面の長手方向の研磨速度分布を図 2 に示す。配管長手方向に 50mm 間隔で測定した各研磨速度はすべての位置において目標値以上であり、長手方向に全面的に処理できている。

また、配管内面の円周方向についても、研磨速度は目標値を満たしており、陰極径 φ10mm でも使用可能であると考えている。今後は、対象とする配管径との兼ね合いを考慮し、陰極径を設定する。

以上のことから、小口径配管の除染処理に電気化学除染の適用が可能である。

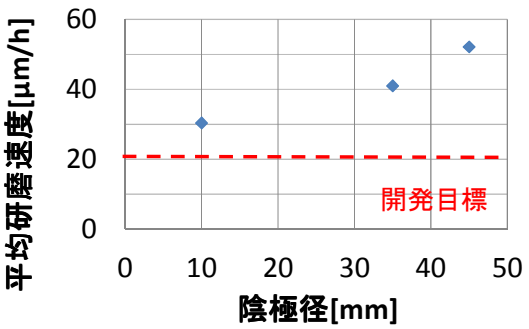


図 1. 陰極径と研磨速度(50A ｽﾃﾝﾚｽ配管)

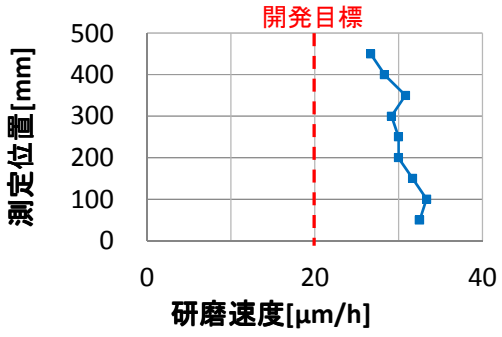


図 2. 長手方向の研磨速度分布(50A ｽﾃﾝﾚｽ配管, φ10mm 陰極)

参考文献

[1]小川他、日本原子力学会 2015 年春の年会、A21

Behavior of Radiolytic Gas in Zeolite Bed under Gamma-ray Irradiation

*Takafumi Motooka[1] and Isao Yamagishi[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

Mixtures of zeolite IE96 and artificial seawater (ASW) were poured in cylindrical tubes, and irradiated by Co-60 gamma-rays. In the case of a zeolite bed which was fully immersed in ASW, the zeolite bed level increased slightly(1.8%) and an ASW phase formed onto the bed. The ASW level increased with the irradiation dose. In the case of a partial immersion, which simulates a drained zeolite vessel, the zeolite bed level was un-changed (0.0%).

Keywords: gamma-ray, irradiation, zeolite, radiolysis, gas

1. Introduction

We have evaluated secondary wastes generated from water treatment system at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station for their safe storage. Recently we observed radiolytic gas generation and retention in a carbonate slurry and the rise of water level during Co-60 gamma-ray irradiation [1]. In this study, we investigated gas retention and volume change in zeolite beds during Co-60 gamma-ray irradiation.

2. Experimental

The UOP zeolite IE96, supplied for Cs adsorption vessels (SARRY^{TM}), was mixed with ASW containing 20,000 ppm Cl^- (Akuamarin; Yashima Co.). The mixture was poured into a quartz tube (diameter 40mm, height 500mm), and the ASW volume was adjusted to two levels; (1) top of zeolite bed (full case) and (2) a quarter bed (1/4 case). Two tubes were irradiated by Co-60 gamma-ray at 7.2 kGy/h for 27 h. This dose rate was evaluated using a PMMA dosimeter (Radix W; Radie Industry Co., Ltd.).

3. Results and Discussion

Fig.1 shows the changes in ASW and zeolite bed levels during 27 h irradiation, and the appearance after the irradiation. In full case, the ASW level rose from 402 mm to 438 mm (rise ratio, 9.0%) and the zeolite level rose from 398 to 405 mm (rise ratio, 1.8%). Larger bubbles (dia. >10 mm) were observed in higher zeolite layer but change in zeolite bed levels was slight. The volume of ASW phase formed on the zeolite bed increased with irradiation time. Observed $G(H_2)$ was calculated to 4.6×10^{-8} mol/J from data; rise of 21 mm of ASW level and dose of 36 kGy. It was almost as same as $G(H_2)$ of ASW [2]. These results suggest that the hydrogen gas bubble generated in the zeolite bed extruded water from the bed. In 1/4 case, the zeolite level was un-changed (rise ratio, 0.0%), and visible bubbles (dia. > 1 mm) and/or new voids between zeolite particles were not observed in zeolite bed. We could not confirmed the ASW level rise in zeolite bed by visual inspection. It was suggested that the drained zeolite bed could suppress the expansion of the immersed bed and absorb the extruded water in the voids. Additional experiments need for this hypothesis.

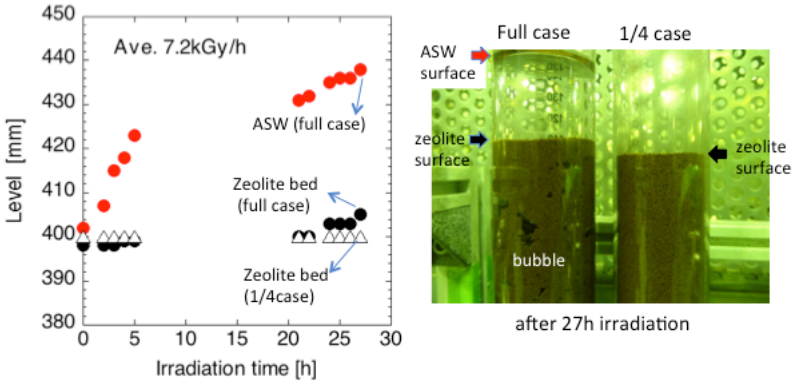


Fig.1 Changes in ASW and zeolite bed levels during irradiation, and the appearance after 27h irradiation.

References

[1] T.Motooka, R.Nagaishi, I.Yamagishi, Proceedings of Annual Meetings of Atomic Energy Society of Japan 2016, 2I20 (2016) [in Japanese]
[2] R.Nagaishi, T.Motooka, I.Yamagishi et al., ibid, 2I21 (2016) [in Japanese]

放射性廃棄物長期保管容器を対象にした水素濃度低減のための基礎研究
（1）実験計画

Basic Study on Reduction of Hydrogen Concentration for
Radioactive Waste Long-Term Storage Containers
(1) Experimental Plans

*鈴木 陽太[1]，田中 優生[1]，Nguyen H. Hiep[1]，高瀬 学[1]，
平木 義久[1]，高瀬 和之[1]，工藤 勇[2]，日野 竜太郎[3]
[1]長岡技術科学大学，[2]アドバンエンジ，[3]日本原子力研究開発機構

放射性廃棄物長期保管容器内で発生する水素ガスの濃度を低減させるための基礎研究として、水素濃度低減に対する水素再結合触媒付き廃棄物長期保管容器の有効性を確認するための実験計画について述べる。

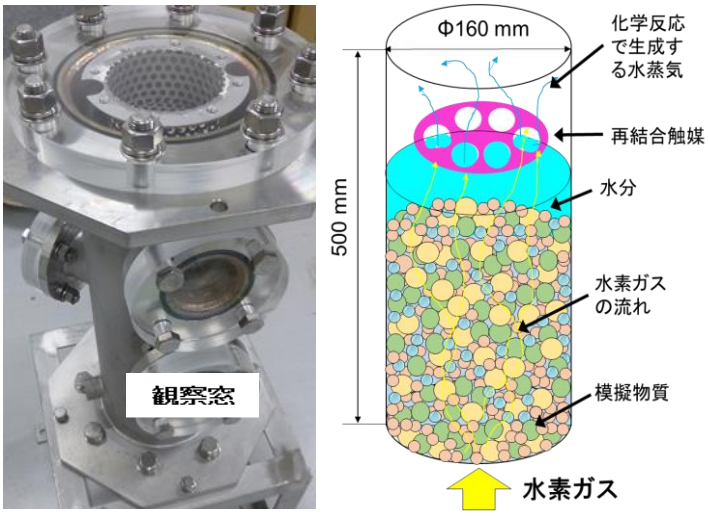
キーワード：廃棄物長期保管容器，水素濃度低減，再結合触媒，基礎実験計画，予備解析

1. 緒言

福島第一原子力発電所の廃炉に向けて、燃料デブリなどの含水性放射性廃棄物を貯蔵・保管する際、水の放射線分解によって水素が発生し、保管容器内に蓄積する。よって、水素の燃焼・爆発に対する予防安全性向上の観点から、容器内に発生する水素の濃度を低減する技術を導入する必要がある。本研究の目的は、水素再結合触媒付き廃棄物保管容器が水素濃度低減に有効であることを実験的に確認することである。

2. 基礎実験計画及び予備解析

基礎実験は、①水素濃度計測実験と②水素挙動観察実験を計画している。水素濃度計測実験では、図１に示す密閉容器の内部に水素再結合触媒であるジオポリマー触媒を設置して、容器内に空気と水分を含む条件で容器底部から水素ガスを一定量注入した後、容器内における水素濃度の時間変化を計測し、水素濃度を低減できることを確認する。また、実験体系を模擬した予備解析によって容器内の水素挙動を数値的に把握する。さらに、容器内に封入される燃料デブリ等の放射性廃棄物周りの水素の流れを可視的に観察することを目的として、簡易アクリル流路、廃棄物模擬物質及び水素可視化シートから成る水素挙動観察実験を実施する。



装置外観　　装置内部概略

図1　水素濃度計測実験装置

3. まとめ

現在、実験開始に向けて装置を整備中である。本成果は今後の放射性廃棄物長期保管容器の検討に資する考えである。

本研究の一部は、「文部科学省英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」により実施された「廃棄物長期保管容器内に発生する可燃性ガスの濃度低減技術に関する研究開発」の成果である。

参考文献

[1] J. O. Henrie, J. M. Appel, Evaluation of Special Safety Issues Associated with Handling the Three Mile Island Unit 2 Core Debris, (1985), GEND051

[2] L. L. Taylor, TMI Fuel Characteristics for Disposal Criticality Analysis, DOE/SNF/REP-084, (2003)

*Yota Suzuki[1], Yusei Tanaka[1], Nguyen H. Hiep[1], Gaku Takase[1], Yoshihisa Hiraki[1], Kazuyuki Takase[1], Isamu Kudo[2], Ryutaro Hino[3]
[1]Nagaoka University of Technology., [2]Advan Eng., [3]Japan Atomic Energy Agency.

放射性廃棄物長期保管容器を対象にした水素濃度低減のための基礎研究
（２）ジオポリマーを用いた水素再結合触媒の開発

Basic Study on Reduction of Hydrogen Concentration for Radioactive Waste Long-Term Storage Containers

(2) Development of hydrogen recombination catalyst using geopolymer

*工藤　勇[1]，平　尚悟[1]、谷澤　圭佐[1]、内海　太禄[2]、小田　信広[2]、末松　久幸[2]、高瀬　和之[2]

[1]アドバンエンジ、[2]長岡技術科学大学

放射性廃棄物の長期保管容器内で発生する水素ガスの濃度を低減させるための基礎研究として、ジオポリマーに Pt を担持させた水素再結合触媒を開発し、十分な触媒活性が得られることを実験的に確認した。

キーワード：廃棄物保管容器、水素濃度低減、再結合触媒、ジオポリマー、Pt 担持

1. 緒言

福島第一原子力発電所の廃炉に向けて、燃料デブリなどの含水性放射性廃棄物を貯蔵・保管する際、水の放射線分解によって水素が発生し、保管容器内に蓄積する。したがって、水素の燃焼・爆発に対する予防安全性向上の観点から、容器内に発生する水素の濃度を低減する技術を導入する必要がある。本研究では、ジオポリマーを母材とする水素再結合触媒を開発したので、その特性について報告する。

2.ジオポリマー触媒の作製

ジオポリマーは、アルミノケイ酸塩を基とした非晶質な高分子材料であり[1]、組成や形状の柔軟性を有し、密度・気孔率の制御が容易である。また、ホウ素を添加することで中性子遮蔽機能を持たせることも可能である[2]。本研究では、強度とハンドリング性を高めるためにジオポリマーで球形状の構造体を作製し、その表面に白金をコーティングし、触媒とした。

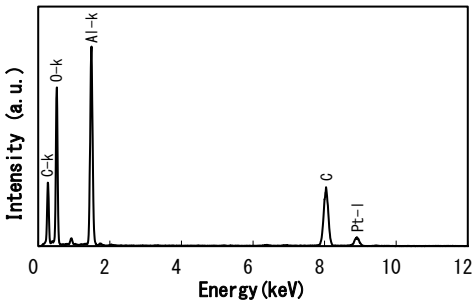


図 1.元素分析結果（Pt1.0wt%）

3.実験結果

一例として、Pt 担持量が 0.1 及び 1 wt%、焼成条件 500℃（3 時間）における Pt 担持アルミナ粉末の触媒性能を図 2 に示す。測定結果から常温においても触媒活性が確認された。

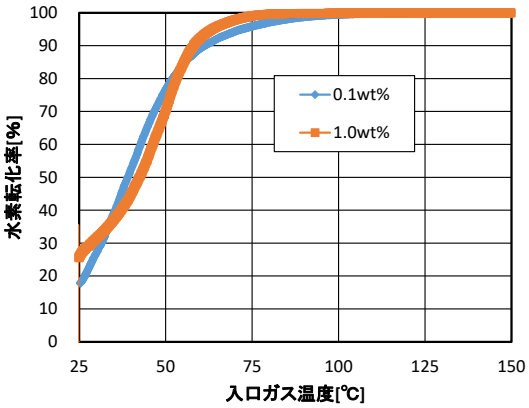


図 2. 触媒活性測定結果

4. 結論

ジオポリマー触媒を開発し、その性能を評価した。実験結果からジオポリマー触媒が放射性廃物保管容器内の水素濃度を低減し、保管中の爆発等のリスクを低減できる可能性が分かった。今後、保管容器を模擬した容器内にジオポリマー触媒を設置し、水素濃度低減試験を行い、触媒としての成立性を検証する。

本研究の一部は、「文部科学省英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」により実施された「廃棄物長期保管容器内に発生する可燃性ガスの濃度低減技術に関する研究開発」の成果である。

参考文献

[1] Davidovits,”Geopolymer”, Institut Geopolymere, Saint-Quentin, France, (2011).

[2] 寺澤，工藤，小川，末松、日本原子力学会 2016 年春の大会（東北大学）、3I06

**Isamu Kudo[1], Shogo Taira[1], Keisuke Tanizawa[1], Taro Utsumi[2], Nobuhiro Oda[2], Hisayuki Suematsu[2], Kazuyuki Takase[2]

[1]ADVAN ENG, [2]Nagaoka University of Technology

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-1 Radioactive Waste Management

Thu. Sep 14, 2017 10:45 AM - 12:00 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 1:45 AM - 3:00 AM UTC | Room A B11 - B1 Block

[2A06-10] Vitrification 1

Chair:Ippei Amamoto (JAEA)

10:45 AM - 11:00 AM JST | 1:45 AM - 2:00 AM UTC

[2A06] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction
(39)A Basic research on the applicability of iron phosphate glass for low-level radioactive waste - Overview and plan of fused glass solidification with nuclides contamination -

*Fuminori Sato[1], Takahito Chaki[2], Yasuo Saito[1], Tsuyoshi Arai[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Shibaura Institute of Technology)

11:00 AM - 11:15 AM JST | 2:00 AM - 2:15 AM UTC

[2A07] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction
(40)Improvement of vitrified solids of surrogate nuclides to the treated ion exchange resin

*Kouichi Ikeda[1], Takeshi Tsukada[1], Tsuyoshi Usami[1], Shizue Furukawa[1], Kazuyoshi Uruga[1] (1. criepi)

11:15 AM - 11:30 AM JST | 2:15 AM - 2:30 AM UTC

[2A08] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction
(41)Evaluation of advanced borosilicate glasses chemical durabilities

*Kohei Owaku[1], satoshi yuuki[1], yoshiyuki miura[1], haruka tada[1], norio kanehira[1] (1. JAPAN NUCLEAR FUEL LIMITED)

11:30 AM - 11:45 AM JST | 2:30 AM - 2:45 AM UTC

[2A09] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction
(42)Bottom drain test and synchrotron X-ray absorption analysis of iron phosphate glass sample containing simulated HLLW

*Yoshihiro Okamoto[1], Hidekazu Kobayashi[1], Takayuki Nagai[1], Hiromi Kobayashi[2], Masanobu Honma[2], Kazuya Hirono[2], Kiyoshi Hatakeyama[2], Hideaki Shiwaku[1] (1. JAEA, 2. E&E Techno Service Co. Ltd.)

11:45 AM - 12:00 PM JST | 2:45 AM - 3:00 AM UTC

[2A10] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction
(43)Separation property of HLW adsorption glass for Mo and Zr recovery

*Hirohide Kofuji[1], Sou Watanabe[1], Ichiro Goto[1], Yasunori Miyazaki[1], Kazunori Nomura[1], Masayuki Takeuchi[1] (1. JAEA)

放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究
（39）低放射性廃棄物に対する鉄リン酸ガラスの適用性に関する基礎研究
-夾雑元素を含む溶融ガラス化試験の概要及び計画-

Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

(39) A basic research on the applicability of iron phosphate glass for low-level radioactive waste

- Overview and plan of fused glass solidification with nuclides contamination -

*佐藤 史紀[1]，茶木 孝仁[2]，齋藤 恭央[1]，新井 剛[2]

[1] 日本原子力研究開発機構，[2] 芝浦工業大学

再処理施設から発生する低放射性廃液の固化処理方法として、廃液中のリンを固化体の骨格に利用可能な鉄リン酸ガラスに着目し、夾雑元素を含む廃液の溶融ガラス化試験の計画を検討した。

キーワード：鉄リン酸ガラス，放射性廃棄物，夾雑元素，ガラス固化，溶融ガラス化

1. 緒言

低放射性廃液の処理には、従来、セメント固化を用いることが検討されているが、リン酸イオン等が多く含まれる廃液の処理には、セメントの凝固反応の阻害による充填率の低下等の課題があった。これまで本研究では、廃液中のリンを固化体骨格に利用可能な鉄リン酸ガラスに着目し、模擬廃液を用いた溶融ガラス化試験を行って、処理可能であることを示してきた[1 - 3]。今年度、低放射性廃液に含まれる夾雑元素を考慮した溶融ガラス化試験を計画しており、本報告では、昨年度までの成果にもとづく鉄リン酸ガラスの組成条件や、既存の低放射性廃液の分析結果を踏まえた夾雑元素の混入量等について説明する。

2. 鉄リン酸ガラスの組成条件（表 1 参照）

昨年度の検討から、処理時の組成条件を調整することで（Fe：P：Na = 1.0：1.6：1.5 [mol 比]）、廃棄物充填率を 29wt%まで高められることが分かった。本条件を用いて、夾雑元素を考慮した溶融ガラス化試験を実施する。

表 1　鉄リン酸ガラスの組成条件の検討結果

鉄リン比〔mol 比〕	Na 添加量〔Na/Fe (mol/mol)〕							
	1.0	1.1	1.2	1.3	1.4	1.5	1.6	1.7
Fe:P=1:1.5	○	○	○	○	○	×	×	―
Fe:P=1:1.6	○	○	○	○	○	○	×	×
Fe:P=1:1.7	○	○	○	○	○	○	△	×
Fe:P=1:1.8	○	○	○	×	×	―	―	―

○：ガラス化　△：結晶化の可能性有　×：結晶化　―：試験せず

3. 夾雑元素の混入量（図 1 参照）

低放射性廃液中の夾雑元素を分析した既往研究[4]を参考に検討した。夾雑元素の量は、ガラス中の鉄に対して、アルカリ金属合計で 3×10^{-8} [mol/mol-Fe]、アルカリ土類金属合計で 5×10^{-3} [mol/mol-Fe] 程度となった。本研究では、過去、鉄リン酸ガラスへ夾雑元素を 0.01～0.1 [mol/mol-Fe] の条件で添加する試験を実施しており、現時点では、夾雑元素の大半はガラス中に閉じ込めることができると予想される。



図 1　夾雑元素の混入量の検討結果（例）

参考文献

[1] 石井他, 2015 年秋の年会 F52　[2] 石井他, 2016 年春の年会 3I07　[3] 茶木他, 2016 年秋の年会 1E14　[4] 岡野他, 2011 年秋の年会 A13

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「平成 29 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業」の成果の一部である。

*Fuminori Sato[1], Takahito Chaki[2], Yasuo Saito[1] and Tsuyoshi Arai[2]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Shibaura Institute of Technology

放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究
(40)模擬使用済イオン交換樹脂のガラス固化体の改良

Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction
(40) Improvement of vitrified solids of surrogate nuclides to the treated ion exchange resin

*池田 弘一[1], 塚田 毅志[1], 宇佐見 剛[1], 古川 静枝[1], 宇留賀 和義[1]
[1](一財)電力中央研究所

イオン交換樹脂およびガラス原料をプラズマ溶融して得られたガラス固化体は、廃棄物充填率や浸出率に課題があった。そこで、試料の投入方法やガラス原料の成分組成を改良した結果、廃棄物充填率が高く、浸出率が低いガラス固化体を得る見通しが得られた。

キーワード：低レベル放射性廃棄物、プラズマ、溶融、ガラス、イオン交換樹脂

１．緒言　ガラス原料が SiO_2-Na_2O のガラス固化体は、Al_2O_3-SiO_2-CaO のそれに比べてイオン交換樹脂に吸着させた金属のガラスへの移行率は高いものの、ガラスの耐水性が低いことが確認された。併せて、ガラスの廃棄物充填率（ガラス固化体に占めるガラス原料以外の成分の割合）が目標の半分に満たない等の課題があった[1,2]。本報告は、ガラス固化体の廃棄物充填率や浸出率を向上する観点から実施した、既設のプラズマ溶融炉によるガラス化試験結果を示す。

２．方法　内径 230mm の黒鉛坩堝内でガラス原料 1kg を溶融した後、酸素濃度 60%の炉内雰囲気でイオン交換樹脂 4.1～4.5kg を逐次分割投入し、プラズマ溶融を行った。その際、イオン交換樹脂を投入する瞬間だけ、プラズマの作動ガス以外のガス注入を停止した。ガラス原料カレットの成分組成は、SiO_2-Na_2O〔試験番号Ⅰ〕と、SiO_2-Na_2O-Al_2O_3-B_2O_3〔試験番号Ⅱ〕の 2 種類とした。コールドトレーサーは、原子力発電所等の調査を参考に、非放射性の Fe、Cr、Ni、Co、Cu、Zn、Mn、Cs および Sr で、それらの総重量がイオン交換樹脂の重量（乾燥時）の約 4wt%相当になるようにイオン交換樹脂に吸着させた。坩堝に耐火蓋を被せてイオン交換樹脂を熱分解・燃焼させる空間を設け、溶融試料を 30kW 未満の加熱出力で全量溶融した。実験終了後に、坩堝内で自然冷却したガラス固化体を分析した。

３．結果　廃棄物充填率はガラス原料の違いによる差はほとんど無く、イオン交換樹脂の投入方法を改良することで目標の 70%超を達成できていることを確認した（図 1）。イオン交換樹脂投入時にガスを注入しないことで、溶湯への到達率が向上したと考えられる。

環境省告示第 16 号に準拠した浸出試験の結果から算出した浸出率（ガラス固化体の元素重量に対する、所定の浸出期間が終了した浸出液に含まれる元素重量の割合）は、SiO_2-Na_2O に比べて SiO_2-Na_2O-Al_2O_3-B_2O_3 では小さかった（図 2）。振とう後の静置時間の経過による違いがほとんど認められず、SiO_2-Na_2O-Al_2O_3-B_2O_3 のガラス原料の方が、放射性核種の金属を閉じ込めやすいことが示唆された。

参考文献

[1]池田他、2016 年秋の大会 1E02　[2]池田他、2017 年春の年会 2L07

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「平成 29 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究」の成果の一部である。

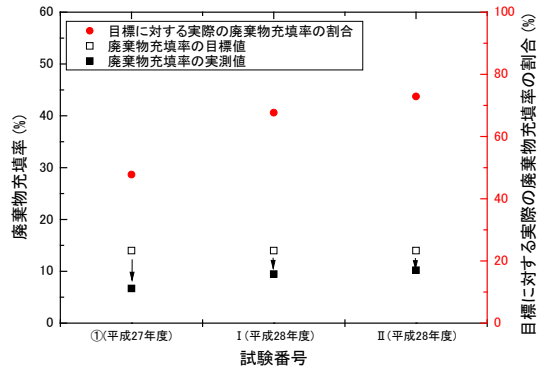


図 1　廃棄物充填率

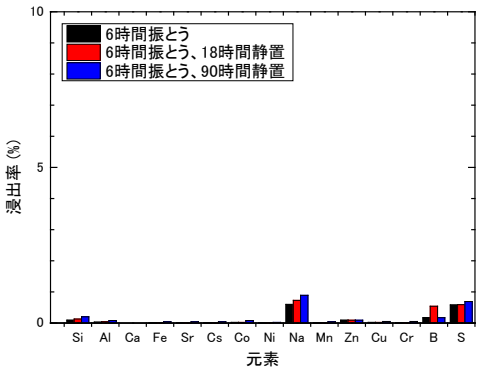


図 2　浸出率（SiO_2-Na_2O-Al_2O_3-B_2O_3）

* Kouichi Ikeda[1], Takeshi Tsukada[1], Tsuyoshi Usami[1], Shizue Furukawa[1] and Kazuyoshi Uruga[1]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry(CRIEPI)

放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究
(41)改良ホウケイ酸ガラスの耐水性評価

Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

(41)Evaluation of advanced borosilicate glasses chemical durabilities

*大和久 耕平[1]，結城 智[1]，三浦 吉幸[1]，多田 晴香[1]，兼平 憲男[1]

[1]日本原燃

高レベル廃液の高充填化ガラス固化体におけるイエローフェーズ（以下、「YP」という）発生抑制可能なマトリックスの開発において、網目修飾成分が耐水性に与える影響を評価した。

キーワード：ホウケイ酸ガラス，イエローフェーズ，高レベル液体放射性廃棄物

1. 緒言

本研究では高レベル廃液のガラス固化体への高充填化を目指し、高充填時に懸念される YP 発生を抑制できるマトリックスの開発を行っている。これまでに、$1.5 \leqq SiO_2/B_2O_3 \leqq 2.0$(mol%比)の範囲で、$Al_2O_3$ 濃度を適切に設定することで、六ヶ所再処理工場のガラス固化体と同等の耐水性を維持しつつ MoO_3 溶解度が向上することが確認されている[1]。しかし、当該組成範囲において修飾酸化物が耐水性に与える影響については確認されていない。そこで本研究では簡素化したガラス組成によるサーベイ結果をもとに、実廃液への適用性を検討するため実際を模擬した廃棄物固化ガラスを作製し、1 価金属比および 1 価金属と 2 価金属比が耐水性に与える影響を評価した。

2. 実験方法

本研究のパラメータは Li_2O/Na_2O 比および$(Li_2O+Na_2O)/(ZnO+CaO)$比とし、SiO_2/B_2O_3 比は 1.75 とした。また、各組成に対して廃棄物充填率（Na_2O 除く）を 12wt%、26wt%の 2 種類設定した（表 1）。

耐水性評価に用いる模擬ガラスは、高レベル廃液を模擬した溶液由来の仮焼物とガラスカレットを秤量し、それらを白金容器に入れ、電気炉にて所定の加熱条件（1200℃、2h）で加熱し、大気中で急冷することにより作製した。作製した模擬ガラスのガラス化状態については外観観察によって、耐水性については PCT 試験および MCC-1 試験によって規格化浸出速度を求め、それぞれ評価した。

表 1　模擬ガラスパラメータ

パラメータ(mol%)＼試料名	S300C12	S303C12	S306C12	S300C26	S303C26	S306C26
SiO_2/B_2O_3	1.75					
Li_2O/Na_2O	標準※	2.7（↑）	標準※	標準※	1.0（↑）	標準※
$(Li_2O+Na_2O)/(ZnO+CaO)$	標準※	標準※	1.0（↓）	標準※	標準※	1.6（↓）
廃棄物充填率（Na_2O 除く）	4.3（12wt%）			10.4（26wt%）		

※六ヶ所再処理工場のガラス固化体組成準拠

3. 結論

評価の結果、Li_2O/Na_2O比の上昇および$(Li_2O+Na_2O)/(ZnO+CaO)$比の減少によるガラス化状態および浸出特性についての有意な差異は見られず、Savannah River Laboratory(SRL)におけるリファレンスガラス(SRL-EA)の規格化浸出速度を下回っている（図1）。よって、これらのガラスはいずれも良好な耐水性を有することがわかった。今後、さらなる物性値の取得・評価によりガラス組成範囲の最適化を行う。

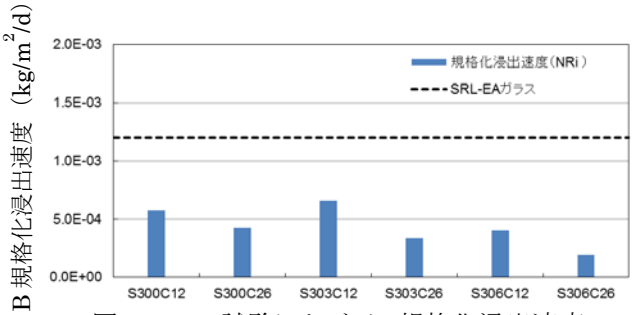


図 1　PCT試験におけるB規格化浸出速度

参考文献

[1] 小松 克茂ら 「高充填減容固化用ガラスマトリックスの検討 -ガラスの B_2O_3 及び Al_2O_3 含有量が MoO_3 溶解度と耐水性に与える影響-」原子力学会 2016 年春の大会 予稿集 1G16（2016）

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「平成 29 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業」の成果の一部である。

*Kohei Owaku[1], Satoshi Yuuki[1], Yoshiyuki Miura[1], Haruka Tada[1] and Norio Kanehira[1]

[1]Japan Nuclear Fuel Limited (JNFL)

放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究
（42）模擬廃液含有鉄リン酸ガラス流下試験と放射光分析

Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction
(42) Bottom drain test and synchrotron X-ray absorption analysis of iron phosphate glass sample containing simulated HLLW

*岡本 芳浩[1]，小林 秀和[1]，永井 崇之[1]，小林 博美[2]，本間将啓[2]，廣野和也[2]，
畠山清司[2]，塩飽秀啓[1]
[1]原子力機構，[2](株)E&E テクノサービス

小型溶融炉試験装置を使用した模擬廃液含有鉄リン酸ガラスの流下試験を実施した。流下試験で製造した固化試料について、放射光 XAFS 分析を行い、白金族元素をはじめとする主要元素の化学状態を調べた。

キーワード：ガラス固化、流下試験、鉄リン酸ガラス、XAFS、放射光

1. 緒言

高レベル廃液ガラス固化では、現行のホウケイ酸ガラス（BS ガラス）の代替マトリックス候補として、鉄リン酸ガラス（IP ガラス）が着目されている。我々は、30～40mol%Fe_2O_3-P_2O_5 の IP ガラスに、模擬廃液成分を含有した試料を調製し、その性質や含有元素の配位構造について系統的に調べ報告した[1,2]。本研究では、小型溶融炉試験装置を用いた流下試験を行い、得られた流下試料を放射光 XAFS 等で分析した。

2. 実験

IP ガラス原料に 35mol%Fe_2O_3-P_2O_5 を選び、H_3PO_4 溶液と Fe_2O_3 粉末の混合物を 200℃で脱水し 1200℃で溶融後、室温まで放冷して 10mm 程度のカレットに破砕した。このカレット 0.5kg に、流下試料中の廃液成分が酸化物換算 20wt%となるよう模擬廃液を添加して、650℃で仮焼した試料を流下試験に供した。流下試験は、ルツボ底面に管を接合したアルミナ容器へ試料を入れて、小型溶融炉試験装置にセットし、炉内温度 1150℃で 2.5 時間保持した後、アルミナ管を加熱して溶融ガラスを黒鉛容器へ流下した。放射光分析は、高エネルギー加速器研究機構放射光実験施設の BL-27B および大型放射光施設 SPring-8 の BL11XU において実施した。測定対象元素（Ce、Fe、Zr、Mo、Ru、Rh、Pd）および分析法（XAFS およびイメージング XAFS）は昨年度の報告[2]と同じである。

3. 結果

流下試験は、溶融 IP ガラスの粘性が低く、1 分以内で流下が完了し、その間、黒鉛容器に 6 本分の試料を採取して、3 本目を分析に供した。放射光分析の結果、Ce のほとんどが 3 価で、Mo が 5 価であるなど、BS ガラス系より還元的であること、Ru が RuO_2 として微粒子状に分散すること（図 1 参照）などが確認された。これらの結果は、昨年度実施したルツボ試験ベースの同組成のガラス試料と同じ傾向であった。

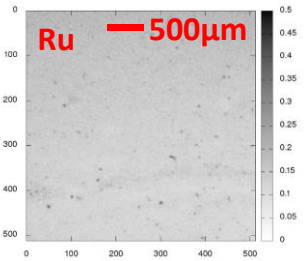


図 1　流下試験試料の Ru 元素マッピング

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「平成 28 年度次世代再処理ガラス固化技術基盤研究事業」の成果の一部である。本研究における放射光実験は、大型放射光施設 SPring-8 利用実験課題 2016A3504 および 2016B3505、高エネルギー加速器研究機構（KEK）放射光実験施設（PF）共同利用実験課題 2016G064 によって行われた

参考文献

[1] 小林秀和ほか、原子力学会 2016 年秋の大会、1E04
[2] 岡本芳浩ほか、原子力学会 2016 年秋の大会、1E05

*Yoshihiro Okamoto[1], Hidekazu Kobayashi[1], Takayuki Nagai[1], Hiromi Kobayashi[2], Masanobu Honma[2], Kazuya Hirono[2], Kiyoshi Hatakeyama[2], Hideaki Shiwaku[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]E&E Techno Service Co. Ltd.

放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究
(43)高レベル廃棄物吸着ガラスによる Mo、Zr 分離特性

Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

(43) Separation property of HLW adsorption glass for Mo and Zr recovery

*小藤 博英[1]，渡部 創[1]，後藤 一郎[1]，宮崎 康典[1]，野村 和則[1]，竹内 正行[1]

[1]日本原子力研究開発機構

マイナーアクチニド(MA)等の分離法として、多孔質シリカに抽出剤を含浸させた吸着材を用いた抽出クロマトグラフィ法の開発を進めている。実廃液の処理においては Mo や Zr が吸着材に優先的に吸着され、他の元素の吸着容量に影響することから、これらを事前に除去するフローを検討し、適用性を評価した。

キーワード：抽出クロマトグラフィ，マイナーアクチニド，モリブデン，ジルコニウム，分離

1. 緒言

使用済燃料再処理における高放射性廃液からマイナーアクチニド(MA)を分離除去することにより、高レベル廃棄物(HLW)の取扱いや処分環境への負荷の低減が期待できる。分離された MA は消滅処理、個別管理、固化処分などいくつかの処置が考えられる。この MA 分離法の一つとして抽出クロマトグラフィ法が研究されており[1]、吸着カラムには廃棄物核種に対して選択的吸着性を有する抽出剤を含浸させた多孔質シリカ粒子を用いている。本手法では抽出剤の希釈剤が不要であるため溶媒抽出法に比して 2 次廃棄物の発生量が少ないことや抽出剤の保持担体として多孔質シリカを用いるため、ガラス固化体の原料の一部として利用できること等が期待される。

実際の高レベル放射性廃液処理プロセスにおいては、希土類(RE)や MA を回収するための CMPO (n-octyl(phenyl)-N,N-diisobutyl carbamoylmethylphosphine oxide)含浸吸着材に廃液組成の一部である Mo や Zr が優先的に吸着し、他の廃棄物元素の吸着分離を阻害することから、これらの元素に選択的吸着性を有する HDEHP (di-(2-ethylhexyl) phosphoric acid) を含浸させた吸着材による事前除去法を検討した。

2. 実験

多孔質シリカ粒子にスチレンジビニルベンゼンポリマーを塗布し、HDEHP を含浸させて前処理用の吸着材とした。HDEHP 吸着材を 1cmφのカラムに高さ 1 cm となるよう充填して、模擬高レベル放射性廃液、洗浄液(2M HNO_3)、溶離液(1M H_2O_2 および 0.75M シュウ酸)の順番で通液し、カラム出口液をフラクションコレクタにて一定量毎に分別採取した。得られた試料は ICP-AES にて各元素の濃度を測定した。

3. 結果と考察

Mo、Zr、Fe 以外の元素は、カラムへの吸着、蓄積はなかった。図 1 に溶離曲線を示す。ここで、模擬廃液元素の内、Ba を非吸着元素の代表としてあわせて記載した。Mo はフィード液の通液と共にカラムに吸着し、吸着容量を超えた分が破過した。吸着した Mo は H_2O_2 およびシュウ酸溶液の通液によってほぼ全量が溶離することが明らかになった。Fe も Mo とほぼ同様の傾向を示した。Zr は吸着した量の 80 %が溶離したが、一部がカラム中に残留した。溶離操作を繰り返すことに伴い Zr 吸着量はわずかに減少する傾向にあった。カラムの再利用性を向上させるためには、Zr の溶離液について改善が必要であることが分かった。

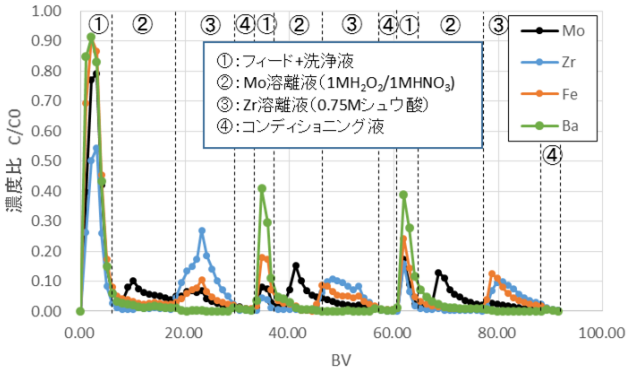


図 1　HDEHP/SiO_2-P カラムによる分離曲線

参考文献

[1] Sou Watanabe et al., "Extraction Chromatography Experiments on Repeated Operation using Engineering Scale Column System ", Energy Procedia 7 (2011) 449–453.

*Hirohide Kofuji[1], Sou Watanabe[1], Ichiro Goto[1], Yasunori Miyazaki[1], Kazunori nomura[1] Masayuki Takeuchi[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

※本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「平成 28 年度 次世代再処理ガラス固化技術基盤研究事業」の成果の一部である。

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-1 Radioactive Waste Management

Thu. Sep 14, 2017 2:45 PM - 4:20 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 5:45 AM - 7:20 AM UTC | Room A B11 - B1 Block

[2A11-16] Vitrification 2

Chair:Tetsuo Fukasawa (HGNE)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[2A11] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction
(44)Effect of bubbling and mechanical agitation on reduction of yellow phase

*Takeshi Tsukada[1], Kazuyoshi Uruga[1], Tsuyoshi Usami[1] (1. CRIEPI)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[2A12] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction
(45)Facilitation of cold-cap reaction by powderization of feed glass

*Uruga Kazuyoshi[1], Takeshi Tsukada[1], Tsuyoshi Usami[1] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[2A13] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction
(46)Reaction of Platinoids in the cold cap

*Tsuyoshi Usami[1], Kazuyoshi Uruga[1], Takeshi Tsukada[1] (1. CRIEPI)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[2A14] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction
(47)Noble Metal Descending Behavior in a Molten Glass - Observation of simulating fluid -

*Iku MIYASAKA[1], Midori UCHIYAMA[1], Kunihiko NAKANO[1], Hiroaki FUJIWARA[1] (1. IHI Corp.)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[2A15] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction
(48)Noble Metal Descending Behavior in Molten Glass -Numerical Analysis of the Motion of Plumes Containing Noble Metal Particles-

*Shunji Homma[1], Tamaki Yoshikawa[1], Ryota Nakajima[1], Iku Miyasaka[2], Midori Uchiyama[2], Hiroaki Fujiwara[2] (1. Saitama University, 2. IHI)

4:00 PM - 4:15 PM JST | 7:00 AM - 7:15 AM UTC

[2A16] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction
(49)Numerical modeling of behavior of noble metal particles in Joule heated glass melter

*Hiroaki Fujiwara[1], Hiroshi Ikai[1], Kunihiko Nakano[1], Syun-ichiro Ueno[1], Iku Miyasaka[1] (1. IHI)

4:15 PM - 4:20 PM JST | 7:15 AM - 7:20 AM UTC

Time reserved for Chair

放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究
(44)バブリングおよび機械撹拌によるイエローフェーズ生成抑制効果

Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction
(44) Effect of bubbling and mechanical agitation on reduction of yellow phase

*塚田 毅志[1]，宇留賀 和義[1]，宇佐見 剛[1]
[1]電力中央研究所

小型ガラス溶融炉による連続供給試験において，イエローフェーズ(YP)のガラスへの溶解を促進するため，撹拌翼およびバブリングによる溶融ガラスの撹拌を実施した。撹拌翼による撹拌では流下ガラス中の YP 量を低減できた一方，バブリングでは撹拌しない場合よりも YP 量が増加し，条件次第では逆効果となることがわかった。

キーワード：高レベル放射性廃棄物，ガラス固化，イエローフェーズ，撹拌，バブリング

1. 緒言

本研究では，高レベル放射性廃棄物のガラスへの高充填化を目標としている。高充填する際の課題の 1 つとしては, YP と称されるガラスに難溶の結晶相（主として Mo 酸塩）の生成を抑制することが挙げられる。本研究では，ジュール加熱式の小型ガラス溶融炉を用いた連続供給試験において，YP のガラスへの溶解を促進するため，供給試験中に撹拌翼または空気吹き込みによって，炉内の溶融ガラスの撹拌を行った。溶融炉から流下したガラスに含まれる YP 量から，これら撹拌の効果を評価した。

2. 試験方法

使用した撹拌翼は 4 枚羽のプロペラ型で, 翼直径 4 cm である。溶融ガラスプール（縦 15×横 15×深さ 10-13 cm）の水平方向および垂直方向の中心に撹拌翼が位置するように，炉の上部から垂直に翼を挿入した。回転速度は 10-150 rpm で変化させた。バブリングについても，バブリング管の先端が溶融プールの中心に来るように設置し，流量 100-1600 mL/min で空気を吹き込んだ。供給した廃液は，実廃液の組成を試薬で模擬したものであるが，白金族元素は含まれていない。供給したガラスは，六ヶ所再処理工場で使用されているものと同組成でビーズ形状である。これら廃液とビーズの供給比率は，Na を除く廃棄物充填率が 25 wt%となる条件とし，供給速度は，7.2 時間で 1.5 kg のガラス固化体を作製できる条件とした。

3. 試験結果および考察

図 1 に，撹拌なし，撹拌翼による撹拌，バブリングによる撹拌を行った場合における，流下ガラス中の YP（水溶性 Mo）量を示す。撹拌翼を用いた場合では，いずれの翼回転速度においても「撹拌なし」と比べて YP 量が減少し，抑制効果を確認できた。一方バブリングでは，いずれの流量においても YP 量は増加し，抑制効果は認められなかった。この理由は明確でないが，バブリング管を溶融ガラスプールの中心に挿入したため，上半分のガラスは十分対流した反面，下部のガラスは停滞していた可能性がある。仮焼層で生成した YP は対流によって短時間で下部へと移動した後，炉底で停滞し，溶解せずに蓄積したと推測される。本試験のバブリング条件は最適でなかった可能性はあるものの，条件次第では YP の抑制にとって逆効果となることもあることがわかった。機械撹拌ではプロペラ形状の翼により，溶融ガラス全体が対流したことに加え，撹拌翼を炉上部から垂直に挿入したため，仮焼層が撹拌翼の軸の周りに同心円状に形成し，翼の回転に合わせて回転した(図 2)。これら複合的な撹拌効果により，YP の溶解が促進したと考えられる。ただし，仮焼層は回転による衝撃で時折崩壊し，その後再形成するという挙動を繰り返した。仮焼層崩壊時には廃液が溶融ガラス上に直接滴下されて突沸のような状態となり，これによって廃液成分のオフガスへの移行量が増加するという課題が見られた。今後，溶融ガラスの撹拌と仮焼層の回転のどちらが YP の生成抑制に効果があるかを追究すると共に，仮焼層の回転が効果的である場合には，崩壊を抑制する対策の検討が必要である。

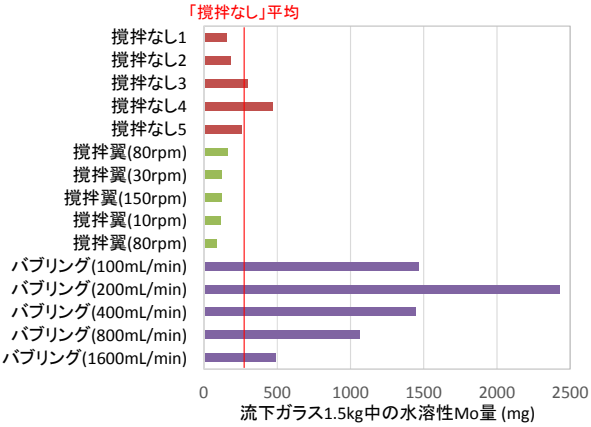


図 1 各試験における流下ガラス中の YP 量


図 2 回転する仮焼層の様子

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「平成 29 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究」の成果の一部である。

*Takeshi Tsukada[1], Kazuyoshi Uruga[1], Tsuyoshi Usami[1]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究
(45)供給ガラス微粒化による仮焼層反応の促進

Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction
(45) Facilitation of cold-cap reaction by powderization of feed glass

*宇留賀 和義[1]，塚田 毅志[1]，宇佐見 剛[1]
[1]電力中央研究所

小型ガラス溶融炉を用いた連続供給試験において，供給するガラスをビーズ状でなく微粉末にすることで，イエローフェーズ(YP)の生成が抑制できることを確認した。仮焼層において，YP の主成分である Mo は，アルカリ土類等との固相塩を形成し，ガラス粒と均一に混合された状態であった。
キーワード：高レベル放射性廃棄物，ガラス固化，イエローフェーズ，小型炉，スラリー

1. 緒言

高レベル放射性ガラス固化体中の廃棄物割合を増加させるには，ガラスに難溶であるモリブデン(Mo)を YP として析出させず，溶融処理においてガラスへ溶解させる技術の開発が重要である。本研究では，小型ガラス溶融炉を用いた連続供給試験において，六ヶ所再処理工場で使用される粒径 2 mm 程度のビーズ状ガラスの代わりに，より粒径の小さな粉末状のガラスを供給する試験を実施した。これは，ガラスと廃液成分との接触界面を増加させることで，仮焼層における Mo 等のガラスへの溶解促進を目的としたものである。ガラス微粒化の効果を確認するため，溶融炉から流下したガラスに含まれる YP 量を定量すると共に，供給試験時に形成した仮焼層を採取して，電子顕微鏡による断面分析(SEM-EDS)を行った。また，溶融炉の運転制御性全般に関するガラスビーズと粉末ガラスの差異についても評価した。

2. 試験方法

使用したガラス溶融炉は，ガラス溶融部の大きさが 15×15×深さ 20 cm で，ジュール加熱式である。供給したガラスは，六ヶ所再処理工場で使用されるガラスと同組成であり，粒径を 250-500，125-250，63-125，63 μm 以下の 4 種類にふるいで分級し，各粒径ごと試験に供した。廃液としては，実廃液の組成を試薬で模擬したものを使用した。ただし，白金族元素は Fe，Co，Ni で代替した。粉末ガラスおよび廃液は，それぞれ個々に定量フィードした後，溶融炉に投入する直前で両者を混合した。供給量は，廃棄物充填率(Na を除く)が 25 wt%，ガラス固化体の作製速度が 7.2 時間で 1.5 kg となるように調整した。溶融ガラスの中心部温度は 1100-1200℃とした。効果の比較のため，通常のガラスビーズの供給試験も合わせて実施した。

3. 試験結果および考察

供給ガラスの粒径と流下ガラス中の YP 量(水溶性 Mo 量)の関係を図 1 に示す。微粒化に伴い YP 量は減少する傾向が見られ，特に粒径 125 μm 以下において，ガラスビーズを用いた場合の平均 YP 量よりも小さい値となった。採取した仮焼層の断面の元素分布を図 2 に示す。ガラスビーズを用いた場合，下部の溶融ガラス層と上部の仮焼層との界面に，Mo 濃度の高い層が観察された。簡易定量分析により，この部分の組成は YP の主成分である Na_2MoO_4 であった。Na_2MoO_4 は融点が 687℃と低いため，液相となって凝集したと考えられる。一方，粒径 63 μm 以下の粉末ガラスの仮焼層では，ガラスビーズの場合のような Mo の凝集は見られなかった。Mo は，当初の想定と異なり，仮焼層でのガラスへの溶解は見られなかったものの，Ba 等のアルカリ土類元素または希土類元素と塩を形成し，ガラスの粒界におおよそ均一に分布していた。これらの塩は融点が高いために固相状態で仮焼層中に分散したといえる。粉末ガラスにおいて Na_2MoO_4 が形成しなかった理由は，廃液中の Na の大部分が Mo と反応する前にガラスへ溶解したことが考えられる。結果的に，ガラスの微粒化により，Na の溶解が促進されたことが Mo の分散化につながり，Mo のガラスへの溶解が促進して YP の生成抑制につながったと考えられる。この他，粉末ガラスの方が仮焼層全体のガラスへの溶け込み速度が増加したことから，固化体製造速度を向上する方策としても微粒化は有効と考えられる。また，微粒化によりフィード時の定量性やハンドリング性が低下する現象が見られた。今後，供給前に廃液と粉末ガラスをあらかじめ混合し，スラリーとして供給するなど，これら課題の対策を検討する計画である。

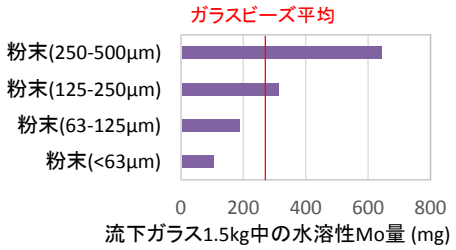


図 1 ガラス粒径と YP 量の関係

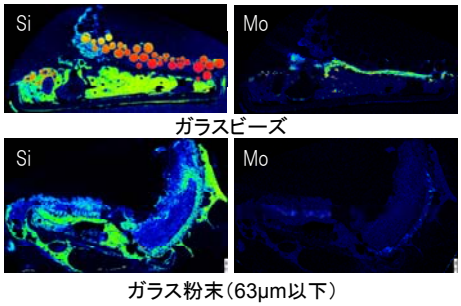


図 2 仮焼層断面の Si と Mo の分布

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「平成 29 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究」の成果の一部である。

* Kazuyoshi Uruga[1], Takeshi Tsukada[1], Tsuyoshi Usami[1]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究
(46)白金族元素の仮焼層反応

Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction
(46)Reaction of Platinoids in the cold cap

*宇佐見 剛[1]，宇留賀 和義[1]，塚田 毅志[1]
[1]電中研

高レベル放射性廃液をガラス固化する際に生じる仮焼層を想定した系で、代表的な白金族元素であるルテニウムの酸化物 RuO_2 が硝酸ナトリウムと反応し針状のルテニウム酸ナトリウムとなる過程等を、光学顕微鏡を用いたその場観察により明らかにした。

キーワード：高レベル廃液、ガラス固化，仮焼層，白金族元素

1. 緒言

RuO_2 を仮焼層の主成分である硝酸ナトリウム $NaNO_3$ と共にアルミナ容器に入れて 600～700℃に加熱したのち急冷した試験では、$Na_2Ru^{VI}O_4$ や $Na_3Ru^{V}O_4$ 等の針状結晶が生成することが示されている[1]。しかしこれらの結晶が加熱時と冷却時のどちらに生じたものか、またどのような成長過程を経たかについては明らかでなかった。そこで本報告では光学顕微鏡による結晶成長のその場観察を試みた。

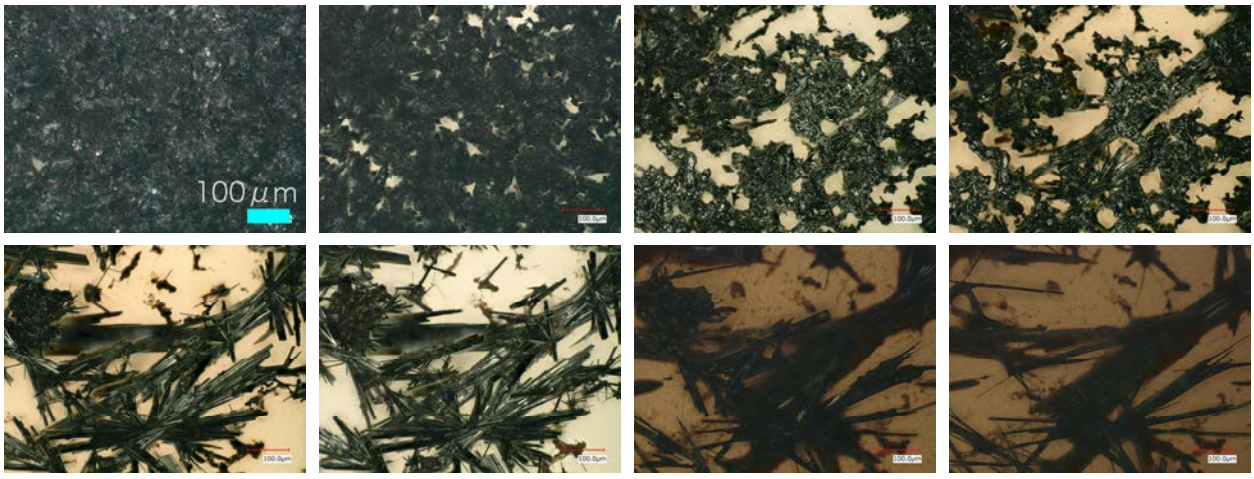
2. 実験

試薬で購入した硝酸ニトロシルルテニウム $RuNO(NO_3)_3$ と $NaNO_3$ は水溶液として混合し、ホットプレートで 500℃に加熱して脱水した。冷却後の固相を粉体化して XRD で分析すると RuO_2 と $NaNO_3$ のみが検出された。この原料粉末をジルコニア製の試料皿に入れて、光学顕微鏡にセットした加熱ステージに装荷し、NOx 等を除去するための高純度空気を流しながら昇温して形状の変化を観察した。

3. 結果・考察

RuO_2+$NaNO_3$ の原料粉末を約 1.6℃/分で昇温しながら撮影した光学顕微鏡像を下図に示す。室温において粉末で容器底に敷き詰めた粉末は、約 300℃以上で動き始めて 502℃では少量ずつ凝集した様子が見られた。温度の上昇に伴って凝集は更に進み、約 590℃以上で急速に形状が変化して 630℃までに長い針状結晶となった。その後 690℃まで非常に細い針状結晶が分岐して成長したが、690℃以上では結晶の一部が溶融・消滅し始めた。この変化は 800℃までに止まり、840℃まで昇温した後でも一部は針状結晶のまま残った。以上からルテニウム酸ナトリウムの針状結晶は昇温時に約 600℃以上で成長すること等が示された。

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「平成 29 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業」の成果の一部である。



上段：左より 25℃，502℃，591℃，612℃　下段：左より 630℃，690℃，779℃，800℃

参考文献

[1] 宇佐見ほか、日本原子力学会「2015 年春の大会」A12

*Tsuyoshi Usami[1], Kazuyoshi Uruga[1] and Takeshi Tsukada[1]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry.

放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究
(47) ガラス溶融炉内の白金族粒子挙動の解明～模擬物による沈降挙動観察～

Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

(47) Noble Metal Descending Behavior in a Molten Glass - Observation of simulating fluid -

*宮坂 郁[1]，内山 翠[1]，中野 邦彦[1]，藤原 寛明[1]，
[1]株式会社 IHI

放射性廃棄物のガラス固化処理を行うガラス溶融炉において、廃棄物に含まれるルテニウムを主とする白金族を制御することが安定した処理運転を行う上で重要となる。そこでガラス内の白金族形態観察と物性測定、および模擬物を用いた沈降挙動観察を実施した。

キーワード：放射性廃棄物、ガラス溶融炉、白金族元素、対流

1. 緒言

高レベル放射性廃棄物に含まれる白金族を制御することが安定した処理運転を行う上で重要となる。そこで溶融炉（図１）内での白金族元素の挙動を解明するため、ガラス内の白金族元素形態と、沈降挙動を調査した。

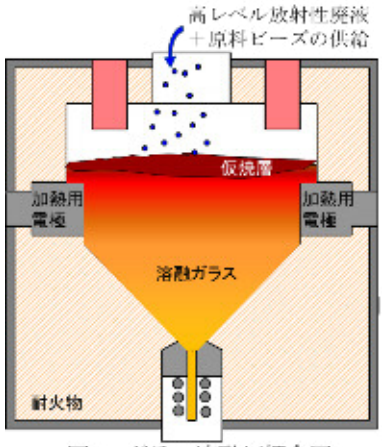


図1　ガラス溶融炉概念図

2. 実施内容

2-1. ガラス固化条件による白金族形態変化の観察

試験管及び小型溶融炉で製造した模擬ガラスを対象に、ルテニウム化合物形態の観察とガラスの流動性評価を行った。仮焼層内で数 μm 程度のルテニウム酸化物粒子が生成され、さらに粒子が凝集して数十 μm 程度の粒子群を形成すること（図 2）、粒子群は炉内流動の影響下でも分解しないことが明らかになった。

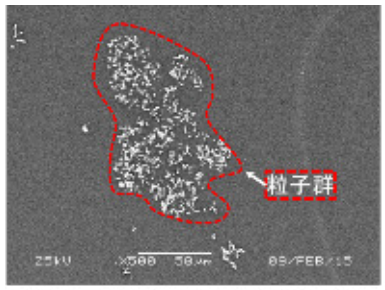
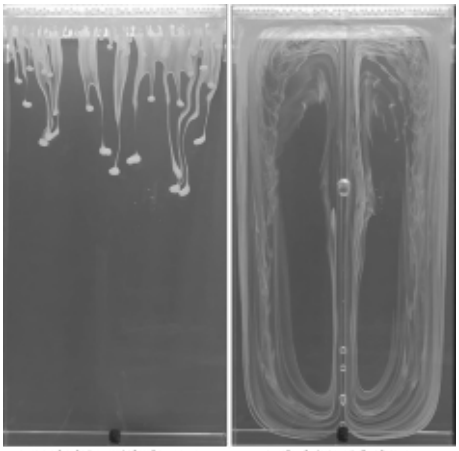


図2 白金族粒子/粒子群の観察例

2-2. 模擬物を用いた沈降挙動観察試験

2-1 で観察された粒子・粒子群から予想される白金族の沈降速度では溶融炉内白金族収支を説明できず、より高速の移送メカニズムがあると予想された。このため溶融炉内の動粘度・密度差を模擬した系による沈降挙動観察を行った。観察結果から、白金族粒子群が直径数 mm のプルームに含まれて沈降すること、バブリング等による対流がある場ではプルームの拡散、均一化による沈降・堆積の抑制が期待できると考えられる（図 3）。


A 強制対流なし　　B 強制対流あり
図3　模擬物沈降観察結果の例

3. 結論

ガラス溶融炉内の白金族元素は単一粒子－粒子群－プルームの多層構造を持つことが明らかになった。白金族の局所的な沈降を抑えて溶融炉運転への影響を低減するためには、対流によるプルームの撹拌・均一化が有効であると考えられる。

謝辞：本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「平成 26～29 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業」の成果の一部である。

*Iku MIYASAKA[1], Midori UCHIYAMA[1], Kunihiko NAKANO[1], Hiroaki FUJIWARA[1],
[1]IHI Corp.

放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究

（48）ガラス溶融炉内の白金族粒子挙動の解明～数値解析によるプルーム沈降挙動の解析～

Basic Research Programs of Vitrification Technology for Waste Volume Reduction

(48) Noble Metal Descending Behavior in a Molten Glass

-Numerical Analysis of the Motion of Plumes Containing Noble Metal Particles-

*本間 俊司[1]，吉河 環[1]，中島 遼太[1]，宮坂 郁[2]，内山 翠[2]，藤原 寛明[2]

[1]埼玉大学，[2]株式会社 IHI

ガラス溶融炉内の仮焼層から沈降する白金族含有ガラスプルームの挙動について模擬物を用いた実験を行っている。このプルームの沈降挙動を液滴で模擬し、その沈降速度について数値的に検討した。

キーワード：ガラス溶融炉，仮焼層， Front-Tracking 法，シミュレーション

1. 緒言

放射性廃棄物のガラス固化技術においては，廃棄物成分中に含まれる白金族粒子によって，その安定運転が阻害されないことが必要となる。そのためには，ガラス溶融炉中での白金族粒子の挙動把握が重要となる。そこで本研究では，溶融炉内に形成される仮焼層から沈降する白金族を含む溶融ガラスのプルームの挙動[1]について、プルームの沈降を液滴の沈降とみなし、数値シミュレーションによって検討した。

2. 方法

図 1（左）に計算領域の概略図を示す。直方体の計算ドメイン上部に白金族を含む溶融ガラスを模擬した直径 D_p の球形液滴を配置し，重力によって沈降する様子を数値的に再現した。三次元 Front-Tracking 法[2]で液液界面の移動を追跡し離散化方程式は並列計算で解いた。流体の密度（ρ_c = 970 kg/m^3， ρ_d = 1195 kg/m^3）および連続相粘度（μ_c = 0.95 Pa s）は固定し液滴の粘度μ_dを変化させた。また D_p も 4～30 mm の範囲で変化させた。

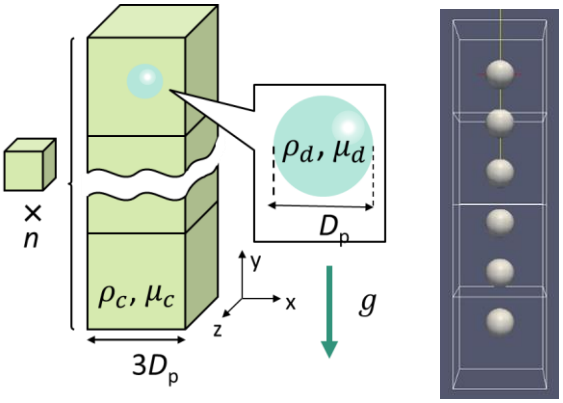


図 1　計算領域の概略図および計算結果の一例

3. 結果

図 1（右）に計算結果の一例を示す。計算で得られた液滴の形状は、すべて既往の研究[3]と一致した。図 2 に D_p と液滴の終端速度（u_t）の関係を示す。粘度比（$\gamma = \mu_d/\mu_c$）によらず u_t は D_p の 2 乗に比例することがわかった。よって、終端速度は液滴径の二次関数で相関できγ=1 の場合、

$$u_t = 0.653\ D_p^2 + 0.271\ D_p - 0.144 \quad (R^2 = 0.999)$$

を得た。

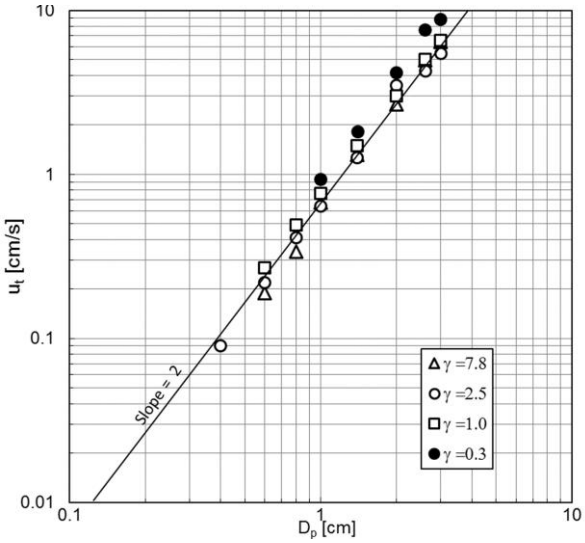


図 2　液滴径と終端速度との関係

謝辞　本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「平成 26～29 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業」の成果の一部である。

参考文献

[1] 本間ら、日本原子力学会「2016 年春の年会」予稿集 3F08 (2016).
[2] Unverdi, O. *et al*., *J. Comput. Phys*., 100, 25-37 (1991).
[3] Clift, R., *et al*., Bubbles, Drops, and Particles, Academic Press (1978).

*Shunji Homma[1], Tamaki Yoshikawa[1], Ryota Nakajima[1], Iku Miyasaka[2] Midori Uchiyama[2] and Hiroaki Fujiwara[2]
[1]Saitama Univ., [2]IHI Corp.

放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究
(49) ガラス溶融炉内の白金族粒子挙動のモデル化

Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

(49) Numerical modeling of behavior of noble metal particles in Joule heated glass melter

*藤原 寛明[1], 猪飼 泰史[1], 中野 邦彦[1], 上野 俊一朗[1], 宮坂 郁[1]

[1]株式会社 IHI

放射性廃棄物のガラス固化を行うガラス溶融炉において、廃棄物に含まれるルテニウムを主とする白金族の制御が安定した処理を行う上で重要となる。ガラス中の白金族形態とその物性値への影響及び模擬物を用いた沈降試験の結果を反映し、白金族挙動の数値モデル化を行った。

キーワード：ガラス溶融炉、白金族、CFD 解析、数値モデル

1. 緒言

高レベル放射性廃棄物に含まれる白金族の制御が安定した処理運転を行う上で重要となる。白金族挙動シミュレーションに基づいて制御方策を確立するため、白金族挙動の数値モデル化を行った。

2. 実施内容

2-1.白金族挙動の数値モデル化

溶融ガラス中の白金族挙動を定量化するため、模擬ガラス内白金族形態、沈降挙動を考慮した数値モデルを構築した。具体的には、凝集度合いに応じて物性値を設定するとともに、白金族粒子群を含むプルームが、プルーム径・プルームと周囲溶融ガラスの密度差に依存して沈降するが、対流によるずり応力によりプルーム径が小型化することで沈降速度が低下するものとした（図 1)。

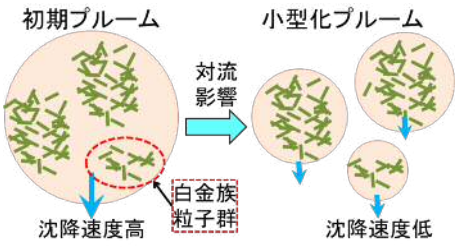


図1 白金族挙動モデルの概念図

2-2. 小型試験炉を用いた試験データ取得

小型ガラス溶融炉を用いてガラス固化試験[1]を行い、炉内ガラス及び流下ガラスをサンプリングして、白金族の濃度分布、流下時抜出量及び形態を確認した。

2-3. CFD によるトレース解析

小型溶融炉を模擬した CFD 解析モデルに 2-1 で構築した白金族挙動の数値モデルを加えて小型炉試験のトレース解析を行った。構築した白金族挙動モデルによりガラス溶融炉内の白金族挙動をほぼ再現できることを確認した（図 2)。

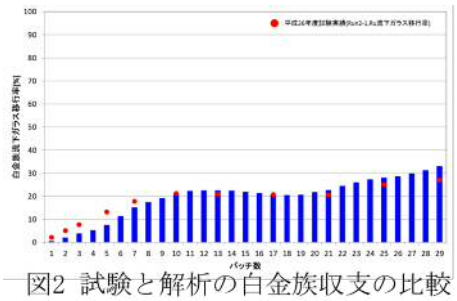


図2 試験と解析の白金族収支の比較

3. 結論

ガラス溶融炉内の白金族挙動を再現可能な数値モデルを構築し、小型炉試験データによりモデルの妥当性を確認した。本モデルにより溶融炉における白金族制御法の定量的検討が可能になると期待される。

参考文献

[1] 中野ら　次世代再処理ガラス固化技術基盤研究　（38）小型溶融炉を用いたガラス固化における廃棄物充填率の影響(2016 春の年会)

謝辞：本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「平成 26～29 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業」の成果の一部である。

---

*Hiroaki Fujiwara[1], Hiroshi IKAI[1], Kunihiko NAKANO[1], Shunichiro UENO[1], Iku MIYASAKA[1]

[1]IHI Corp.

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-1 Radioactive Waste Management

Thu. Sep 14, 2017 4:20 PM - 5:25 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 7:20 AM - 8:25 AM UTC | Room A B11 - B1 Block

[2A17-20] Vitrification 3

Chair:Hirohide Kofuji (JAEA)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[2A17] Immobilization of strontium in porous glass

*Seo Uchimura[1], Kayo Sawada[1], Youichi Enokida[1] (1. Nagoya University)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[2A18] Examination and evaluation of iron phosphate glass composition aimed for high loading low radioactive waste liquid

*Takahito Chaki[1], Tsuyoshi Arai[2], Fuminori Sato[3], Yasuo Saito[3] (1. Shibaura Institute of Technology Graduate School, 2. Shibaura Institute of Technology , 3. Japan Atomic Enrgy Agency)

4:50 PM - 5:05 PM JST | 7:50 AM - 8:05 AM UTC

[2A19] Effect of Addition of Cs on Local Structure Around Zr in Iron Phosphate Glass

*Yuri Tajimi[1], Hirohide Kofuji[2], Sou Watanabe[2], Tetsuji Yano[3], Rikiya Kado[3], Haruaki Matsuura[1] (1. Tokyo City University, 2. Japan Atomic Energy Agency, 3. Tokyo Institute of Technology)

5:05 PM - 5:20 PM JST | 8:05 AM - 8:20 AM UTC

[2A20] Study on the performance of nuclides contamination gives to the substance formation in the iron phosphate glass

*Masahiro Mouri[1], Takahito Chaki[1], Tsuyoshi Arai[2], Fuminori Sato[3], Yasuo Saito[3] (1. Shibaura Institute of Technology graduate school, 2. Shibaura Institute of Technology, 3. Japan Atomic Energy Agency)

5:20 PM - 5:25 PM JST | 8:20 AM - 8:25 AM UTC

Time reserved for Chair

多孔質ガラスを用いたストロンチウムの固定化

Immobilization of strontium in porous glass

*内村 星央[1]，澤田 佳代[1]，榎田 洋一[1]
[1]名古屋大学

多孔質ガラスへの高レベル放射性廃液の固定化を目標として、ホウケイ酸ガラスを多孔質化した試料を作製し，ストロンチウム（Sr）酸化物を熱処理によって固定化した．ガラス試料内での Sr の濃度分布を化学エッチング法を利用して測定し，固体内拡散について検討を行い，拡散の温度依存性を明らかにした．

キーワード：固定化，拡散，多孔質ホウケイ酸ガラス

1. 緒言　ホウケイ酸ガラスは熱処理で B-rich 相と Si-rich 相に分相し，酸で B-rich 相を溶出して多孔質ガラスを作製することが可能である[1]．作製した多孔質ガラスはケイ素含有量が高く耐熱性や耐水性に優れることに加え，比表面積が大きくその細孔内に他の物質を吸着させることが可能である．応用例として高レベル放射性廃液の固定化が提案されており[2]，これまでに多孔質ガラスに硝酸ストロンチウム水溶液を含浸させ加熱することでストロンチウムがケイ酸ストロンチウムの形態で固定化されることを明らかにした[3]．本研究ではストロンチウムが高シリカガラス試料内を固体内拡散する際の温度依存性を明らかにすることを目的とした．

2. 実験　組成 53 wt%SiO_2-42B_2O_3-5Na_2O のガラスを 700℃で 16 時間熱処理し，3 mol dm^{-3} の硝酸で浸出して高シリカガラス原料を作製した．このガラス原料を 1600℃で 3 時間加熱を行い，組成 77.5 wt% SiO_2-21.8B_2O_3-0.7Na_2O のガラス試料を得た．ダイヤモンドカッターで約 6×6×3 mm に整形し，研磨紙と微粉を用いて＃30000 まで研磨し表面を平滑にした．上面以外の 5 面を白金箔で覆い，上面に酸化ストロンチウムの粉末を乗せ，マッフル炉（HPM-1N, アズワン）を用いて 500℃で 32 日，600，700，800℃で 16 日間加熱処理を行った．1 mol dm^{-3} の硝酸に 1 分間浸して物理的に付着している粉末を取り除いた後，1.3 mol dm^{-3} HF と 1.4 mol dm^{-3} H_2SO_4 の混酸溶液 5 cm^3 を用いて試料表面をエッチングした． ICP-MS（iCAP Qc，Thermo Fisher）を用いて溶液中の Sr の濃度測定を行った．

3. 結果・考察　800℃で熱処理したガラス試料中の Sr の濃度分布を図 1 に示す．ガラス内部では表面からの指数関数的な濃度の減衰を確認することができ，拡散現象であることを確認した．この拡散現象を断面方向に対する一次元拡散と考えて拡散係数を求め，アレニウスプロットにしたものを図 2 に示す．図 2 より高シリカガラス中での拡散の活性化エネルギーは 46 kJ mol^{-1} であった．ガラスの融点を超えない範囲の熱処理では表面からの拡散に時間がかかるものの，比表面積の大きな多孔質ガラスを使用し，融点より高い温度で熱処理をして細孔を無孔化すれば，核種は内部から等方的に拡散していき固定化が促進される．

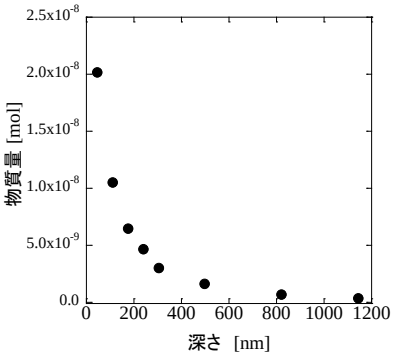


図 1　800℃で熱処理したガラス試料中の Sr の濃度分布

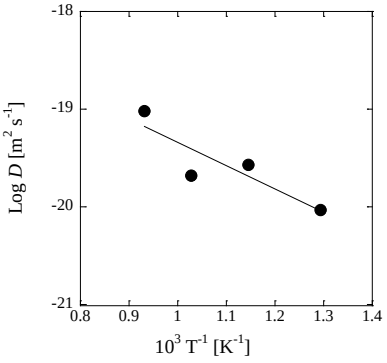


図2　ガラス試料中の Sr の拡散のアレニウスプロット

4. 結論　高シリカガラス中の拡散に伴う Sr の濃度分布を化学エッチング法により測定し，活性化エネルギーが 46 kJ mol^{-1} であることを求めた．

参考文献

[1] Takamori T, Tomozawa M. J. Am. Ceram. Soc. 1977;60(7-8):301.
[2] Simmons J. H, Macedo P. B, et al. Nature. 1979;278(19):729.
[3]S, Uchimura, ANUP2016, C3-5(2016).

*Seo Uchimura[1], Kayo Sawada[1] and Youichi Enokida[1]
[1]Nagoya Univ.

低放射性廃液の高充填化を目指した鉄リン酸ガラスの組成の検討と評価

Examination and evaluation of iron phosphate glass composition aimed for high loading low radioactive waste liquid

*茶木孝仁[1], 新井 剛[2], 佐藤 史紀[3], 齋藤 恭央[3]
[1] 芝浦工業大学大学院, [2] 芝浦工業大学, [3] 日本原子力研究開発機構

抄録 再処理施設から発生するリン酸塩や Na 塩を多く含む低放射性廃液の固化処理方法として鉄リン酸ガラスに着目した．既往の研究成果より Na の高充填化が可能な組成が明らかとなった．本研究では PCT-B 法を用いた耐水性能の評価を行い，本ガラスは良好な耐水性を有していることが明らかとなった．

キーワード： 鉄リン酸ガラス，ガラス固化，低放射性廃棄物

1. 緒言 東海再処理施設で発生する低放射性廃液の処理は，セメント固化法の適用が検討されている．しかし，一部の低放射性廃液はリン酸塩や Na 塩を多く含むため，セメント凝固反応の阻害に伴う減容率の低下が懸念される．そこで筆者らは，低放射性廃液に含まれるリンを固化体の主骨格とする鉄リン酸ガラスを用いたガラス固化に着目した．既往の研究成果から，鉄リン酸ガラスは Na の高充填が可能であり，核種の固定化性能に優れることが明らかとなっている[1]．しかし，既往の研究は Na の充填可能領域の検討に留まっており，高充填化に向けた鉄リン酸ガラスの組成における各種性能評価は未だ不十分である．そこで本研究では， Na の高充填が可能である組成比(Fe : P : Na = 1 : 1.6 : 1.5 [mol 比])の固化体について，耐水性能を評価するため PCT-B 法を用いた浸出試験により性能評価を行った．

2. 実験方法 鉄リン酸ガラスを作製するため，酸化鉄(Fe_2O_3)，リン酸二水素アンモニウム($NH_4H_2PO_4$)，硝酸ナトリウム($NaNO_3$)を上記の組成比となるように秤量した．これらの試薬を乳鉢で混練後，アルミナ坩堝に移し取り，マッフル炉で昇温速度 5 ℃・min^{-1} で 1100 ℃まで昇温し 3 時間保持した．その後，ステンレス製金型に鋳込み室温で急冷することで鉄リン酸ガラス(固化体試料)を得た．得られた固化体試料は PCT-B 試験を行うため，試料を粉砕後，ステンレス製ふるいを用いて 75～150 μm に湿式分級した．分級後の固化体試料を固液比 1 : 10 となるように PFA 容器に封入し，恒温槽内にて 90 ℃，7 日間浸漬した．試験後，水相中の Fe, P, Na 濃度から各々の浸出量を算出し，固化体試料の耐水性能を評価した．また，X 線回折装置(XRD)により浸出試験前後の固化体試料の結晶状態を測定した．

3. 実験結果と考察 Fig. 1 に鉄リン酸ガラスの PCT-B 試験の結果を示す．Fig. 1 より，構成元素である Fe, P, Na の浸出量は何れも低い値を示した．また，福井らが PCT-B 法における耐水性の評価指標として定めている浸出量の基準値(2 g/m^2)[2]よりも低いことが確認された．このことから，鉄リン酸ガラスは良好な耐水性能を有し，元素保持性能に優れていることが示唆された．次いで，Fig. 2 に鉄リン酸ガラスの PCT-B 試験前後の XRD 分析結果を示す. Fig. 2 より, PCT-B 試験前後の試料は何れも非晶質特有のハローパターンが確認され，固化体の安定性が高いことが示唆された．これらは，Fig. 1 からも明らかなように固化体構成元素である P の浸出量が低いため，固化体構造に及ぼす影響が微少であったことに起因すると考えられる．本発表では，鉄リン酸ガラスの組成の検討及び各種評価についてより詳細に検討を行なったので報告する．

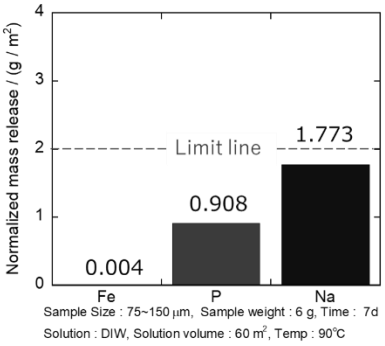


Fig. 1 Leaching amount of each element by PCT test

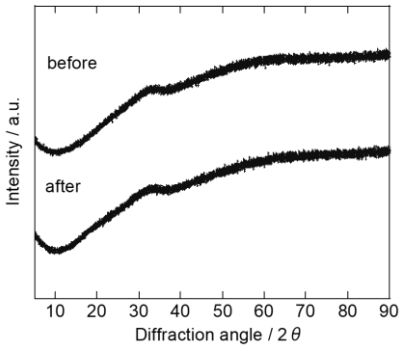


Fig.2 XRD pattern of each sample

参考文献

[1] 茶木孝仁ら：日本原子力学会 2016 年 秋の大会 予稿集 1F-14, (2016)
[2] 福井寿樹：資源エネルギー庁委託事業における低レベル放射性廃棄物のガラス固化技術の開発状況, (2016)

本研究は，経済産業省資源エネルギー庁「平成 29 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業」の成果の一部である．

*Takahito Chaki[1], Tsuyoshi Arai[2], Fuminori Sato[3], Yasuo Saito[3]
[1]Shibaura Institute of Technology Graduate School, [2]Shibaura Institute of Technology, [3]Japan Atomic Energy Agency

鉄リン酸ガラス中における Zr 周りの局所構造に及ぼす Cs の添加効果

Effect of Addition Cs on Local Structure around Zr in Iron Phosphate Glasses

*田治見　祐里[1]，小藤　博英[2]，渡部　創[2]，矢野　哲司[3]，門　力也[3]，松浦　治明[1]

[1]東京都市大学，[2]日本原子力研究開発機構，[3]東京工業大学

廃棄物固化媒体として高充填が期待できる鉄リン酸ガラス中における廃棄物充填量と各元素の存在形態との関係を明らかにするため，Cs 含有量を変化させたガラスを作製し，Zr 原子周りの配位構造を広域 X 線吸収微細構造(EXAFS)により調査した．

キーワード：鉄リン酸ガラス，セシウム，ジルコニウム，EXAFS

1. 緒言

乾式再処理により生じる高レベル放射性廃棄物に対し，鉄リン酸ガラスは溶媒塩成分を主要成分として含み，廃棄物を高充填率させることができる固化媒体として注目されている．このガラスはホウケイ酸ガラスでは含有率の低いモリブデン酸を高濃度で含有させることができ，加水分解を起こしにくいため，高い化学的安定性を有するという利点が挙げられる．しかし，核分裂生成物のうちの Zr は鉄リン酸塩ガラスに元来なじみにくいとされている [1] ．既往の研究によれば，ガラス中の Zr の局所構造は電荷補償を担うアルカリイオンによって安定化されるとされ[2]，鉄リン酸塩ガラスにおいても廃棄物の一つでもある Cs をガラス成分に添加することで，Cs 含有量により Zr の分散状態が変化し，ガラスの化学的安定性の変化が観測された[3].

そこで本研究ではガラス構造中での元素の存在形態について明らかにするために，Cs 含有量を変えた試料を対象とした EXAFS 構造解析によりガラス中における Zr 原子周りの配位構造の評価を行った．

2. 実験

1Cr_2O_3-3$(CoO)_2$-4.5Al_2O_3-28Fe_2O_3-65P_2O_5 (in mol%)をベースガラスに ZrO_2 4mass%，Cs_2O を 0，2，4，8，16，25，40mass%外割添加したガラスを 1300 ガラ，2h 攪拌溶融し，急冷・徐冷して得た．これらの試料に対し，高エネルギー加速器研究機構 PF の BL-27B で，透過法と蛍光法による EXAFS 測定を行った．cubic spline 法を用いて得られた EXAFS 振動をフーリエ変換することで構造関数を得，さらに EXAFS の式に基づき Fitting により構造パラメータを導いた．

3. 結果と考察

得られた EXAFS 振動を図 1 に示す．図 1 の EXAFS 振動において、特に k の大きな領域の振動 ($k > 9$ Å^{-1}) を観察すると，Cs 濃度が 8%までは Cs 含有量に依存性があるように見受けられ，特に Cs 濃度 8%と 16%の間は振動の変化が大きい．一方 Cs 濃度 16%を超えると類似した振動を示している．フィッティング解析による最近接 Zr - O 原子間距離の値からも，同様の Cs 濃度依存性が確認され， Cs 添加の影響は Cs 濃度 16%にてほぼなくなったと考えられる．これは Zr の分散状態及び化学的安定性の変化[2]によって説明出来ると考えられる．

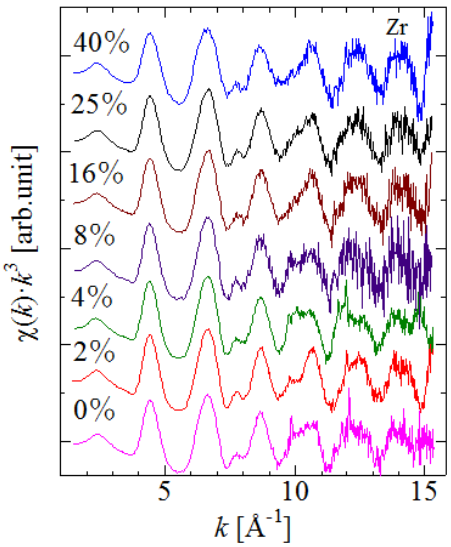


図 1　Cs_2O 濃度を 0, 2, 4, 8, 16, 25, 40mass%と変化させた鉄リン酸ガラス中の Zr の EXAFS 振動

参考文献

[1] 天本一平, 明珍宗孝, 福井寿樹、*NEW GLASS*, Vol. 22 No. 2, 2007, p.23□24.
[2] L. Galoisy et al., *J. Am. Ceram.Soc.*, Vol. 82, No. 8, 1999, p. 2219-24.
[3] T. Yano, T. Kishi, Y. Nakata, H. Kofuji, M. Takeuchi, *Proc. of ICG2015*, Bangkok, 2015.

本研究は、日本原子力研究開発機構「鉄リン酸塩ガラス固化体に係る基礎的検討」の成果の一部である．また、課題番号 2015G566 の高エネルギー加速器研究機構の成果の一部である．

*Yuri Tajimi[1], Hirohide Kofuji[2], Sou Watanabe[2], Tetsuji Yano[3], Rikiya Kado[3] and Haruaki Matsuura[1]

[1]Tokyo City University, [2]Japan Atomic Energy Agency and [3]Tokyo Institute of Technology

夾雑元素の混入が鉄リン酸ガラスの固化体形成に及ぼす影響の検討

Study on the performance of nuclides contamination in the iron phosphate glass

*毛利　雅裕[1], 茶木　孝仁[1], 新井　剛[2], 佐藤　史紀[3], 齋藤　恭央[3]
[1] 芝浦工業大学大学院, [2] 芝浦工業大学, [3] 日本原子力研究開発機構

抄録：使用済み核燃料再処理施設から発生する低レベル放射性廃液の固化処理方法として，廃液成分中に含まれるリンを固化体骨格に利用可能な鉄リン酸ガラスに着目した．本研究では，廃液中に含まれる核分裂生成物や腐食生成物の内、Pd 及び Mo が固化体形成に及ぼす影響を検討して明らかにした．
キーワード：鉄リン酸ガラス，放射性廃棄物，夾雑元素，溶融ガラス化

1. 緒言

使用済み核燃料再処理で用いられる溶媒抽出剤のリン酸トリブチル(TBP)の再生には，炭酸ソーダ溶液や苛性ソーダ溶液を用いるため，リン酸塩やナトリウム塩等を多含する放射性廃液が発生する．そのためセメント固化法でこの廃液を処理する場合，リン酸塩やナトリウム塩によりセメント凝固反応が阻害され，廃棄物充填率の低下が懸念される．そこで筆者らは，本廃液に含有するリンを固化体骨格として利用可能な鉄リン酸ガラスによるガラス固化処理法について検討を重ねている．既往の研究成果より，鉄リン酸ガラスは Na を高充填可能であることが明らかとなった[1]．しかし，廃液に含まれる種々の核分裂生成物や腐食生成物等 (以下，夾雑元素) が固化体形成に及ぼす影響についての検討は未だ不十分である．本発表では，低レベル放射性廃液に含有する夾雑元素が鉄リン酸ガラス固化体の形成に及ぼす影響について詳密に検討した．

2. 実験方法

鉄リン酸ガラスの作製には，酸化鉄，りん酸二水素アンモニウム，硝酸ナトリウムを用いた．また，夾雑元素には，高レベル放射性廃液のガラス固化で影響を及ぼすことが明らかとなっている Mo 及び Pd を選定した[2]．これらを mol 比で Fe：P：Na：M(夾雑元素) = 1.0：1.5：1.0：0.01-0.1 となるようにメノウ乳鉢で十分に混合した．混合粉末(約 10 g)をアルミナ坩堝(容量：20 cm^3)に移し入れ，マッフル炉にて昇温速度 5 ℃･min^{-1} で 1100 ℃まで加熱後, 3 時間保持し室温で放冷することにより夾雑元素を含む鉄リン酸ガラス(固化体試料)を得た．以下，作製した固化体試料に添加した夾雑元素の Fe に対する mol 比率で M_0.1 等と略記する．得られた固化体試料は，粉砕後，X 線回折装置(XRD)を用いて XRD 分析を行い，検出された結晶ピークは統合粉末 X 線解析ソフトウェア(PDXL)を用いて同定を行った．

3. 実験結果と考察

Fig.1 に Pd_0.01-0.1 及び Mo_0.01-0.1 の XRD 分析結果を示す．Fig.1 より，Pd を添加した固化体試料では鉄リン酸ガラス構成元素由来の結晶($Fe_2Na_3(PO_4)_3$)及び夾雑元素由来の結晶(Pd)が検出された．Pd の熱的挙動として，熱分解が開始されてから，800 ℃付近までに PdO に酸化され，その後 1000 ℃までの加熱で金属 Pd に還元されることが報告されている[3]．本試験でも Pd は溶融ガラス中に金属として存在し，急冷後もその形態で残存したものと考えられる．$Fe_2Na_3(PO_4)_3$ については，生成された各夾雑元素由来の結晶が溶融ガラス中で他の構成元素の核形成を促進したため，急冷時に析出したと考えられる．また，Pd_0.01 は非晶質を示すハローパターンが確認されているため，ガラス化していると考えられる．一方，Mo を添加した固化体試料では何れも結晶ピークが検出されたが，結晶ピークを同定することが出来なかった．Mo を添加したホウケイ酸ガラスにおいて，Mo 由来の結晶の析出が報告されている[2]．そのため，鉄リン酸ガラスにおいても同様の結晶が析出した可能性が示唆された．本会では，鉄リン酸ガラスの固化体形成に影響を及ぼした Pd 及び Mo に対し，結晶の生成を抑制する元素の調査を行ったので報告する．

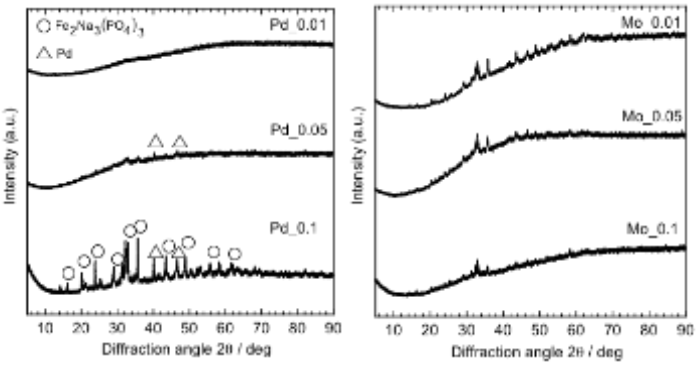


Fig.1 XRD pattern of Pd_0.01-0.1 and Mo_0.01-0.1

4. 参考文献

[1] 茶木孝仁ら：日本原子力学会 2016 年 秋の大会 予稿集 1F-14, (2016)
[2] 次世代燃料サイクルのための高レベル廃液調整技術開発：https://www.jst.go.jp/nrd/result/h23/pdf/p13.pdf
[3] 株式会社リガク熱分析事業部：”TG-DTA 測定データ集, (2010)

本研究は，経済産業省資源エネルギー庁「平成 29 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業」の成果の一部である．

*Masahiro Mouri[1], Takahito Chaki[1] , Tsuyoshi Arai[2], Fuminori Sato[3], Yasuo Saito[3]
[1]Shibaura Institute of Technology Graduate school, [2]Shibaura Institute of Technology, [3]Japan Atomic Energy Agency

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-1 Radioactive Waste Management

Thu. Sep 14, 2017 5:25 PM - 6:30 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 8:25 AM - 9:30 AM UTC | Room A B11 - B1 Block

[2A21-24] Vitrification 4

Chair:Uruga Kazuyoshi (CRIEPI)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[2A21] Development of Recovery Process of Platinum-group Metals from HLLW for Stable Production and Volume Reduction of Homogeneous Vitrified Object

(24)Comprehensive evaluation of sorbent for separation of platimum group species

*Ippei AMAMOTO[1], Hidekazu KOBAYASHI[1], Yasuo AYAME[1], Takashi OHNISHI[1], Akiko KOSHIZAKA[2], Yoshio HASEGAWA[2], Yusuke INABA[3], Kazuo UTSUMI[3], Kenji TAKESHITA[3], Jun ONOE[4] (1. JAEA, 2. Art Kagaku, 3. Tokyo Tech, 4. Nagoya Univ.)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[2A22] Thermodynamic optimization of MoO_3 solubility in SiO_2-B_2O_3-Al_2O_3-CaO-Na_2O glass melts

*Toru Sugawara[1], Toshiaki Ohira[1], Kouhei Oowaku[2], Norio Kanehira[2] (1. Akita University, 2. Japan Nuclear Fuel Limited)

5:55 PM - 6:10 PM JST | 8:55 AM - 9:10 AM UTC

[2A23] Local Structure of Simulated Radioactive Wastes around Mo and Zr in Molten Borosilicate Glasses Including Vanadium

*Kei Shiina[1], Yuri Tazimi[1], Takafumi Uchiyama[1], Toshiaki Kakihara[2], Hidenori Kawashima[2], Haruaki Matsuura[1] (1. Tokyo City University, 2. IHI corpoation)

6:10 PM - 6:25 PM JST | 9:10 AM - 9:25 AM UTC

[2A24] Investigation of platinum group compounds generated in the vitrification process

(1)Synthetic experiments of ruthenium, rhodium, and glass frit

*Takayuki Nagai[1], Hidekazu Kobayashi[1], Yoshihiro Okamoto[1], Hideaki Shiwaku[1], Daisuke Akiyama[2], Nobuaki Sato[2] (1. JAEA, 2. IMRAM, Tohoku Univ.)

6:25 PM - 6:30 PM JST | 9:25 AM - 9:30 AM UTC

Time reserved for Chair

ガラス固化体の高品質化・発生量低減のための白金族元素回収プロセスの開発−(24) 白金族元素分離用収着剤の総合評価−

Development of Recovery Process of Platinum-group Metals from HLLW for Stable Production and Volume Reduction of Homogeneous Vitrified Object (24) Comprehensive evaluation of sorbent for separation of platimum group species

*天本 一平[1]，小林 秀和[1]，菖蒲 康夫[1]，大西 貴士[1]，稲葉 優介[2]，内海 和夫[2]，竹下 健二[2]，尾上 順[3]，越坂 亜希子[4]，長谷川 良雄[4]
[1]原子力機構，[2]東工大，[3]名古屋大，[4](株)アート科学

HLLW 中の白金族化学種(PGS)の分離を目的とした収着剤合成法の開発を行った。単味の非放射性 PGS に対する収着試験の結果，耐酸性に優れた SiO_2 質多孔質体に，AlHCF を含浸させた収着剤が高い収着能を示した。同収着剤は実廃液中の Pd や Mo の化学種の分離についても効果的であった。また PGS と Mo 化学種を HLLW から分離した結果, HLLW 中の廃棄物を従来より多量にガラスに充填できる見通しが得られた。

キーワード: 高レベル放射性廃液(HLLW)，ガラス固化，シリカ(SiO_2)質多孔質体，フェロシアン化アルミニウム(AlHCF)，収着剤，白金族化学種(PGS)，静的浸出試験（MCC-1）法

1. 緒言 HLLW のガラス固化工程において悪影響を及ぼす PGS 及び Mo 化学種（以下，Mo）回収を目的として，無機収着剤の開発を行っている。PGS や Mo を HLLW から容易に分離することができれば，ガラス溶融炉への PGS の沈積や Mo によるイエローフェーズ形成の抑制が可能になるため，溶融ガラスの安定的な流下やガラス固化体の高品質化が実現でき，またガラス固化体の発生本数の削減も達成できる。

2. 収着剤の合成及び試験方法 収着剤の合成及び試験方法は以下のとおりである。

(1) これまでの成果[1]より SiO_2 質多孔質体は，イオン交換樹脂のテンプレートに SiO_2 前駆体ポリマーを含浸させ，加熱・焼成することにより作製した。得られた多孔質体にフェロシアン化カリウム溶液を減圧含浸・乾燥，更に $Al(NO_3)_3$ 溶液を減圧含浸・乾燥させることで，AlHCF を担持した収着剤が合成できた。

(2)従来の条件[1][2]に従い，250 mg の収着剤に 0.1 または 1.0 mmol/L の非放射性 PGS を含有する 2 mol/L-HNO_3 溶液 10 mL を 24 h 接触させることにより単味 PGS 収着試験を行った。また実廃液(1.5mol/L-HNO_3 溶液に照射済燃料を溶解して調整)を用いた試験では，5 mL の実廃液を 60 mg の収着剤と 1 h 接触させることにより，実廃液中の様々な物質の相互干渉が収着率に及ぼす影響について考察した。

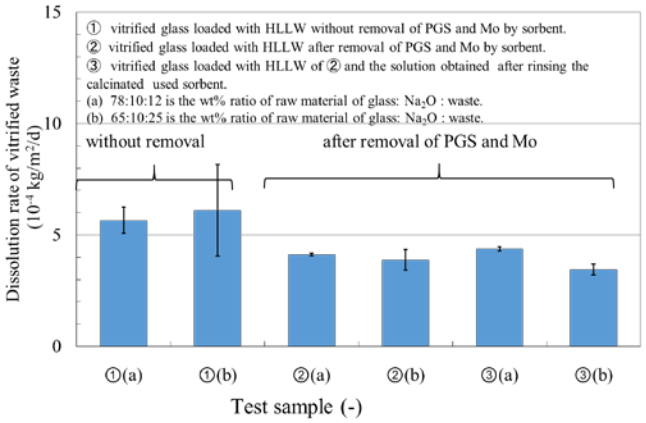


Fig. Dissolution rate of vitrified wastes

(3) ガラス固化試験では，①PGS 及び Mo の収着分離をしていない溶液，②PGS 及び Mo を収着分離した溶液，及び③収着分離後の収着剤をか焼し，得られた残渣を洗浄してその洗浄液を回収し，これを②の溶液に混合した溶液の 3 種類について，前述(2)の試験結果よりそれらの組成を推測した。得られた結果については，一般試薬を用いて，各成分の重量比が「ガラス原料 : Na_2O : 廃棄物」において，(a) 78:10:12，及び(b) 65:10:25 となるように調整し，合計 6 種類の試験体を作製した。さらに試験体を 1 cm^3 の立方体試料に加工した上で，静的浸出試験(MCC-1)法により化学的安定性を調べた。

3. 結果・考察 AlHCF 担持収着剤を用いて，Pd, Rh, 及び Ru 化学種に対する収着試験を行った結果，Pd 化学種に対して高い収着性能を示し,この傾向は実廃液を用いた試験結果でも変わらなかった。さらに Mo 化学種に対しても十分な収着効果を示した。また Figure に示すように MCC-1 試験結果から，PGS や Mo を除去することにより，廃棄物を高充填しても全重量減少速度を低く抑えることができ，ガラス固化体の発生量を抑制できる見通しを得ることができた。

参考文献 [1] 天本,小林ら，日本原子力学会「2017年春の年会」予稿集，(2017) 2L12.
[2] 大西, 関岡ら，日本原子力学会「2016年秋の大会」予稿集，(2016) 2F05

*Ippei Amamoto[1], Hidekazu Kobayashi[1] ,Yasuo Ayame[1], Takashi Ohnishi[1], Yusuke Inaba[2], Kazuo Utsumi[2], Kenji Takeshita[2], Jun Onoe[3], Akiko Koshizaka[4], and Yoshio Hasegawa[4] [1]JAEA., [2]Tokyo Tech, [3]Nagoya Univ., [4]Art Kagaku.

※本研究は，文部科学省「平成 28 年度国家課題対応型研究開発推進事業」原子力システム研究開発事業(放射性廃棄物減容・有害度低減技術研究 開発)タイプ A) の公募研究の成果の一部を含む。

SiO_2-B_2O_3-Al_2O_3-CaO-Na_2O 系のガラス融液に対する MoO_3 の溶解度の熱力学的定式化

Thermodynamic optimization of MoO_3 solubility in SiO_2-B_2O_3- Al_2O_3-CaO-Na_2O glass melts

*菅原　透[1]，大平俊明[1]，大和久耕平[2]，兼平憲男[2]
[1]秋田大学，[2]日本原燃(株)

MoO_3 を含むホウケイ酸塩融体の熱力学的性質を CALPHAD 法で最適化し，熱力学データベースを構築した．このデータベースを用いて模擬ガラスへの MoO_3 の分相，溶解挙動を熱力学的に試算できるようになった．

キーワード：ホウケイ酸塩ガラス，モリブデン，イエローフェーズ，相平衡，熱力学，CALPHAD 法

1. 緒言　高い廃棄物充填率と良好な化学的耐久性を兼ね備えたガラス固化体を得るためには，イエローフェーズ（YP）として析出しやすいモリブデンのガラス融液に対する分相，溶解挙動をよく理解することが不可欠である．本研究では，相平衡実験データと熱力学データを組み合わせ，SiO_2-B_2O_3-Al_2O_3-CaO-Na_2O-MoO_3（SBACNM）系融体の熱力学的性質を CALPHAD 法で最適化した．また，構築した熱力学データベースに基づいて模擬ガラスに対する MoO_3 の溶解，結晶析出挙動の温度・組成依存性の試算を行った．

２．熱力学的定式化の方法　SiO_2-B_2O_3-Al_2O_3-CaO-Na_2O 系の熱力学データは GTT Technologies 社の熱力学計算ソフトウエア FACTSage の FACTPS(純物質)と GTOX(融体，固溶体)を用いた． Mo 化合物の熱力学量については文献調査を行い新たに定式化した．相平衡関係については MoO_3 を含む 3 つの 2 成分系と SiO_2-Na_2O 融体に対する MoO_3 の飽和溶解度を参照した．また，我々が最近実施した SBACNM 系の相平衡実験の結果（35 データ）についても参照した．MoO_3 がホウケイ酸塩融体の混合ギブスエネルギーに与える影響を GTOX で採用されている Associate solution model に従って定式化し，上記の熱力学データと相平衡実験データに基づいて 17 個の相互作用パラメータを最適化した．

3. 結果と考察　Table 1 に分相しているケイ酸塩メルト(SL)とモリブデン酸塩メルト(ML)の組成関係についての実験値と計算値の比較の一例を示す．ML 中に微量に含まれる SiO_2 や B_2O_3 の濃度も含め，多成分系の相平衡を良好に再現することができた．

Table 1. Element partitioning between silicate liquid and molybdate liquid in C7 composition at 1200°C (mass)

	Sample composition	Silicate liquid		Molybdate liquid	
		Experiment	**FACTSage**	Experiment	**FACTSage**
SiO_2	33.42	32.76	*33.04*	0.67	*0.38*
B_2O_3	12.63	11.71	*11.5*	0.91	*1.13*
Al_2O_3	6.23	6.18	*6.17*	0.05	*0.06*
CaO	12.03	9.57	*8.53*	2.46	*3.50*
Na_2O	14.24	9.62	*11.87*	4.62	*2.37*
MoO_3	21.45	6.87	*6.91*	14.58	*14.54*
Total	100.00	76.71	*78.02*	23.29	*21.98*

熱力学計算により，現行組成の模擬ガラスに対する MoO_3 溶解度は 1200℃において 3-5wt%程度と求まり，B/Si 比および Ca/Na 比が高いほど向上することがわかった．また MoO_3 が 2wt%を超えると約 800℃で Powellite（$CaMoO_4$）がリキダス相になることが判明した．本研究で構築した熱力学データベースは YP の相分離や溶解，Mo 相の再析出を予測することができるポテンシャルを持っており，今後 Li_2O や ZnO を含む系に拡張することで予測の精度をより一層向上させることができるであろう．

謝辞　本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「平成29 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業」の成果の一部である．

*Toru Sugawara[1], Toshiaki Ohira[1], Kouhei Oowaku[2] and Norio Kanehira[2]
[1]Akita Univ., [2]Japan Nuclear Fuel Limited

V 添加溶融ホウケイ酸ガラス中の模擬廃棄物 Mo 及び Zr 周りの局所的な構造

Local Structure of Simulated Radioactive Wastes around Mo and Zr in Molten Borosilicate Glasses Including Vanadium

*椎名 慶[1]，田治見 祐里[1]，内山 孝文[1]，柿原 敏明[2]，川島 英典[2]，松浦 治明[1]
[1]東京都市大学，[2]株式会社 IHI

ガラス固化体中に晶出しがちなイエローフェーズの発生を抑制する V 添加ホウケイ酸ガラスの最適な組成を探索する目的で、Si/B 比及びアルカリ含有量を変化させて基準ガラスと比較し、温度による構造の変化を EXAFS 解析により調査した。

キーワード：ホウケイ酸ガラス，バナジウム，イエローフェーズ，広域 X 線吸収微細構造

1. 緒言

現在日本において、高レベル放射性廃液はガラスと混合して溶融させ、ガラス固化体として地層処分する方針である。その際に用いられるガラスとしてホウケイ酸ガラスが検討されている。さらにガラス固化体中の廃棄物充填率を増加させる技術が望まれており、その場合には、Mo 酸塩がイエローフェーズ(YP)として晶出し、ガラスの均質性に影響を与える可能性がある。そこで、高充填化した場合の YP の発生を抑制する V 添加ホウケイ酸ガラス[1,2]の最適な組成比を調査する目的で、Si/B 比及びアルカリ含有量を変化させ EXAFS 解析により模擬廃棄物元素の局所的な構造の変化を評価した。

2. 実験

全模擬廃液成分が含まれる Si/B 比の異なる 2 種のガラス試料及びアルカリ含有量の異なる 2 種のガラス試料 1 g をそれぞれ粉砕し、0.5 ㎜の窪みをもつアルミナ板に下部から 8 割程度均等に充填した。これにアルミナの平板を合わせて一組とし、アルミナセルに封入しネジで固定した。EXAFS 測定は高エネルギー加速研究機構、PF の BL-27B にて、透過法による Mo-K 吸収端および Zr-K 吸収端を用いて行った。溶融状態での EXAFS 振動を測定するために、電気炉内にアルミナセルを設置し 1200℃まで昇温、その後 800℃、室温に降温してそれぞれ測定した。

3. 結果・考察

高温での溶融状態と室温での固化状態を比較して Mo-O 間の距離の変化が小さいガラスは局所構造的には安定したガラスであると判断できる。図 1 より、Si/B 比 2.0 のガラスは 800℃において Mo-O 間の距離が短距離側に大きく変化している。一方 Si/B 比 3.0 のガラスは Si/B 比 2.0 のガラスより高温溶融時から室温に至るまで温度依存性が小さく、アルカリ含有量 0.27mol%のガラスはアルカリ含有量 0.23mol%のガラスと比較して温度依存性が小さいことが確認できた。

以上のような傾向は Mo-O 配位数を 4 に固定し得られた Mo-O 原子間距離の値にも表れていた。このことから溶融状態のガラスの局所的な構造を評価することで、最適なガラスを探索するための指針が得られることが明らかとなった。

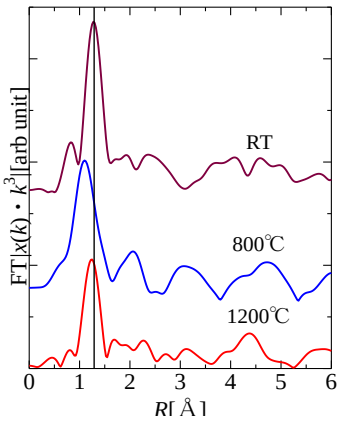


図 1 Si/B 比 2.0 のガラスの室温 800°C、1200°C における構造関数（Mo-K edge）

参考文献

[1] 鍋本豊伸、鬼木俊郎、溶融塩および高温化学、59、20-24、2016
[2] 川島英典、橋本拓、柿原敏明、福井寿樹、原子力学会秋の大会 2016, 1E03

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「平成 29 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業」の成果の一部である。また、高エネルギー加速器研究機構の研究課題 2015G566 によって得られた成果である。

*Kei Shiina[1], Yuri Tajimi[1], Takafumi Uchiyama[1], Toshiaki Kakihara[2], Hidenori Kawashima[2], and Haruaki Matsuura[1]
[1] Tokyo City University, [2]IHI Corporation

ガラス固化プロセスにおける白金族化合物の化学挙動
(1) Ru, Rh とガラス原料の高温合成実験

Investigation of platinum group compounds generated in the vitrification process
(1) Synthetic experiments of ruthenium, rhodium, and glass frit

*永井崇之[1], 小林秀和[1], 岡本芳浩[1], 塩飽秀啓[1], 秋山大輔[2], 佐藤修彰[2]
[1]原子力機構, [2]東北大多元研

ガラス固化体の製造において, ガラス相から析出した RuO_2 等粒子に RhO_2 が共存することから, Ru/(Ru+Rh)比を変えてガラス原料と加熱合成した化合物を XRD や XAFS 測定等で評価した.

キーワード：ガラス固化, ルテニウム, ロジウム, XRD, ラマン分光, XAFS 測定

１．緒言　ガラス固化プロセスは，廃液とガラス原料をガラス溶融炉へ供給して溶融混合した後，定期的に炉底部から固化体容器へ流下してガラス固化体を製造する．この際，廃液中の Ru, Rh, Pd 等は溶融ガラス相と分離し，RuO_2 や Rh-Pd 合金等の粒子を形成する．これら粒子は炉底部に堆積して溶融ガラスの流下操作を阻害するほか，直接通電方式で加熱する場合，電流が堆積粒子に流れてガラス加熱効率が低下する．本研究は，白金族化合物の化学挙動を解明するため，これまで Ru に着目し RuO_2 生成メカニズム[1]を参考に，Ru 化合物の化学形態を調査してきた[2]．また，Ru-Rh 混合溶液とガラス原料から作製したガラス試料を評価し，RuO_2 と共存する Rh が RhO_2 であることを確認した[3]．RhO_2 生成を酸素分圧で整理した報告例[4]もあるが，今回は RhO_2 生成原因を検討するため，Ru/(Ru+Rh)比を変えてガラス原料との加熱合成実験を実施した．

２．実験　硝酸 Ru 溶液や硝酸 Rh 溶液の乾固物, $NaNO_3$，固化体用ガラス原料 PF-798 を混合し，Ar ガス通気状態で 700ºC，2 h 加熱した後，得られた生成物を XRD 等により評価した．また，同様に乾固物等を混合して大気雰囲気で 800ºC，2 h 加熱後，XAFS 測定等で評価した．

３．結果　Ar ガス通気 700ºC 加熱の生成物は，図 1 の XRD 結果から Rh を含まない組成(a)は昇温中に合成された Na_2RuO_3 等から Na がガラス成分へ移行して RuO_2 が生成し, Ru を含まない組成(e)は生成した $NaRhO_2$ が残留し，Ru-Rh 共存組成(b)～(d)は RuO_2 と $NaRhO_2$ が混在した．28.1º の RuO_2 ピークを対象に，Ru/(Ru+Rh)比と RuO_2 ピーク面積の関係は，図 2 の組成(b)（Ru/(Ru+Rh)比 0.75）でピーク面積が高くなった．また，大気雰囲気 800ºC 加熱の生成物を XAFS 測定した結果，Ru/(Ru+Rh)比 0.75 で Rh 原子価が 4 価に近付くことを確認した．緒言で述べたガラス試料中の RuO_2 に RhO_2 が存在した報告[3]を考慮すれば，Ru/(Ru+Rh)比が実廃液組成に近い条件で 4 価状態の Rh 化合物の生成が考えられる．

４．結言　ガラス固化プロセスの廃液から RuO_2 が生成する加熱環境で，共存する Rh の一部から 4 価状態の Rh 化合物が生成する可能性がある．

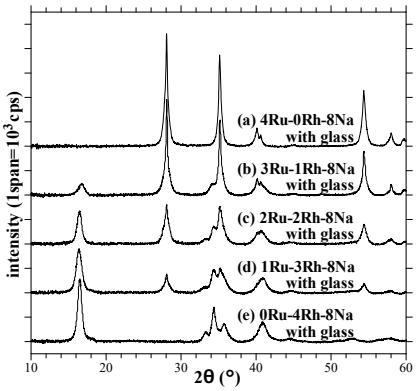


図 1　700ºC 加熱生成物の XRD 結果

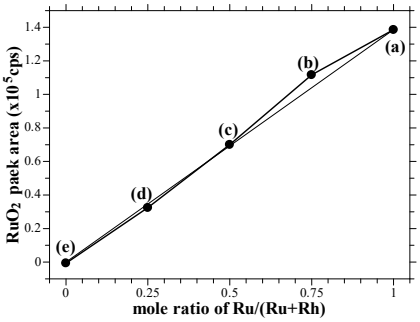


図 2　Ru/(Ru+Rh)比と RuO_2 ピーク面積の関係

参考文献
[1] H. Boucetta, et al., *Inorg. Chem.*, **51** (2012) 3478-3489.
[2] 永井, 他, 原子力学会 2016 年秋の大会, 1G12.
[3] 岡本, 他, 原子力学会 2016 年秋の大会, 1G14.
[4] T. Sugawara, et al., *J. Nucl. Sci. Technol.*, **53** (2016) 380-390.

本報は，物質・デバイス領域共同研究拠点における共同研究による成果を含む．また，放射光 XAFS 測定は，大型放射光施設 SPring-8 利用実験課題 2016A3504, KEK-PF 放射光共同利用実験課題 2015G063 にて実施した．

*Takayuki Nagai[1], Hidekazu Kobayashi[1], Yoshihiro Okamoto[1], Hideaki Shiwaku[1], Daisuke Akiyama[2], Nobuaki Sato[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Inst. Multidisciplinary Research for Advanced Materials, Tohoku Univ.

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：306-1 Nuclear Safety Engineering, Nuclear Installation Safety, PSA

Thu. Sep 14, 2017 9:30 AM - 10:50 AM JST | Thu. Sep 14, 2017 12:30 AM - 1:50 AM UTC | Room B
B12 - B1 Block

[2B01-05] Light Water Reactor Behavior Under Accident Conditions 2

Chair:Kenji Kamiyama (JAEA)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2B01] Analysis of MCCI phenomena by MELCOR and SAMPSON codes

(1)Study on Debris Behaviors focused on Flow and Radiation immediately after Falling onto Cavity Floor

*Masashi Himi[1], Koetsu Ito[1], Yoshihiro Ide[1], Hidetoshi Morita[1], Koichi Nakamura[2] (1. Advancesoft co., 2. CRIEPI)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2B02] Analysis of MCCI phenomena by MELCOR and SAMPSON codes

(2)Simulation of the phenomena by use of MELCOR and SAMPSON codes

*Koetsu Ito[1], Masashi Himi[1], Yoshihiro Ide[1], Hidetoshi Morita[1], Kohichi Nakamura[2] (1. Advancesoft Corp., 2. CRIEPI)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[2B03] Fundamental experiment on the U-Zr-Gd-O molten corium solidification behavior

*ayako sudo[1], Igor Poznyak[2], Yuji Nagae[1], Toshio Nakagiri[1], Masaki Kurata[1] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Reserch Center Rez)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[2B04] Study on Molten Core Coolability under Precautionary Water Injection into Containment Vessel

(1)Development of Breakup Particle Agglomeration Model in JASMINE

Toshinori Matsumoto[1], Ryuhei Kawabe[1], Kohei Ajima[1], *Tomoyuki Sugiyama[1], Yu Maruyama[1] (1. JAEA)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[2B05] Study on Molten Core Coolability under Precautionary Water Injection into Containment Vessel

(2)Analysis by Improved Melt Spreading Model in JASMINE

Ryuhei Kawabe[1], Toshinori Matsumoto[1], Kohei Ajima[1], Tomoyuki Sugiyama[1], *Yu Maruyama[1] (1. JAEA)

10:45 AM - 10:50 AM JST | 1:45 AM - 1:50 AM UTC

Time reserved for Chair

MELCOR,SAMPSON による MCCI 現象の分析
(1)キャビティ床に落下直後の流動・輻射に着目したデブリ挙動の研究

Analysis of MCCI phenomena by MELCOR and SAMPSON codes
(1)Study on Debris Behaviors focused on Flow and Radiation immediately after Falling onto Cavity Floor

*氷見 正司[1]，伊藤 耕悦[1]，井手 善広[1]，森田 秀利[1]，中村 康一[2]
[1]アドバンスソフト，[2]電中研

シビアアクシデントにおいて、原子炉容器からキャビティ床に落下直後、燃料デブリは粘度に応じて流動・拡散する。その温度は、質量または体積に対応する崩壊熱と表面積に比例する輻射に依存して変化する。燃料デブリの質量がデブリ流動と温度の変化にどのように関係するかを調べた。
キーワード：シビアアクシデント，コリウム-コンクリート相互作用，デブリ拡がり，粘性，崩壊熱，輻射

1. 目的・方法

原子炉容器が破損して格納容器へ放出される燃料デブリを想定して、キャビティ床に落下後、流動して拡がる過程について様々な実験研究がなされている[1]。燃料デブリの流動と燃料デブリの輻射による放熱に分けて、それぞれの現象とその特徴的な時間を評価して、その後の現象進展への影響を分析する。

2. 燃料デブリの流動による拡がりと温度変化

燃料デブリの拡がりについて MELCOR の方法と検討した方法（修正案）とで評価した。閉空間・黒体輻射を仮定して、崩壊熱と輻射による放熱とから燃料デブリ温度を評価した。粘度に応じた拡がりにより表面積が増加し、輻射による放熱を促進することが関係する。燃料デブリ質量と半径の関係および燃料デブリ質量と温度の関係を図 1 と図 2 に示す。

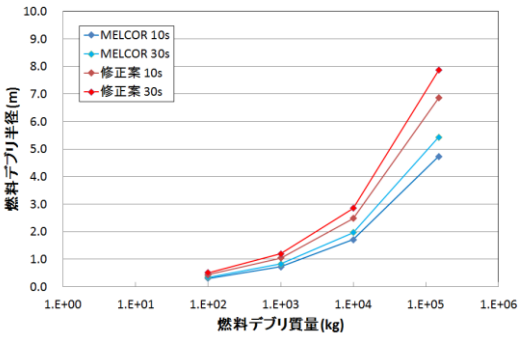


図 1. 燃料デブリ質量と半径の関係

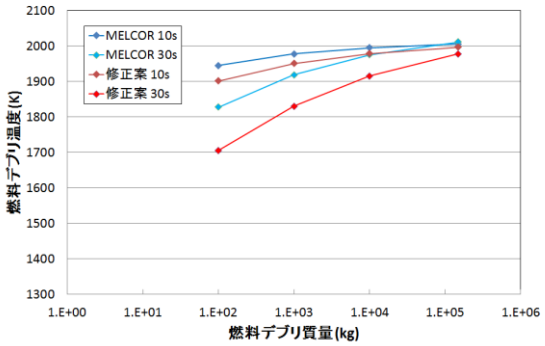


図 2. 燃料デブリ質量と温度の関係

3. 結論

燃料デブリが高粘度で拡がりにくく局在しやすい場合には、輻射による放熱による温度低下が起こりにくくなる、一方、低粘度で流動し床に拡散しやすい場合には、輻射による放熱による温度低下が起こりやすくなる。燃料デブリの質量が小さければ、崩壊熱による発熱より輻射による放熱が大きいので温度低下し固化してしまい、コンクリートとの相互作用が十分に起こらないことを想定できる。

参考文献

[1] 例えば、SARNET, TABLE 4.1, 4.2.

---

*Masashi Himi[1], Koetsu Itoh[1], Yoshihiro Ide[1], Hidetoshi Morita[1] and Koichi Nakamura[2]
[1]Advancesoft Co., [2]Central Research Institute of Electric Power Industry

MELCOR,SAMPSON による MCCI 現象の分析
(2) MELCOR 及び SAMPSON を用いた現象の模擬

Analysis of MCCI phenomena by MELCOR and SAMPSON codes

(2) Simulation of the phenomena by use of MELCOR and SAMPSON codes

*伊藤 耕悦[1]，氷見 正司[1]，井手 善広[1]，森田 秀利[1]，中村 康一[2]

[1]アドバンスソフト，[2]電中研

燃料デブリが原子炉圧力容器からキャビティに落下してコンクリート床と相互作用する過程（MCCI）の初期段階に生じるデブリの拡がりには粘性が重要なパラメータであり，以降の現象進展に影響する。コリウムの 2 次元的拡がりの流動挙動試験を対象にコード解析して問題点を抽出した。

キーワード：シビアアクシデント，VULCANO 試験，コリウム-コンクリート相互作用，デブリ拡がり，粘性

1. 目的・方法

MCCI 現象を再現するためには，原子炉圧力容器からキャビティ床面に落下した直後のデブリの拡がりを適切に模擬できなければならない。SAMPSON コードを用いて，コリウムの 2 次元的拡がりの流動挙動試験 VULCANO VE-U7[1]を対象に，デブリ拡がり解析を実施した。既存の UO_2 と ZrO_2 の混合物が液相状態にある粘性モデルに対して，MELCOR 2.2 コードに整備されている Ramacciotti の固相が液体と平衡状態にある二相の粘性モデルを組み込んで，両粘性モデルを適用した解析を実施して試験と比較した。試験体系の一部を模擬した解析体系を図 1 に示す。コリウムの流入温度は 2450 K，液相線温度及び固相線温度はそれぞれ 2623 K 及び 1273 K に設定した。試験では，7.7 秒で流入したコリウムが流動を停止した。算出した平均流速を流入口でのコリウム流速とした。なお，本解析ではデブリの流動のみに着目しており，コンクリート侵食については考慮していない。

2. コリウムの流動結果

Ramacciotti の粘性モデルを用いた場合におけるコンクリート床を流動するコリウムの温度分布及び固相率分布を図 2 に示す。コリウムの先端部分において，温度低下に伴い固相率が上昇していることが分かる。コリウムの流動距離の時間変化を図 3 に示す。試験では 7.7 秒で 0.36 m に達した時点で流動が停止した。既存の粘性モデルでは，コリウムの流動速度は試験に比べて早く，流入開始から 6.3 秒で解析体系の末端に到達した。一方，Ramacciotti の粘性モデルを適用した場合，10.5 秒で 0.37 m に達した時点で流動が停止した。

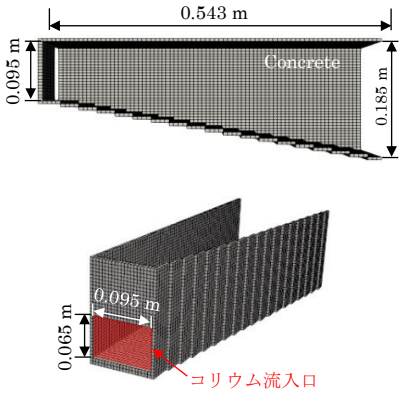


図 1 解析体系

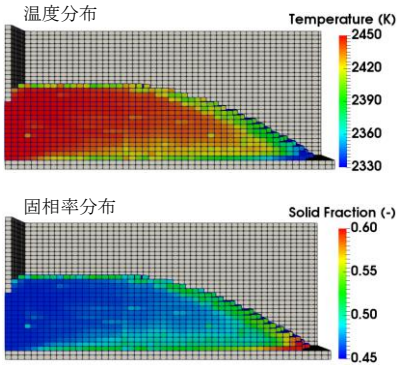


図 2 Ramacciotti モデル用いた計算結果
（コリウム流入開始から 7.7 秒後）

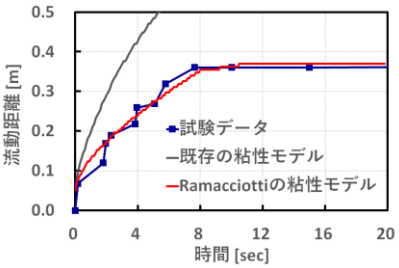


図 3 コリウムの流動距離

3. 結論

SAMPSON コードの既存の粘性モデルでは VULCANO VE-U7 試験のデブリ拡がり挙動を模擬することができず，MELCOR 2.2 コードには Ramacciotti の粘性モデルが整備されているがキャビティを軸対称に扱っており 3 次元系を解析できないなど問題点を抽出できた。今後，MCCI 現象を模擬するために問題点を整理してコードを整備し，解析できるように検討する必要があると考える。

参考文献

[1] Journeau, C., et al., The VULCANO VE-U7 Corium spreading benchmark, Progress in Nuclear Energy, vol. 48, pp. 215-234 (2006)

*Koetsu Ito[1], Masashi Himi[1], Yoshihiro Ide[1], Hidetoshi Morita[1] and Koichi Nakamura[2]

[1]Advancesoft Co., [2]Central Research Institute of Electric Power Industry

U-Zr-Gd-O 系溶融コリウムの凝固挙動に関する基礎試験

Fundamental experiment on the U-Zr-Gd-O molten corium solidification behavior

*須藤　彩子[1]，イゴール ポズニャック[2]，永江　勇二[1]，中桐　俊男[1]，倉田　正輝[1]
[1]国立研究開発法人日本原子力研究開発機構，[2]レジュ研究センター

溶融コリウムの凝固プロセスにおいての知見を得るため、コールドクルーシブ炉を用い模擬コリウム U-Zr-Gd-O の急冷条件・徐冷条件での凝固試験を実施し、生成相の比較・検討を行った。

キーワード：溶融コリウム，圧力容器下部ヘッド，コールドクルーシブル誘導加熱，引け巣

1. 緒言

原子炉格納容器(PCV)およびペダステル内部調査を行うにあたり、燃料デブリの所在、分布・組成および損傷状況等の炉内デブリ状態の推定情報の精度を高める必要がある。炉内の RPV 堆積物とペデスタルのコンクリート混合物は、遅い凝固過程を経て固化したことが考えられており、表面と内部では異なる性状を持つ可能性がある。溶融コリウムの凝固プロセスにおいて様々な構成元素のマクロな再分布に関する知見を得るため、模擬コリウム U-Zr-Gd-O を用いた予備的な凝固試験を実施し、その溶融固化状況を観察した。

2. 実験

模擬コリウムとして、98%(wt.70%UO_2+30%ZrO_2)+wt.2%Gd_2O_3 粉末(~900g)を用いた。模擬コリウム試料は最大出力 60kW のコールドクルーシブル誘導加熱炉を用い、金属 Zr (6g)を誘導体とし空気中で加熱した。溶融プール出現後、試料表面温度は約 2400℃まで達し、その後出力制御により急冷条件(J1)、徐冷条件(J2)での冷却固化を行った。固化後、試料インゴットの外観観察を行った後、SEM/EDX での元素分析を行い試料内部の生成相および組織の調査を行った。

3. 結果・考察

J1 では加熱後、高さ 4.8cm のインゴットが得られた。固化後の試料全体像および分析位置を図 1 に示す。試料底部領域(J1-I1)は多結晶構造であり、溶融していなかった。試料内部(J1-I2～I6)は($U_{0.74\sim0.80}$, $Zr_{0.20\sim0.26}$)Ox、($U_{0.56\sim0.73}$,$Zr_{0.27\sim0.44}$)Ox の 2 相から構成されていた。Gd 濃度は、J1-I7 領域で 1.61wt%、J1-12 領域で 2.13wt%であり、冷却後期に固化した中心部分ほど Gd が濃化する傾向が確認できた。

固化後の J2 試料全体像を図 2 に示す。J2 では試料上部のクラスト部分直下に引け巣が形成していた。遅い凝固過程中で試料上部が試料内部より早期に凝固収縮を起こすことで発生したと考えられる。[1]　J2 内部の生成相および Gd の濃化傾向は J1 とほぼ一致していた。



図 1　冷却固化後の試料外観（J1）

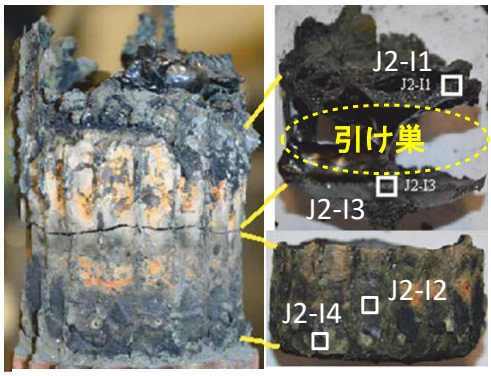


図 2 冷却固化後の試料外観（J2）

参考文献

[1] C. P. Hong, T. Umeda, Y. Kimura: Chu-butsu, 56 (1984), 12. [in Japanese]

*Ayako Sudo[1], Igor Poznyak[2], Yuji Nagae[1], Toshio Nakagiri[1] and Masaki Kurata[1].
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Rez Research Center.

格納容器内先行注水による溶融炉心冷却挙動に関する研究
（1）JASMINE コードにおけるブレークアップ粒子結合モデルの開発

Study on Molten Core Coolability under Precautionary Water Injection into Containment Vessel

(1) Development of Breakup Particle Agglomeration Model in JASMINE

松本 俊慶，川部 隆平，安島 航平，*杉山 智之，丸山 結

原子力機構

溶融炉心／冷却水相互作用コード JASMINE に、溶融物水中落下時のジェットブレークアップで生じた粒子同士の結合（アグロメレーション）モデルを導入し、スウェーデン王立工科大学の DEFOR-A 実験の解析に適用した。その結果、プール深さとアグロメレーション割合の関係を定性的に再現した。

キーワード：シビアアクシデント、JASMINE、ジェットブレークアップ、アグロメレーション、DEFOR-A

1. 緒言

原子力機構では、軽水炉シビアアクシデント時に格納容器内に先行注水した場合の溶融炉心冷却性を決定論的及び確率論的に評価する手法を開発している。伝熱面積の観点から溶融物の粒子化割合の定量的評価が重要であるため、表面積の低下をもたらす粒子のアグロメレーションを適切に取り扱う必要がある。そこで、同現象を扱うモデルを JASMINE コード[1]に導入し、DEFOR-A 実験[2]の解析に適用した。

2. アグロメレーションモデル

JASMINE コードでは同一の粒径、温度等を持つ多数の粒子をまとめて「粒子群」として扱い、その占有空間に粒子が均等に分散すると見なす。本モデルでは、ジェットブレークアップ粒子のうち床面到達時に液相を維持しているものを対象に粒子群単位でアグロメレーション発生の有無を判定する。いま、落下してきた液相の粒子群（grp1）と先に着地した粒子群（grp2）が一部でも重なる場合において、①grp2 も液相の場合及び②grp2 が固相で重なりの程度と粒子断面積の総和を考慮した指標（図 1）が判定基準を超える場合にアグロメレーションが生ずると判定する。また、表面積の減少が冷却に及ぼす効果を反映するため、熱伝達調整係数（< 1）を導入した。判定基準及び熱伝達調整係数を DEFOR-A2 実験の結果に基づいて決定し、他の実験解析に適用した。

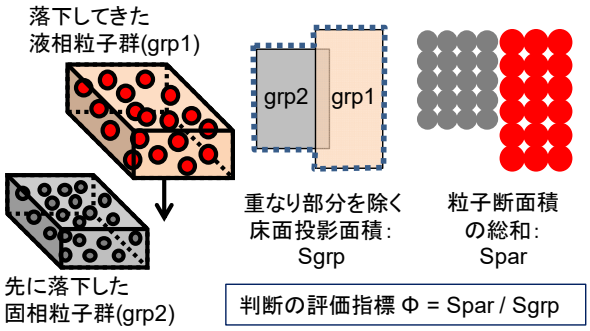


図 1 アグロメレーション判定における評価指標

3. DEFOR-A 実験解析

3-1. 実験体系：ジェットブレークアップ実験 DEFOR-A1～A9[2]では、溶融炉心模擬物質として Bi_2O_3-WO_3 共晶混合物が用いられ、ジェット径 10～25[mm]、過熱度 78～206[K]、水サブクール度 7～27[K]の条件で、4 つの水深のキャッチャーにおけるデブリ粒子径やアグロメレーション質量割合などが計測された。解析では、実験毎に 4 通りのプール深さを設定することで各キャッチャーの水深における粒子挙動を模擬した。

3-2. 解析結果：DEFOR-A5 実験及び本モデルを用いた解析で得られたアグロメレーション質量割合を図 2 に示す。比較のため、キャッチャーに到達した粒子のうち液相粒子が占める割合も併せて示す。解析結果は、水深が浅い場合に過大評価となったが、水深の増大に伴いアグロメレーション割合が急激に低下するという実験結果の傾向をよく再現した。

4. 結論

アグロメレーションモデルの導入により溶融炉心冷却性評価の高度化の見通しを得た。実験結果の再現性及び実機適用時の信頼性の向上には、アグロメレーション判定の考え方、評価指標の選定、アグロメレーション粒子の熱伝達等に関するさらなる検討が必要である。

本研究は、原子力規制庁から受託した平成 28 年度原子力施設等防災対策委託費（シビアアクシデント時格納容器内溶融炉心冷却性評価技術高度化）事業の一部である。

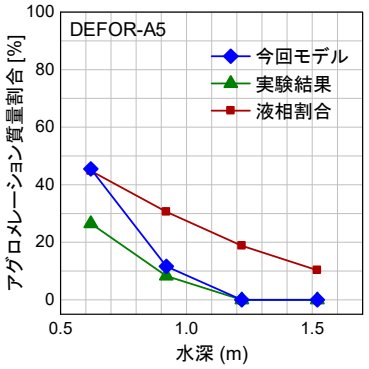


図 2 アグロメレーション割合の比較

参考文献

[1] K. Moriyama, et al.(2008), JAEA-DATA/Code 2008-014
[2] P. Kudinov, et al.(2013), Nucl. Eng. Des., 263, pp. 284-295.

Toshinori Matsumoto, Ryuhei Kawabe, Kouhei Ajima, *Tomoyuki Sugiyama and Yu Maruyama, JAEA

格納容器内先行注水による溶融炉心冷却挙動に関する研究
(2) JASMINE コードにおける溶融炉心床上拡がりモデルの改良と解析

Study on Molten Core Coolability under Precautionary Water Injection into Containment Vessel

(2) Analysis by Improved Melt Spreading Model in JASMINE

川部 隆平，松本 俊慶，安島 航平，杉山 智之，*丸山 結

原子力機構

シビアアクシデント時の溶融炉心の冷却挙動を解明するため JASMINE コードの溶融物プールのモデルを改良し、BWR 実機条件での格納容器床上での拡がりを計算した。また、PULiMS 実験を解析した結果、現行モデルは溶融物拡がり速度をほぼ再現するが、最終的な拡がり面積を過大評価することが分かった。

キーワード: シビアアクシデント、JASMINE コード、格納容器内溶融炉心冷却性、溶融物の拡がり、PULiMS

1. 緒言：軽水炉のシビアアクシデント時に圧力容器外へ流出した溶融炉心の冷却性を評価するには、伝熱量を支配する溶融物の拡がりを正確に求める必要がある。このために格納容器床上に存在する水層に落下してきた溶融物の熱的・動的挙動を解析できる JASMINE コード[1]の溶融物プールモデルを改良した。

2. 解析モデル改良：床材内の熱伝導を解析し溶融物から下面に伝わる熱量を正確に評価できるようにした。床を金属板とした実験の解析では熱伝導偏微分方程式を有限差分法で解くが、コンクリート床に対しては相変化点の座標に関する常微分方程式を解く(図 1)。更に、コンクリートから生じる熱分解気体、溶融物中の不純物気体の気泡発生に伴う見かけ密度の減少を模擬し、拡がり駆動力の減少を考慮できるようにした。

3. 実機条件での解析：820 MWe 級の Mark I 改良型格納容器を有する BWR を想定し、全炉心に相当する過熱度 10 K の溶融炉心が、500 s 又は 1000 s で水深 2 m の水層を有する格納容器床に落下するとした。いずれの条件でも 100 s 以内に溶融物はペデスタル室の壁面にまで到達した。

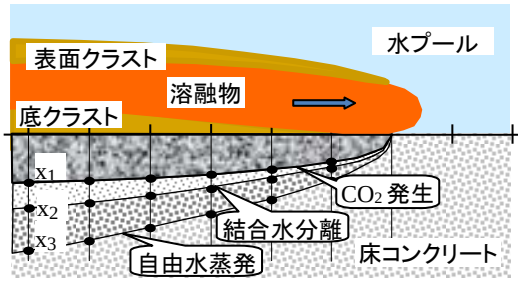


図 1 溶融物拡がりと床コンクリート温度変化

4. PULiMS 実験との比較：

4-1. 実験体系と手順：PULiMS 実験[2]では模擬溶融物として Bi_2O_3-WO_3 共晶混合物を用い、高周波加熱るつぼで溶融した模擬溶融物を、20 mm 径の出口ノズルを有する漏斗を介して水プールに落下させた。水プールの初期深さは 200 mm、底はステンレス板であり、上部空間は大気に開放されている。

4-2. 実験と解析の結果の比較：溶融物中気泡の影響は小さいが、床の熱伝導を考慮すると、従来の床表面温度一定と仮定した場合より床面への除熱量が減少して拡がり面積が増大し、実験値を過大評価する(表 1)。また、拡がり速度をほぼ再現するものの、水への伝熱量を過小評価するため（図 2)、クラスト生成に依存する最終的な拡がり面積を過大評価することが示された。

表 1　実験結果と JASMINE 解析結果の比較のまとめ

実験条件（溶融物量・温度）			溶融物拡がり面積(m^2)			
			実験	界面温度一定	床熱伝導考慮	
Run	質量 (kg)	過熱度(K)			気相無視	気相浮力
E1	23.4	136	0.14	0.292	0.472	0.495
E4	46.9	70	0.30	0.518	0.816	0.792
E6	78.1	179	0.43	0.505	1.068	1.208

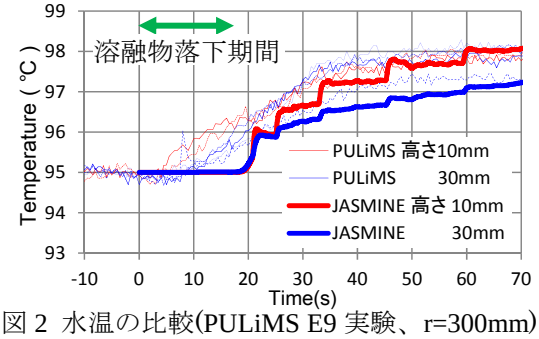


図 2 水温の比較(PULiMS E9 実験、r=300mm)

5. 結論：

実機解析では、格納容器床に落下した炉心溶融物は、途中で凝固せず容易にペデスタル室壁面まで達した。しかし PULiMS 実験の解析から水への伝熱を過小評価することが示されたため、拡がりが抑制される可能性をさらに詳細に検討する必要がある。本研究は、原子力規制庁から受託した平成 28 年度原子力施設等防災対策委託費（シビアアクシデント時格納容器内溶融炉心冷却性評価技術高度化）事業の一部である。

参考文献

[1] K. Moriyama, et al.(2008), JAEA-DATA/Code 2008-014
[2] A. Konovalenko, et al., NUTHOS-9, Kaohsing, Taiwan, Sep. 2012, N9P0303

Ryuhei Kawabe, Toshinori Matsumoto, Kouhei Ajima, Tomoyuki Sugiyama and *Yu Maruyama, JAEA

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：306-1 Nuclear Safety Engineering, Nuclear Installation Safety, PSA

Thu. Sep 14, 2017 10:50 AM - 11:55 AM JST | Thu. Sep 14, 2017 1:50 AM - 2:55 AM UTC | Room B
B12 - B1 Block

[2B06-09] Safety Assessment for Fast Reactors 1

Chair:Tomoyuki Sugiyama (JAEA)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[2B06] Experimental Study on Self-leveling Behavior of Debris Bed

Development of empirical correlation for bed high of mixed particles

*Ryo Miura[1], Humiya Matsuoka[1], Ngo Phi Manh[1], Phan Le Hoang Sang[1], Tatsuya Matsumoto[1], Wei Liu[1], Koji Morita[1] (1. Kyushu University)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[2B07] Applicability assessment of empirical correlations to the prediction of the distance for fragmentation of molten core materials in sodium

*Kenichi Matsuba[1], Mikio Isozaki[1], Junichi Toyooka[1], Kenji Kamiyama[1], Vladimir Zuev[2], Alexander Kolodeshnikov[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. NNC/RK)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[2B08] Studies on relocation behavior of molten core materials in the core disruptive accident of sodium-cooled fast reactors

(4)Effects of test conditions on dispersion and sedimentation of molten-metal in a shallow water pool

*Yuki Emura[1], Kenji Kamiyama[1], Ken-ichi Matsuba[1], Mikio Isozaki[1], Yuya Imaizumi[1] (1. JAEA)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[2B09] Studies on Relocation Behavior of Molten Core Materials in the Core Disruptive Accident of Sodium-cooled Fast Reactors

(5)A Behavior of a Heavy Metal Jet with Free Surface Conditon of MPS Method

*Mamoru Konomura[1], Kenji Kamiyama[2] (1. Univ. of Fukui, 2. JAEA)

11:50 AM - 11:55 AM JST | 2:50 AM - 2:55 AM UTC

Time reserved for Chair

デブリベッドのセルフ・レベリング挙動に関する実験的研究
：混合粒子ベッド高さに対する予測式の検討

Experimental Study on Self-leveling Behavior of Debris Bed

- Development of empirical correlation for bed high of mixed particles -

*三浦　亮，松岡 史也，Ngo Phi Manh，Phan Le Hoang Sang，松元 達也，劉　維，守田 幸路

九州大学

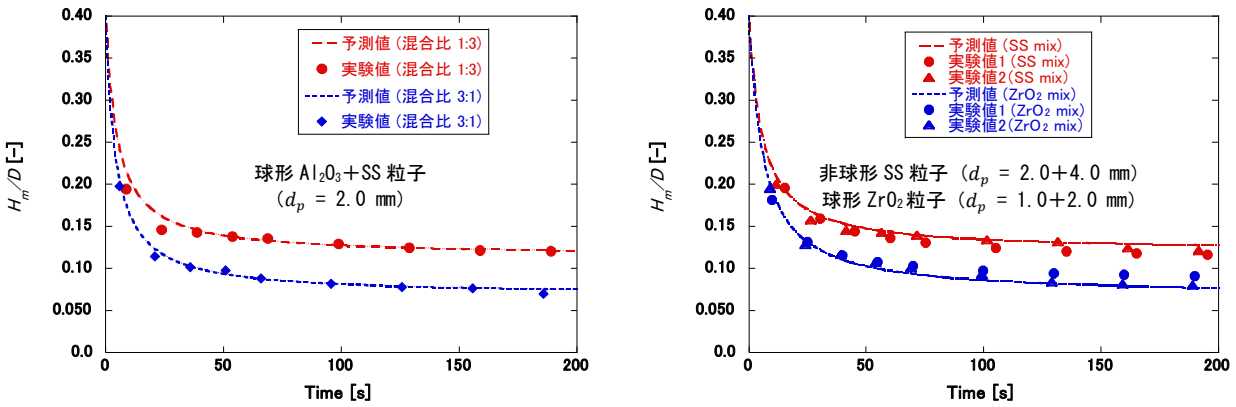
高速炉の炉心損傷事故時の崩壊熱除去過程において重要なデブリベッドのセルフ・レベリング特性について、固体粒子ベッド底部からのガス吹き込みにより冷却材沸騰を模擬した実験を実施し、粒子径や密度、球形度の異なる粒子を混合したベッドのレベリング特性を明らかにするとともに、ベッド高さの時間変化を予測する実験式について検討した。

キーワード：高速炉，炉心損傷事故，崩壊熱除去過程，デブリベッド，セルフ・レベリング

1. 緒言　高速炉の炉心損傷時における炉心物質再配置過程に形成されるデブリベッドは、燃料の崩壊熱により冷却材沸騰を引き起こす可能性がある。この沸騰によって引き起こされるデブリベッドの自己平坦化（セルフ・レベリング）挙動の特性を解明することは、デブリベッドの冷却性向上、臨界性緩和の観点から重要である[1]。本研究では、固体粒子ベッド底部からの気相吹き込みによって冷却材沸騰を模擬したセルフ・レベリング挙動実験を実施し、粒子径や密度、球形度の異なる粒子の混合がセルフ・レベリング特性に与える影響とベッド高さの時間変化に関する実験相関式について検討した。

2. 実験　内径（D）310 mm の円筒水槽内に頂部が円錐形状になるように固体粒子（嵩堆積 7 L）を堆積させ、初期水位 180 mm の条件で水槽底部の多孔質板を通じて窒素ガスを一様に吹き込み（体積流量（Q_g）約 20～500 L/min）、固体粒子ベッドが平坦化する挙動を観察した。固体粒子には体積相当直径（d_p）0.51～6.1 mm、球形度 0.58～1.0 の Al_2O_3、ZrO_2 及びステンレス鋼（SS）粒子を用い、特性の異なる 2 種類の粒子を嵩体積比 1:1, 1:3, 3:1 で混合した。実験では、密度の異なる混合粒子では分離効果によりベッドは比較的が低く、粒径の異なる混合粒子では空隙率が小さくなることでベッドが崩れにくくなる挙動が観察されている[2]。

3. 実験相関式　固体粒子ベッドの円錐部高さの時間変化$H_m(t)$を予測する実験相関式について、従前の単一特性の固体粒子ベッドに対する相関式[1]に混合粒子の効果を含めることでこれを改良した。図 1 に改良した実験相関式による$H_m(t)$の予測値と実験値を比較する。ここで、(a) 密度の異なる混合粒子（球形 Al_2O_3 及び SS 粒子：d_p = 2.0 mm；混合比 1:3, 3:1；Q_g～100 L/min）、(b) 粒径の異なる混合粒子（非球形 SS 粒子：d_p = 2.0 及び 4.0 mm；混合比 1:1；Q_g～200 L/min、球形 ZrO_2 粒子：d_p = 1.0 及び 2.0 mm；混合比 1:1；Q_g～50 L/min）である。改良式は、単一特性の固体粒子を含む 74 ケース、666 点の実験データの約 85%を実験値の 20%以内の誤差で相関しており、密度の異なる混合粒子に対する適用性が向上した。今後、セルフ・レベリング挙動のベッド径への依存性についても実験的に確認し、より広範な条件に適用可能な相関式として整備する。



(a) 密度の異なる混合粒子　　(b) 粒径の異なる混合粒子

図 1　固体粒子ベッドの円錐部高さの時間変化に関する予測値と実験値の比較

参考文献　[1] K. Morita et al., JNST, 53, 713-725 (2016) [2] 松岡ら他 4 名，本会「2016 年春の大会」, K17 (2016)

*Ryo Miura, Fumiya Matsuoka, Ngo Phi Manh, Phan Le Hoang Sang, Tatsuya Matsumoto, Wei Liu, Koji Morita; Kyushu Univ.

ナトリウム中における溶融炉心物質の微粒化距離に対する実験相関式の適用性検討

Applicability assessment of empirical correlations to the prediction of the distance for fragmentation of molten core materials in sodium

*松場 賢一[1]，磯﨑 三喜男[1]，豊岡 淳一[1]，神山 健司[1]，V. Zuev[2]，A. Kolodeshnikov[2]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]カザフスタン国立原子力センター

ナトリウム冷却高速炉の炉心崩壊事故時に原子炉容器下部プレナムへ流出する溶融炉心物質の微粒化挙動を評価するため、溶融炉心模擬物質（溶融アルミナ）をナトリウム中に流出させた試験の結果に対し、微粒化距離に関する実験相関式を適用し、その妥当性を検討した。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉, 炉心崩壊事故、溶融炉心物質、微粒化、実験相関式

1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉の炉心崩壊事故時に原子炉容器下部プレナムへ流出する溶融炉心物質の微粒化挙動を評価するため、液柱状の溶融炉心物質が微粒化によって崩壊し、急速な冷却が開始されるまでの侵入距離（以下、微粒化距離）に関する実験相関式を開発している。前報[1]では、溶融炉心物質と冷却材の熱的相互作用（以下、FCI）に伴う冷却材の沸騰及び蒸気膨張に関連する物理量を実験相関式に取り入れることで、ナトリウム冷却条件の特徴である溶融炉心物質とナトリウムの接触境界面に安定な蒸気膜が形成されない条件を模擬した基礎試験[2,3]で測定された微粒化距離を従来の代表的な実験相関式[4]よりも適切に評価できることを報告した。しかしながら、実験相関式の適用範囲が大気圧相当条件に制限される等、実燃料物質条件への適用性が課題となっている。本報では、基礎試験で把握されたメカニズムに基づき実験相関式を改良するとともに、実燃料物質相当条件での微粒化距離に対する適用性を検討する。

2. 実験相関式の導出及び実燃料物質相当条件への適用性検討

ナトリウム冷却条件を模擬した基礎試験[2,3]では、溶融炉心模擬物質（以下、融体）の液柱と冷却材の接触境界面近傍での冷却材の沸騰と蒸気泡の膨張と同時に、粒子状の融体が液柱本体の周囲に急激に分散する挙動が可視化によって確認されている。すなわち、FCI に伴い局所的に発生する冷却材の蒸気圧が融体の微粒化を促進するとともに、微粒化された融体は蒸気泡の膨張によって分散させられていると考えられる。この推定メカニズムに基づき、従来の物理量（密度比等）に加え、冷却材の蒸気圧を取り入れた次元解析及び基礎試験で得られたデータ[2,3]を用いた重回帰分析を行った結果、以下の実験相関式を得た。

$$L/D=6.5(\rho_m/\rho_c)^{0.5}(v^2/gD)^{0.20}((P_v-P_0)/\rho_c gD)^{-0.25}$$

$$P_v=P_{sat}(T_i)$$

ここで、L は微粒化距離、D は液柱直径、ρ_m は融体密度、ρ_c は冷却材密度、v は液柱の初期流速、g は重力加速度、P_v は冷却材の蒸気圧、P_0 は冷却材の初期圧力、P_{sat} は飽和蒸気圧、T_i は接触境界面温度の理論値を表す。

図 1 に示すとおり、実燃料物質相当条件で得られている試験結果[5,6]の傾向は実験相関式による予測傾向と一致したが、予測値に対し過大評価傾向となった。

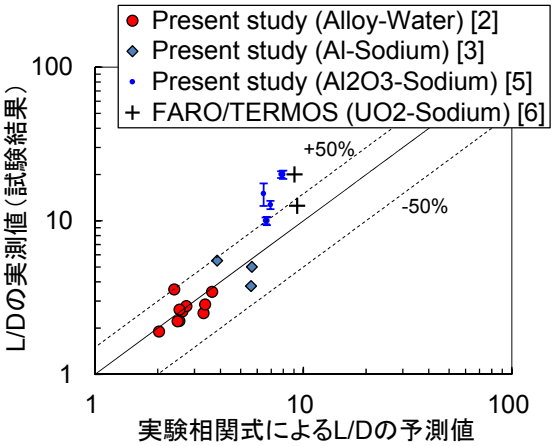


図 1 微粒化距離の実測値と実験相関式の比較

3. 結言

実験相関式を改良し、実燃料物質相当条件で得られている試験結果の傾向と一致することを確認した。今後、実験相関式による予測との差の原因について考察を深める。

参考文献

[1] 松場他, 2014 年秋の大会, I39　[2] 松場他, 2013 年秋の大会, H27　[3] 磯﨑他, 2014 年秋の大会, I38　[4] M. Saito et al., ANS Proc. Nat. Heat Transf. Conf. Vol.3, pp.173-183 (1988).　[5] K., Matsuba et al., Mech. Eng. Jour., Vol.3, No.3, pp. 15-00595_1-8 (2016).　[6] D. Magallon et at., Nucl. Technol., Vol.98, pp.79-90 (1992).

*Ken-ichi Matsuba[1], Mikio Isozaki[1], Jun-ichi Toyooka[1], Kenji Kamiyama[1], Vladimir A. Zuev[2] and Alexander A. Kolodeshnikov[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]National Nuclear Center of the Republic of Kazakhstan

ナトリウム冷却高速炉の炉心崩壊事故時における溶融炉心物質の再配置挙動に関する研究（4）試験条件が低水深プール中での融体の分散・堆積に与える影響

Studies on Relocation of Molten Core Materials in the Core Disruptive Accident of Sodium-cooled Fast Reactors
(4) Effects of Test Conditions on Dispersion and Sedimentation of Molten-metal in a Shallow Water Pool

*江村 優軌[1]，磯﨑 三喜男[1]，松場 賢一[1]，今泉 悠也[1]，神山 健司[1]
[1]日本原子力研究開発機構

ナトリウム冷却高速炉の炉心崩壊事故時における溶融炉心物質と冷却材の熱的相互作用及び炉内構造物への炉心物質の堆積挙動を解明するため、炉心入口プレナムを想定した低水深の水プール中に溶融した低融点合金を落下させる模擬試験を実施している。本件では、溶融物質の初期温度及び冷却材領域の容積等が試験結果に及ぼす影響について報告する。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，炉心崩壊事故，溶融炉心物質再配置，燃料－冷却材熱的相互作用，衝突噴流

1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉の炉心崩壊事故において、制御棒案内管等を通じて噴流状に流出した溶融炉心物質は、微細化途上で制御棒案内管の接続先である入口プレナム部の底板に衝突する可能性がある。そのため、炉内構造物の存在が溶融炉心物質の微細化等の再配置挙動に与える影響を調べることを目的[1]として、溶融炉心模擬物質として低融点合金の溶融物（融体）、模擬冷却材として水を用い、水プール中において噴流衝突が予想される距離[2]に底板（水平平板）を設置した体系（「低水深プール」と呼称）での試験を実施している。前報では、融体が噴流状態で底板に衝突した後、底板に沿って径方向へ分散する際に微細化し固化することを報告した[3]。本報では、融体の温度条件及び冷却材容積の制限が底板上における融体の径方向分散に与える影響について報告する。

2. 試験体系

前報と同様に、低融点合金（密度: 約 8×10^3 kg/m^3、融点: 約 78℃）の融体を低水深プール中にノズルを通じて自重で落下させ、底板上での融体分散を高速度ビデオカメラで撮影した。初期冷却材温度を 30℃、初期融体温度を 350℃または 500℃とした。この温度条件は、融体と冷却材との接触境界面に安定な蒸気膜が形成されない実機条件を模擬している。また、底板上部に容器を設置することで、冷却材領域の容積が制限される条件での試験も実施した（図 1）。

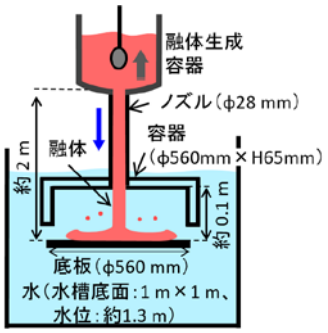


図 1 試験装置概要

3. 試験結果及び考察

各試験条件において、前報と同様、融体が噴流状態で底板に衝突した後に微細化したが、底板上での分散過程及び堆積形状に大きな差異が生じた。融体温度が高い場合（500℃）には、低い場合（350℃、図 2）と比べて融体と底板の衝突地点付近における蒸気泡の発生と収縮、及び径方向への融体分散が激しくなったことが試験映像から確認でき、微細化した融体の固化物は底板上に薄く堆積した（堆積量約半分、図 3）。この結果から、融体と底板の衝突地点付近における融体と水との熱的相互作用は、融体の径方向への分散を促進すると考えられる。一方で 350℃の温度条件で容器を設置した場合には、明確な蒸気泡の発生を確認できず、同温度条件で容器を設置しなかった場合と比べて融体が底板に衝突してから底板円周上に至るまでの分散速度が低下した（約 0.7 倍）。本試験の範囲では、容器の設置効果は冷却材容積の制限よりむしろ、蒸気泡の発達抑制として顕著に現れた。

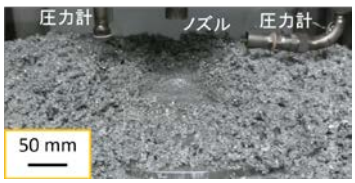


図 2 堆積形状（350℃、容器無し）

4. 結論

底板上における融体の径方向分散は、衝突地点近傍での熱的相互作用によって促進され、融体温度及び冷却材容積の制限のために設置した容器は、熱的相互作用に伴う蒸気泡の発達挙動に影響を与えることを把握した。



図 3 堆積形状（500℃、容器無し）

参考文献

[1] 神山ら, 2016 年秋の大会予稿集, 3H10, 日本原子力学会(2016)、[2] Matsuba et al., Nuclear Safety and Simulation, Vol.4,4(2013)、[3] 今泉ら, 2016 年秋の大会予稿集, 3H11, 日本原子力学会(2016)

*Yuki Emura[1], Mikio Isozaki[1], Ken-ichi Matsuba[1], Yuya Imaizumi[1], and Kenji Kamiyama[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

ナトリウム冷却高速炉の炉心崩壊事故時における溶融炉心物質の再配置挙動に関する研究 (5) MPS 法での自由表面判定法と噴流挙動

Studies on Relocation Behavior of Molten Core Materials in the Core Disruptive Accident of Sodium-cooled Fast Reactors
(5) A Behavior of a Heavy Metal Jet with Free Surface Condition of MPS Method

*此村　守[1]、神山　健司[2]
[1] 福井大学、[2] 日本原子力研究開発機構

A behavior of a heavy metal jet which ran into a water pool was analyzed with the Moving Particle Semi-implicit Method.　A pressure calculation without a free surface condition proved useful to suppress unrealistic cavity.

キーワード：粒子法、MPS 法、噴流、高密度流体、空隙、自由表面判定、圧力計算

1. 緒言

密度の大きな噴流を密度の小さなプール中に突入させた時の挙動を、粒子法[1]（Moving Particle Semi-implicit Method: MPS 法）を用いて解析すると、実験とは異なり、プール中に空隙の発生をみた[2]。本研究では、解析上この空隙の発生を抑止する方法を検討した。

2. 解析

2-1. 解析体系

解析体系を図 1 に示す。内径 28mm の直管が密度 979kg/m^3 の水プール中に浸漬されており、直管の中を密度 8689kg/m^3 の低融点合金が流れ、開口部から噴流となって水プール中に突入する。本解析での粒子径は 2mm である。

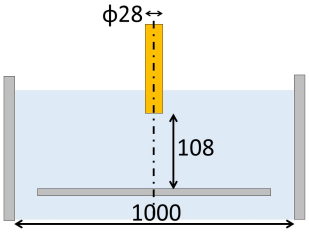


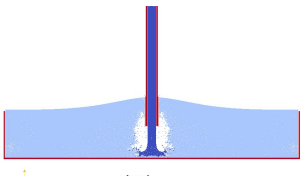
図 1

2-2. 解析コード及び解析条件

本解析で用いたソースコードは、越塚の著書[1]に添付されているサンプルプログラムをベースとし、これに粘性項と表面張力のモデルを付加した。

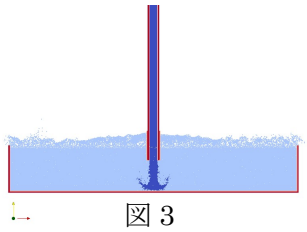
2-3. 解析結果

昨年度の解析[2]では、図 2 に示すように、突入開始後噴流の周りに大きな空隙が発生した。図の濃い青色が初速度 7m/s の低融点合金、薄い青色が水プール、赤色の部分は容器である。この条件では、本来、空隙は発生しない。この原因について検討を行い、モデルの改良を行って解析した結果を図 3 に示す。


図 2

2-4. 考察

本モデルにおいて、流体内部で空隙が発生する原因は、自由表面の判定方法にある[2]。流体内部で粒子間距離が広がり粒子数密度が低下すると、当該粒子は自由表面にあると判定され、圧力計算から除外される。この結果、その瞬間の初速度をもって自由落下粒子となる。本現象の時間スケールは 10msec オーダーであるため、一端自由落下粒子となると、観測時間中に元の噴流に合流することはない。そのため、見かけ上、空隙が発生したように見える。これを抑止するには、流体内部での圧力計算について、①昨年度のように小さな背圧をかける[2]、②陽解法終了時点で粒子数密度を評価し、これが自由表面と判定されない粒子数密度となる時間刻み幅を選択して陽解法を再計算する、③定めた領域内では自由液面判定を行わない、すなわち粒子数密度の如何にかかわらずこの領域では圧力計算を行うといった方法が考えられる。①は昨年の結果[2]である。②は自由表面と判定される粒子が発生しないようにするためには、時間刻み幅を 10^{-8}～10^{-10}sec と極端に小さくとる必要があり、計算時間の観点から実用的でない。③は体系依存となってしまい解析モデルの自由度は悪くなるが、10^{-5}sec 程度の時間刻み幅になるので実用的である。


図 3

3. 結論

自由表面を持った流体に噴流が突入する場合の挙動を MPS 法で解く場合、着目領域での自由表面判定条件を解除し、常に圧力計算を行う方法が、現象記述の上で必要であることを示した。

本研究を進めるにあたり、東京大学・越塚教授から有用なコメントをいただいたことに感謝いたします。
（本研究成果は日本原子力研究開発機構と福井大学附属国際原子力工学研究所との共同研究の結果である。）

参考文献

[1] 越塚誠一、「粒子法」、丸善出版（2007）
[2] 此村守、他、2016 年日本原子力学会「秋の大会」、3H12

*Mamoru Konomura[1]、Kenji Kamiyama[2]
[1]Univ. of Fukui、[2]JAEA

General Meeting

Thu. Sep 14, 2017 12:00 PM - 1:00 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room B
B12 - B1 Block

[2B_GM] 「海外情報連絡会」第57回全体会議

[2B_GM] General Meeting

General Meeting

[2B_GM] 「海外情報連絡会」第57回全体会議

Thu. Sep 14, 2017 12:00 PM - 1:00 PM Room B (B12 - B1 Block)

[2B_GM]General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network：International Nuclear Information Network

Thu. Sep 14, 2017 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room B B12 - B1 Block

[2B_PL] Current Energy Policy and Nuclear Energy in U.S.A.

Chair: Masahiro Hamamoto (Hitachi GE)

[2B_PL01] Current Energy Policy and Nuclear Energy in U.S.A.

*Ross Matzkin-Bridger[1,2] (1. Embassy of US, 2. US DOE, Japan Office)

2017年秋の大会

海外情報連絡会セッション
International Nuclear Information Network (ININ) Session
最近の米国エネルギー政策と原子力
Current Energy Policy and Nuclear Energy in U.S.A.

Current Energy Policy in the United States and Nuclear Power

*Ross Matzkin-Bridger
Director, Department of Energy Japan Office
Energy Attaché, US Embassy Tokyo

The United States employs an all-of-the-above energy strategy that places importance on diversifying energy sources while prioritizing continuous innovation. This includes important roles for fossil fuels such as natural gas, oil, and coal; nuclear, and; renewables such as wind, solar and hydroelectric power. The key drivers for US energy strategy are the country's economic, security, and environmental goals, as well as a commitment to the prosperity and stability of our allies. Nuclear power will play a significant role in the future of energy, with the United States committed to leading in three main areas: innovation for next generation reactors that are on the cutting-edge of safety and cost effectiveness; maintenance and safe operation of the current generation of reactors; and responsible, efficient decommissioning of legacy reactors.

Robust and reliable energy supply is vital for the security and stability of the United States, as well as our allies. Over the last ten years, the United States has gone through a great energy transformation on several fronts. First, we have significantly increased the domestic production of oil and natural gas. These resources will continue to be important for energy security domestically as well as abroad. US natural gas in particular has been the largest source of domestic electric capacity additions over the last 15 years, having a significant impact on boosting the US economy and reducing carbon emissions. US gas is now being exported, where it can be an important component of the energy mix of many countries around the globe. Second, electric capacity from renewable energy sources has also increased significantly over the last 10 years, with similarly positive results for the economy and curbing emissions. The United States has always been an epicenter of innovation, and that will continue into the future. A key question to consider is what form that innovation will take in the energy sector moving forward.

The United States currently has 99 operating nuclear power reactors, making up just under 20% of the country's electricity generation. This makes nuclear the largest and most reliable zero-emission power source in the United States. While the high capital costs of building new nuclear power reactors is seen as a challenge to new construction, a number of companies across the country, including new startups, are working on innovative reactor designs and concepts that have the potential to be game-changers in the market. We have seen a particularly high level of excitement around the idea of small modular reactors (SMRs). As the private sector has taken the lead on developing SMRs, the government is playing a supporting role to ensure that smart, safe and cost effective technologies have a viable path into the market. Over the next year, the United States Department of Energy (DOE) plans to issue significant funding to support the development of SMR technologies. This includes funding to develop manufacturing

techniques, address regulatory issues, develop instrumentation and control systems, and other areas of need.

While the next generation of nuclear reactors continues to develop, the United States is also committed to continuing the safe and reliable operation of our current fleet of light water nuclear reactors. Many US reactors have already received 20 year extensions to their initial 40 year operation licenses, and there is an emerging technical basis for safe extensions for an additional 20 year period (total 80 years). DOE will continue to support research and development pathways for these extensions, including in the areas of materials aging and degradation, advanced instrumentation, and advanced fuels.

Finally, the United States places high importance and heavy emphasis on the efficient and cost effective decommissioning of nuclear reactors that have reached the end of their lifetime. 10 US commercial power reactors have been safely and completely decommissioned, with an additional 18 reactors currently in progress. This gives the United States more experience in decommissioning than any other country in the world, and has allowed the private sector to hone their competences and make impressive advances in efficiency and cost-effectiveness. The efficiency of decommissioning is vitally important because it greatly impacts life cycle costs and public perceptions of nuclear power.

The United States will continue to pursue an energy strategy with an eye on the future, considering economic, security, and environmental goals. Nuclear power will be an important component of the energy mix for many years to come, and there are exciting prospects for breakthrough innovation. The United States is excited to share our experience and enthusiasm with partners around the world.

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：306-1 Nuclear Safety Engineering, Nuclear Installation Safety, PSA

Thu. Sep 14, 2017 2:45 PM - 3:45 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 5:45 AM - 6:45 AM UTC | Room B B12 - B1 Block

[2B10-13] Safety Assessment for Fast Reactors 2

Chair:Mamoru Konomura (Univ. of Fukui)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[2B10] Study on In-Vessel Retention (IVR) of Unprotected Accident for Fast Reactor
(9)Uncertainty in Assessments of Initiating Phase in ULOF

*Kenichi Kawada[1], Shinya Ishida[1] (1. JAEA)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[2B11] Study on In-Vessel retention (IVR) of Unprotected Accident for Fast Reactor
(10)Evaluation of discharge amount of core fuel for Transition Phase in ULOF

*Hirotaka Tagami[1], Yoshiharu Tobita[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[2B12] Study on In-Vessel Retention (IVR) of Unprotected Accident for Fast Reactor
(11)Best Estimate and Uncertainty Assessment of PAMR/PAHR Phase in ULOF

*Joji Sogabe[1], Yusaku Wada[1], Tohru Suzuki[1,2], Yoshiharu Tobita[1] (1. JAEA, 2. Tokyo City Univ.)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[2B13] Study on In-Vessel Retention (IVR) of Unprotected Accident for Fast Reactor
(12)Criticality Assessment of PAMR Phase in ULOF

*Shinya Ishida[1], Yoshiharu Tobita[1] (1. JAEA)

高速炉の炉停止失敗事象における炉容器内終息（IVR）に関する検討
(9) ULOF 起因過程の不確実さ評価

Study on In-Vessel Retention (IVR) of Unprotected Accident for Fast Reactor

(9) Uncertainty in Assessments of Initiating Phase in ULOF

*川田 賢一[1]，石田 真也[1]

[1] 日本原子力研究開発機構

高速炉の代表的な炉停止失敗事象である冷却材流量喪失時炉停止失敗事象（ULOF: Unprotected Loss of Flow）の起因過程において、SAS4A コードを使用し、最新の知見を反映した最確条件及び不確実さを想定した条件で評価した。

キーワード：高速炉，重大事故，ATWS，ULOF，起因過程，SAS4A コード

1. 緒言　ULOF 起因過程の事象推移評価については、最新の知見を評価条件に反映し、最新の評価手法を用いることにより、最確評価を実施した[1]。本研究では、起因過程の不確かさ評価を行うにあたり、不確かさ評価の項目の摘出、不確かさ幅を整理した上で、安全解析コード SAS4A によって評価した。

2. 起因過程の不確実さ評価

2-1. 評価条件　不確かさ評価の条件については、表 1 に示した項目について、それぞれに不確かさ幅を設定した。核データについてはデータの誤差評価に基づく幅、物理メカニズムに関わる項目については十分に保守的といった観点で幅を設定した。

2-2. 評価手法　解析コードは、CABRI 試験データで検証された物理モデルを有する SAS4A コード[2]を使用した。

2-3. 評価結果　燃料分散挙動の不確かさを考慮したケースの反応度、出力の時間推移を図 1 に示す。FP ガスの保持量を 50%減じることにより、燃料分散挙動の不確かさを考慮した。照射燃料の中の FP ガスは燃料破損後の燃料分散の駆動力として機能し、減じると燃料分散による負の反応度効果を弱くし、結果を厳しい方向に導く可能性があるが、起因過程でのエネルギ発生には至らなかった。他の不確かさ幅を想定したケースでも、起因過程でのエネルギ発生には至らない事を確認した。

表 1　不確かさに関する検討項目

・核データ（統計的な不確かさ）に関わる事項
ボイド反応度
ドップラ反応度
・物理的メカニズムに関わる事項
燃料軸伸び反応度
被覆管強度
燃料分散挙動
UAB侵入距離
スタブモーション

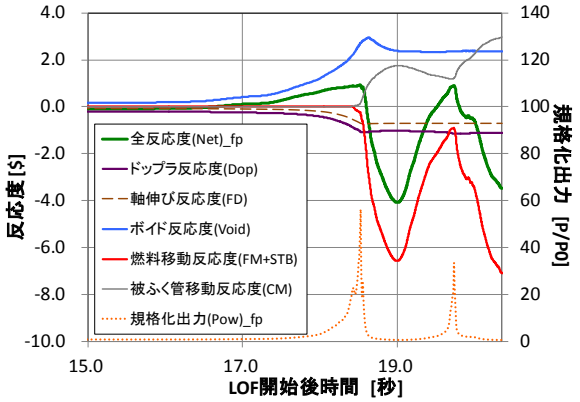


図 1　反応度と出力（燃料分散挙動の不確かさを考慮したケース）

3. 結論　不確かさ評価のための項目を抽出し、不確かさ幅を設定した。それらの条件を解析条件に反映し、SAS4A コードで評価した。ULOF 起因過程の不確かさ幅を想定した条件においてもエネルギ発生はなく、最確ケースと同程度の緩慢な事象推移となる見通しを得た。

謝辞　本研究の実施にあたり、ご協力を頂きました、(株)NESI 高橋一彦氏に深く深謝いたします。

参考文献　[1] 川田 他，高速炉の炉停止失敗事象における炉容器内終息（IVR）に関する検討 (2) ULOF 起因過程における評価，日本原子力学会 2016 年春の年会、[2] 石田 他，高速炉の炉停止失敗事象における炉容器内終息（IVR）に関する検討 (3) ULOF 起因過程における評価手法の妥当性，日本原子力学会 2016 年春の年会

---

*Ken-ichi Kawada[1] and Shinya Ishida[1]

[1] Japan Atomic Energy Agency

高速炉の炉停止失敗事象における炉容器内終息（IVR）に関する検討 （10）ULOF 遷移過程における炉心燃料流出量の評価

Study on In-Vessel retention (IVR) of Unprotected Accident for Fast Reactor
(10) Evaluation of discharge amount of core fuel for Transition Phase in ULOF

*田上 浩孝[1]，飛田 吉春[1]
[1]日本原子力研究開発機構

高速炉の代表的な炉停止失敗事象である流量喪失時炉停止失敗事象（ULOF: Unprotected Loss Of Flow）の遷移過程では、炉心からの燃料流出量の評価を通じて後続過程である再配置・冷却過程の初期状態を定義する必要がある。本稿では燃料流出に対する不確かさを検討し、評価した結果について報告する。

キーワード： 高速炉，ATWS，ULOF，遷移過程，SIMMER コード

1. 緒言 これまでに実施してきたナトリウム冷却高速炉(SFR)の炉心損傷事故の事象推移評価のうち、ULOF による炉心損傷事故における遷移過程解析について報告する。遷移過程解析の主な評価対象は、①バウンダリ破損に至るような機械的エネルギー発生の可能性と②遷移過程終了時の炉心物質の炉容器内の配置状況である。ここでは②について不確かさを検討し、残留量及び流出量の幅を明らかとした。

2. 解析手法 解析には系統的な検証研究が続けられてきた3次元安全解析コードSIMMER-IV[1]を用いる。遷移過程解析の初期条件は SAS4A コードによる起因過程解析の結果を引き継いで実施する。

3. 燃料流出に対する不確かさ 炉心からの燃料流出量に影響を与える支配因子として、流出経路の形成、流出開始時点での炉心燃料平均温度と炉心圧力が考えられる。炉心残留量と流出量の不確かさ幅を評価するために、支配因子の不確かさを考慮する。支配因子に直接関与する現象を抽出し（表 1)、既存の CABRI 及び EAGLE 試験による知見や影響度の調査解析により、現象の不確かさの範囲を定めた。

表 1: 選択した現象と果たす効果

現象	効果
炉心上部の閉塞形成	炉心上部の固化閉塞による炉心物質の流出の抑制
被覆管破損	破損に必要な燃料からの熱移行量と破損後のスティールの流動性
炉心融体から構造材への熱移行	制御棒案内管(CRGT)破損時刻に影響
UAB 落下	炉心燃料の希釈

4. 結果・考察 現象の不確かさを考慮した解析を行った結果の一部を以下に記す。被覆管破損に燃料から多くの熱移行を要する場合には破損して生じるスティールの流動性が高く、その再固化時には下部軸ブランケットで強固な閉塞を形成し、炉心圧力を増加させて燃料流出量が増加する。加えて、外側炉心の未破損燃料の溶融が遅れるために、径ブランケット領域への流出量が減少する。炉心融体から構造材への熱移行が小さい場合、CRGT 破損が遅れて燃料の流動性が増加し、低圧プレナムへの流出量が増える。なお、遷移過程の事象進展には初期状態である起因過程の終状態にも強く依存すると考えられるため、初期条件に対する感度解析も実施し、その影響を評価する必要がある。

5. 結論 燃料流出に対する不確かさを考慮した結果、炉心残留燃料の最大値は初期インベントリの 7 割、最小値は 4 割であった。炉心からの流出場所は主に低圧プレナムであり、その量は最大で 3 割であった。

謝辞：**本研究の**実施にご協力いただいた、株式会社 NESI の菅谷正昭氏に感謝いたします。

［参考文献］ [1] Y. Tobita, et al., Nuclear Technology, Vol. 153, No. 3, pp. 245-255 (March 2006).

* Hirotaka Tagami, Yoshiharu Tobita[1]
[1] Japan Atomic Energy Agency

高速炉の炉停止失敗事象における炉容器内終息（IVR）に関する検討
(11) ULOF 再配置／冷却過程における最確及び不確かさ評価

Study on In-Vessel Retention (IVR) of Unprotected Accident for Fast Reactor

(11) Best Estimate and Uncertainty Assessment of PAMR/PAHR Phase in ULOF

*曽我部 丞司[1]，和田 雄作[1]，鈴木 徹[1,2]，飛田 吉春[1]

[1]日本原子力研究開発機，[2]東京都市大学

高速炉の代表的な炉停止失敗事象である冷却材流量喪失時炉停止失敗事象（ULOF: Unprotected Loss of Flow）の再配置／冷却過程における事象推移を評価・検討した。原子炉容器内終息（IVR）成立の見通しを得るために実施した、低圧プレナム（LPP: Low Pressure Plenum）流出燃料及び炉心残留燃料の安定冷却性に関する最確及び不確かさ評価について報告する。

キーワード：高速炉，重大事故，異常な過渡における炉停止失敗事象（ATWS），再配置／冷却過程（PAMR/PAHR），原子炉容器内終息（IVR）

1. 緒言 ULOF において IVR 成立を熱的に示すためには、損傷炉心が深い未臨界状態となった後の再配置／冷却過程で、再配置された損傷炉心物質がそれぞれの場所で長期にわたり安定保持されることを評価する必要がある。本報では、頻度が大きく IVR の観点からチャレンジングとなる、炉心から制御棒案内管を通って LPP へ流出した炉心物質と炉心部に残留した物質を対象として最確及び不確かさ評価を実施する。

2. 炉心残留物質の安定保持に関する評価 遷移過程において溶融燃料が LPP へ流出することにより深い未臨界状態となった炉心は、崩壊熱によって周囲のブランケット燃料や構造材を取り込みながら炉心プールを形成する。図 1 に炉心領域周辺の熱伝達機構を示す。重要な評価項目は、再配置燃料（LPP 移行炉心物質含む）の主要な冷却パスである径方向ブランケット（RB）第 2 層内の流路が、炉心残留物質からの熱を受けても健全性を維持することである。多相多成分の多次元熱流動をモデル化した SIMMER-III コード[1] 等を用いて炉心残留物質の安定冷却と RB 第 2 層ラッパ管（燃料集合体管壁）の構造健全性を評価する。非常用電源は利用可能で補助冷却系及びポニーモータは正常起動するものとし、RB 入口ノズル部の冷却材温度は LPP 移行炉心物質との熱交換を考慮する。図 2 にラッパ管のクリープ損傷和を示す。遷移過程の評価結果では、炉心残留量の上限は炉心燃料の初期インベントリに対する割合で 70%であった。不確かさの上限に余裕を持たせて炉心残留量 80%で評価しても、RB 第 2 層は内部流路の健全性を維持し、炉心残留物質は安定保持される結果を得た。

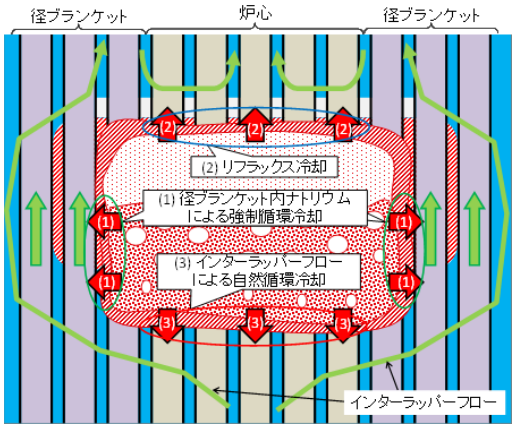


図 1 炉心領域周辺の熱伝達機構

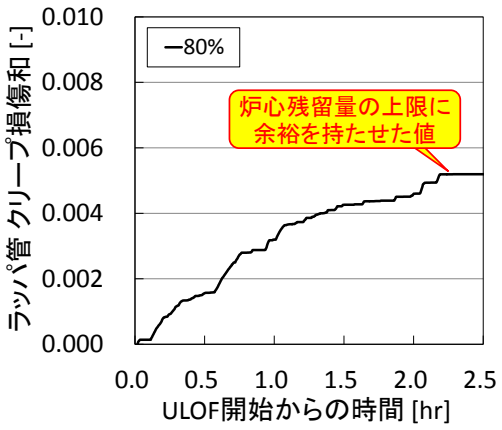


図 2 ラッパ管のクリープ損傷和

3. 低圧プレナム移行炉心物質の安定保持に関する評価 RB 第 2 層が流路の健全性を維持する条件で、LPP 移行炉心物質の安定保持に関する評価を実施した。遷移過程の評価結果では、LPP 移行炉心物質量の上限は炉心燃料の初期インベントリに対する割合で 30%であった。不確かさの上限（30%）においても LPP 移行炉心物質は安定保持される結果を得た。

4. 結論 原子炉容器は熱的に損傷することなく、高い確度で IVR が成立する見通しを得た。

謝辞 本研究の実施にご協力いただいた、株式会社 NESI の菅谷正昭氏に感謝いたします。

参考文献 [1] Y. Tobita, et al., Nuclear Technology, Vol. 153, No. 3, pp. 245-255 (2006).

* Joji Sogabe[1], Yusaku Wada[1], Tohru Suzuki[1,2] and Yoshiharu Tobita[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Tokyo City Univ.

高速炉の炉停止失敗事象における炉容器内終息（IVR）に関する研究
（12）ULOF 炉心物質再配置過程の臨界性評価

Study on In-Vessel Retention (IVR) of Unprotected Accident for Fast Reactor
(12) Criticality Assessment of PAMR Phase in ULOF

*石田 真也[1]，飛田 吉春[1]
[1]原子力機構

高速炉の代表的な炉停止失敗事象である冷却材喪失時炉停止失敗事象（ULOF: Unprotected Loss Of Flow）の炉心物質再配置過程（PAMR: Post-Accident-Material-Relocation）では、再配置した炉心物質の臨界性が原子炉容器内終息（IVR: In-Vessel Retention）成立の見通しを得る上で重要であるため、PAMR における臨界性についての評価を行った。

キーワード：高速炉，流量喪失時炉停止機能喪失，炉心物質再配置過程，異常な過渡時の炉停止失敗，原子炉容器内終息

1. 緒言　ULOF の IVR 成立に向けた代表的なシナリオは、損傷炉心領域から制御棒案内管（CRGT: Control-Rod Guide Tube）を通して溶融燃料が低圧プレナム（LPP: Low Pressure Plenum）領域へ移行し、核的な活性度が低下して損傷炉心は深い未臨界状態となると共に、LPP 領域へ流出した炉心物質は LPP 領域内で冷却され、事象が収束するというものである。このとき、LPP 領域へ流出した炉心物質の臨界性は、発熱源として LPP 領域での冷却性に影響するだけでなく構造への機械的な負荷となり得る。そこで、本研究では LPP 領域へ流出した炉心物質の臨界性について評価を行った。

2. 解析条件　解析手法としては MARBLE コードシステムを用いて、SLAROM-UF コードによる実効マクロ断面積の作成と PARTISN コードによる二次元 Sn 輸送計算により臨界性の評価を行った。LPP 領域に移行した炉心燃料を円筒体系で模擬し、LPP 領域内に堆積した炉心燃料の広がり（円筒体系の半径）と、LPP 領域への炉心物質の移行量をパラメータとした。

3. 解析結果・考察　遷移過程解析結果より、標準的な条件では LPP 領域への移行量は 20%程度となっている[1]。移行量を 20%とした場合は、堆積半径が 50cm 程度で k_{eff} は 1.0 を下回った。また、不確かさを考慮して移行量を増加させた場合も、堆積半径が外側炉心程度に到達すれば k_{eff} は 1.0 を超えることはなかった。LPP 領域への炉心物質の流出を模擬した実験では、底板に到達した模擬物質は底板に沿って分散してから固化することが確認されている[2]。よって、LPP 領域への移行量について不確かさを考慮した場合でも LPP 領域の臨界性は十分に低いと考えられる。

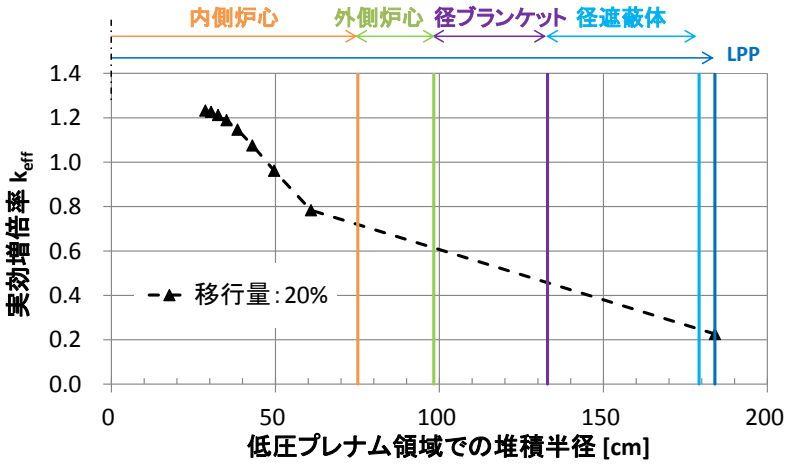


図 1　低圧プレナム領域における臨界性評価結果

4. 結論　PAMR の LPP 領域での臨界性は十分低いことが確認できた。

謝辞　本研究の実施にご協力いただいた、株式会社 NESI の水野正弘氏に感謝いたします。

参考文献

[1] 曽我部他，日本機械学会論文集 Vol.83
[2] Imaizumi et al, ICAPP 2017

*Shinya Ishida[1] and Yoshiharu Tobita[1]
[1]JAEA

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：306-1 Nuclear Safety Engineering, Nuclear Installation Safety, PSA

Thu. Sep 14, 2017 3:45 PM - 4:30 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 6:45 AM - 7:30 AM UTC | Room B B12 - B1 Block

[2B14-16] Safety Measures for Sodium Facilities

Chair:Kenichi Matsuba (JAEA)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[2B14] Dismantling technology for large-scale sodium components used for a long time
(1)Behavior of impurity adhesion to sodium equipment

*Kazuhito SHIMOYAMA[1], Masato HAYAKAWA[1], Shigeaki SUZUKI[2], Hiroyuki MIYAKOSHI[1], Kuniaki ARA[1] (1. JAEA, 2. Ascend)

4:00 PM - 4:15 PM JST | 7:00 AM - 7:15 AM UTC

[2B15] Dismantling technology for large-scale sodium components used for a long time
(2)Adhesion behavior of sodium vapor in cover gas region

*Shigeaki SUZUKI[1], Masato HAYAKAWA[2], Kazuhito SHIMOYAMA[2], Ryota UMEDA[2], Eiichi YOSHIDA[2], Hiroyuki MIYAKOSHI[2] (1. Ascend, 2. JAEA)

4:15 PM - 4:30 PM JST | 7:15 AM - 7:30 AM UTC

[2B16] Dismantling technology for large-scale sodium components used for a long time
(3)Burning control for component with sodium deposits during air plasma cutting

*Masato HAYAKAWA[1], Shigeaki SUZUKI[2], Kazuhito SHIMOYAMA[1], Ryota UMEDA[1], Eiichi YOSHIDA[1], Hiroyuki MIYAKOSHI[1] (1. JAEA, 2. Ascend)

長期使用大型ナトリウム機器の解体技術
（1）ナトリウム機器への不純物付着挙動

Dismantling technology for large-scale sodium components used for a long time
(1) Behavior of impurity adhesion to sodium equipment

*下山　一仁[1]，早川　雅人[1]，鈴木　重哲[2]，宮越　博幸[1]，荒　邦章[1]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]アセンド

長期間ナトリウム環境で使用されてきたナトリウム施設の解体検査を実施している。使用開始から数十年に亘ってナトリウム環境に晒されてきた各機器は、運転履歴に応じてナトリウム純度変化や不純物付着挙動の変化が予想される。本報では、ナトリウム環境で使用してきた機器の内面に付着する不純物挙動について報告する。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，解体技術，腐食挙動，不純物析出，プラント運転履歴

1. 緒言

長期間ナトリウム（Na）環境で使用してきた Na 機器の解体検査を実施しており、Na 機器に固有の構造設計等の妥当性を検証するとともに、Na 化合物等の付着挙動や構造材料への腐食影響等の情報を取得している。本報告ではプラント運転中の Na 純度管理が異なる 2 基の 100m^3 級大型 Na タンク解体を通して、長期間 Na 環境に晒されたタンク内面への Na 化合物付着挙動と Na 純度の関係について、プラント運転履歴から検討を加えた結果について報告する。

2. 対象タンク

解体対象タンクは「もんじゅ」燃料交換機フルモックアップ試験装置（SPINTA）及び 50MW 蒸気発生器試験施設 2 次系（50SG-02）に使用されたダンプタンクで、何れも 40,000 時間前後の運転履歴を持つ（表 1）。両装置とも試験運転中は保有 Na のほとんどを系統に充填して使用することからタンク内の Na 純度は系統とほぼ同等である。SPINTA の Na プラグ温度約 150℃は酸素濃度換算 2.8ppm で、50SG-02 の 0.7ppm に比べ 4 倍程度大きい。

表1　100m^{3}級大型Naタンク主要仕様

タンクNo.	SPINTA	50SG-02
使用期間	1975年3月～1989年12月	1974年6月～1986年12月
運転時間	約46,280時間	約39,258時間
タンク形状	横置円筒型	横置円筒型
タンク寸法	内径3.9m、全長8.5m、板厚18mm	内径3.45m、全長7.98m、板厚29mm
幾何容積	95m^3	69m^3
系統プラグ温度	約150℃	約110℃
タンク運転温度	200℃	200℃

3. 解体手法と構造健全性

何れのタンクも内部残留 Na を抜取り、大型タンク特有の Na 燃焼防止対策を施して空気プラズマ切断機による解体手法を採用した。解体・検査を繰り返しながら内部を目視観察するとともに、溶接部については液体浸透探傷検査を実施した。また、材料腐食が懸念される部位は各種材料検査に備えてサンプル試料を採取した。



図1　50SG-02タンクの残Na痕跡

4. タンク内部へのナトリウム不純物付着挙動

タンク解体後、底部に残留する Na を削り取った痕跡は、2 基のタンクで様相に差異が認められた。一方のタンク（50SG-02）の残留 Na の様相は特殊ノズルを用いて可能な限り抜き取った残留 Na 液位とほぼ一致することが確認された（図 1）。もう一方のタンク（SPINTA）でも底部に残留する同様の Na を確認したが、それに加えて弧長で 1m 以上せり上がる様相も観察された（図 2）。この部位の Na は非常に薄い層になっており、回収した Na 量と表面積から平均厚さは 2mm 程度であった。

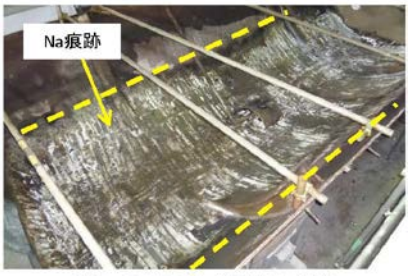


図2　SPINTAタンクの残Na痕跡

2 基の Na タンクの様相を考察すると、Na 純度の悪いタンク（SPINTA）は、タンク内壁のミクロな機械加工傷などが核となってコールドトラップメッシュのように不純物を析出させることがある。一旦生成された析出核は Na 温度と純度に応じて運転期間中に成長し続け、析出領域が拡大し、その領域に Na が付着残留したものが図 2 の Na 痕跡と推定している。

5. 結論

本解体を通してタンク内部に残留する Na の付着挙動には、プラント運転中の Na 純度が大きく影響することが分かった。大型 Na 機器の解体においては残留 Na を極力低減させることが重要であり、プラント運転終了の際にはこれら付着不純物の除去に有効な高温純化運転を実施することを提案する。

* Kazuhito Shimoyama[1], Masato Hayakawa[1], Shigeaki Suzuki[2], Hiroyuki Miyakoshi[1], Kuniaki Ara[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency , [2]Ascend Co.,Ltd.

長期使用大型ナトリウム機器の解体技術
（2）カバーガス領域におけるナトリウム付着挙動

Dismantling technology for large-scale sodium components used for a long time
(2) Adhesion behavior of sodium vapor in cover gas region

*鈴木　重哲[2]，早川　雅人[1]，下山　一仁[1]，梅田　良太[1]，吉田　英一[1]，宮越　博幸[1]
[1]日本原子力研究開発機構,[2]アセンド

ナトリウム機器の解体に当たっては、機器内面に付着・残留するナトリウム（Na）を適切に把握することが重要である。特に、カバーガス領域に付着する Na とその化合物の付着挙動は、溶断工法を用いた機器解体において Na 燃焼等の安全対策に影響するため、状態の把握が求められる。本件では、長期間使用された大型の Na タンク内面より採取した付着物から付着量等について調査し、付着挙動と運転履歴との関係について検討した結果を報告する。

キーワード：ナトリウム，高速炉，解体技術，Na 蒸着、運転履歴，カバーガス

1. 緒言

大型 Na タンク解体にて得られたカバーガス領域の Na 付着物状況及び回収した Na サンプリングの分析結果をもとに、Na 付着量と Na タンクにおける運転履歴との関係について検討し、機器解体を安全に実施するための有用な知見を提案する。

2. 解体タンクのカバーガス部付着 Na 量

解体した大型 Na タンクは、「もんじゅ」燃料交換機フルモックアップ試験装置（SPINTA）及び 50MW 蒸気発生器試験施設（50SG-02）に使用された運転時間約 40,000 時間、運転温度 200℃、タンク容量 100m³ 級横置き円筒型の大型 Na タンクである。タンクカバーガス領域に付着した Na は、液滴への変化、滴の凝集と滴下が繰り返され生成されたと思われる Na 粒状で付着しており、褐色のプラズマ切断粉に覆われた状態であった（図 1）。Na 付着量はサンプリングした試料から化学分析により定量化し、単位面積をもとに Na 付着率として算出した。Na 付着率はサンプリング数に応じて平均化した値である。

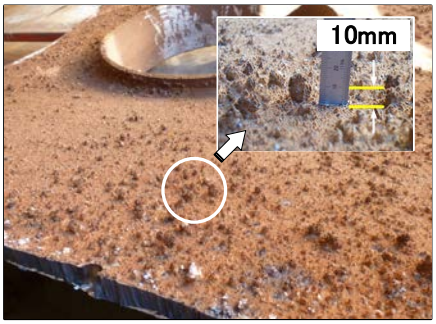


図1 SPINTA解体時のNa付着状態

- SPINTA　　：Na 付着率約 1.5×10^{-2}g/cm²
- 50SG-02　　：Na 付着率約 1.1×10^{-2}g/cm²

3. 考察

今回得られた Na 付着率は、吉田らにより推奨されているカバーガス領域における 1.4×10^{-2}g/cm²[1]と同程度の結果となった。この付着率は、各タンクの運転時間（SPINTA：約 46,000 時間、50SG-02：約 40,000 時間）に依存する傾向が認められた。そこで、過去の林らの実験における低温域（Na 温度 150℃~200℃）Na 付着速度（2.2×10^{-11}~9.9×10^{-11}g/cm²/s）[2]をもとに、運転時間と Na 付着率との関係を整理すると、林らの実験におけるばらつきの上限に近いことが確認された（図 2）。また、吉田らによるカバーガス領域への Na 付着率（1.4×10^{-2}g/cm²）は、林らの実験による上限値の運転時間約 40,000 時間に相当する値であることから、Na 付着量を予測評価するためには、運転時間や Na 温度等を考慮する必要があると考える。

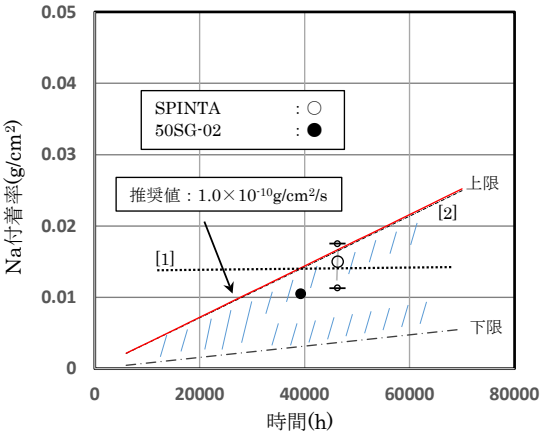


図2 運転時間と単位面積当たりの予想付着量

4. 結論

本件で評価した低温域（150℃～200℃）におけるカバーガス領域に付着する Na 及び Na 化合物の付着速度は、試験装置の運転温度及び機器の構造等を考慮し、保守的に 1.0×10^{-10}g/cm²/s を推奨する。Na 機器の解体に当たっては、運転履歴を考慮した Na 付着量の予測評価を行い、Na 燃焼に係る安全対策及び安全管理の信頼度を高めることが可能と考えられる。

参考文献

[1] 吉田他,JAEA-Technology　2012-033（2012）、[2] 林他,PNC　TN941　85-121（1985）

*Shigeaki Suzuki[2], Masato Hayakawa[1], Kazuhito Shimoyama[1], Ryota Umeda[1], Eiichi Yoshida[1], Hiroyuki Miyakoshi[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency [2]Ascend Co.,Ltd.

長期使用大型ナトリウム機器の解体技術
（3）空気プラズマ切断時におけるナトリウム付着機器の燃焼抑制効果

Dismantling technology for large-scale sodium components used for a long time

(3) Burning control for component with sodium deposits during air plasma cutting

*早川 雅人[1]，鈴木 重哲[2]，下山 一仁[1]，梅田 良太[1]，吉田 英一，宮越 博幸[1]

[1]日本原子力研究開発機構，[2]アセンド

初期の研究目的を達成したナトリウム（Na）タンクを安全に解体するには、タンク内に残留する Na を可能な限り低減させること及び内部のナトリウムの燃焼を抑制させることが課題であり、本報では、特殊ノズルを用いて実施した Na の抜取及び空気プラズマ切断時の燃焼抑制効果について報告する。

キーワード：ナトリウム，高速炉，プラズマジェット

1. 緒言

過去に 100m³ 級の大型 Na タンクの解体事例は殆どなく、安全な解体技術が求められている。これまで Na タンク解体時の燃焼抑制対策として、乾燥砂や Na 消火剤の散布及びオイルによる Na 面をカバーする方法などが実施されてきたが、大型になるとそれらの対策設備が大がかりになり、解体コストの増大や解体施工性も難易さを増す。また、大型 Na タンクは 18～34 ㎜の厚肉ステンレス鋼板であることから、安価で短期間に行う解体手法として空気プラズマ切断法が適しているが、作業中における空気との接触や切断時に発生する溶断スラグの蓄熱により、タンク底部に残留する Na が燃焼する恐れがある。本報では、タンク底部に残留する Na を低減させ、空気プラズマ切断時の燃焼抑制効果を施した結果について報告する。

2. タンク底部に残留する Na の低減

今回対象となる大型 Na タンク(50MWSG-02, SPINTA)になると、製作時の充填/ドレン用ノズルから抜取りを行っても数百 kg～1ton 程度の Na が残留することになる。新たに製作する抜取ノズルは抜取時のカバーガス層域の温度低下及びタンク底部に存在する不純物による抜取ノズルの閉塞も考慮し、先端に末広がりの溝加工を施し、不純物除去用の金網を取り付けたヒータ内挿型の構造とした。この特殊ノズルをタンク底部から 5 ㎜以下の高さ位置になるよう挿入し、残留 Na の抜き取りを行った。この結果、タンク内の Na 残量を約 10～30kg まで低減させることができた。

3. 空気プラズマ切断時の燃焼抑制

空気プラズマ切断法は、タンク壁の切断時に溶断スラグ（切断粉）が発生し、作動ガスの空気とともにタンク内へ投入される。これにより、切断中はタンク内の酸素濃度が上昇し、溶断スラグがタンク底部の同一箇所に集積すると、Na が燃焼する恐れがある。このため、切断線はシールを施し、不活性ガスを連続供給することによって、Na 表面近傍の酸素濃度をできるだけ低くした。また、溶断スラグが同一場所へ集中落下することによる蓄熱を防止するため、タンクの切断位置を千鳥状に変化することや切断長さを制限するように行った。

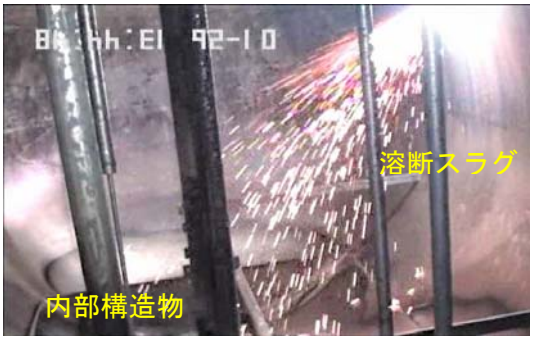


図１空気プラズマ切断時のタンク内部の様子

空気プラズマ切断中におけるタンク内の観察例を図１に示す。溶断スラグは切断位置から放射状に飛散している様子が観察されたが、底部の残留 Na が着火・燃焼することはなかった。これは、溶断スラグの落下位置を分散させることで局所的な熱蓄積が抑えられたものと思われる。また、溶断スラグは内壁及び底部に残留した Na 表面の全域を徐々に覆い、Na 消火剤と同様な窒息効果をもたらしたものと考えられる。タンク開放後、底部に蓄積された溶断スラグの分布を確認すると、ほぼ全域に数㎜程度の堆積が確認された。

4. 結論

タンク内に特殊ノズルを挿入し Na を抜取ることで、解体前にタンク底部に残留する Na を大幅に低減することができた。また、切断箇所を千鳥状に移動しながら行うことで、切断時に発生する溶断スラグがタンク全体へ分散・堆積され、燃焼抑制の効果が確認された。

*Masato Hayakawa[1], Shigeaki Suzuki[2], Kazuhito Shimoyama [1], Ryota Umeda[1], Eiichi Yoshida[1] and Hiroyuki Miyakoshi[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Ascend Co.,Ltd.

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：305-1 Design and Manufacturing of Reactor Components and Transportation Vessel/Storage Facility

Thu. Sep 14, 2017 4:30 PM - 5:00 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 7:30 AM - 8:00 AM UTC | Room B B12 - B1 Block

[2B17-18] Design of Reactor Equipment

Chair:Takeshi Sonoda (CRIEPI)

4:30 PM - 4:45 PM JST | 7:30 AM - 7:45 AM UTC

[2B17] Structural Integrity Assessment of the Advanced Reactor Internals under Flow-Induced Loads for the Further Enhancement of Safety of a PWR Plant

*Hirokazu Sugiura[1], Shigeyuki Watanabe[1], Akihisa Iwasaki[1], Hideyuki Morita[1], Koji Maeta[1], Keisuke Matsuyama[1], Daisuke Kanamori[2] (1. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 2. Kansai Electric Power co., Inc.)

4:45 PM - 5:00 PM JST | 7:45 AM - 8:00 AM UTC

[2B18] Development of cross fin heat exchanger for nuclear power plant

*Hisaharu Sakae[1] (1. IHI)

安全対策高度化技術開発　高度化炉心の流動振動に対する構造健全性評価

Structural Integrity Assessment of the Advanced Reactor Internals under Flow-Induced Loads for the Further Enhancement of Safety of a PWR Plant

*杉浦 寛和[1]，渡邊 茂行[1]，岩崎 晃久[1]，森田 英之[1]，前田 耕治[1]，松山 敬介[1]，金森 大輔[2]
[1]三菱重工株式会社，[2]関西電力株式会社

Abstract

For the further enhancement of safety of a PWR plant, new type reactor internals in which a large number of the Rod Cluster Control Assembly can be installed were developed. To verify the structural integrity of the advanced reactor internals under flow-induced loads, scale-model testing and analyses were performed.

Keywords: Nuclear Power Plant, Reactor Internals, Structural Integrity, Flow-Induced Vibration

1. 緒言

東日本大震災の教訓を基に、発電用原子炉施設の安全性をさらに高度なものとするために技術検討及び開発が実施されている。既設の加圧水型軽水炉では、制御棒と冷却材中のホウ素濃度により炉心の反応度が制御されており、緊急時に未臨界性を維持しながら低温状態に移行するには継続的なホウ素添加が必要となっている。そこで、原子炉の冷態停止能力の強化と多様化を図るために、制御棒のみで炉心の未臨界状態を維持可能な高性能制御棒と原子炉構造の設計（図 1）が行われている。その開発の中で、この原子炉構造に対する様々な設計成立性の評価[1]が行われている。この原子炉構造の構造健全性に関わる設計成立性の評価に関する取り組みとして縮尺模型を用いた流動試験を実施し、流動振動外力に対する高サイクル疲労評価と、汎用解析コードを活用した CFD 解析及び FEM 解析による流動振動に対する設計評価手法の検証を行った。そのうち、本発表では高サイクル疲労評価の結果について報告する。

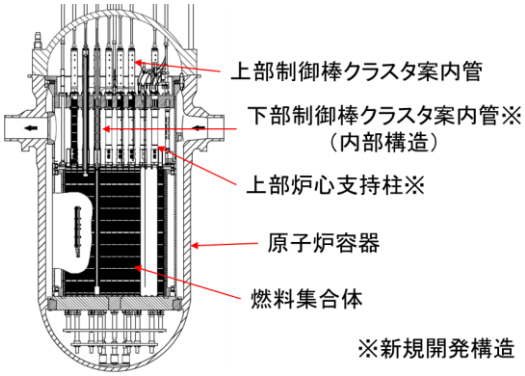


図1　原子炉構造設計（高度化炉心）

2. 試験

試験は流れの特性及び構造物の振動特性の相似則を考慮して図 1 の原子炉構造の 1/7 縮尺模型試験体系で実施された。試験は、プラント通常運転時において原子炉構造に作用する乱流によるランダム励振力と 1 次冷却材ポンプ（RCP）の圧力脈動の 2 つの振動外力による繰り返し応力振幅の確認を目的として実施された。

3. 結果及び結論

発電用原子炉施設の安全性を高めるために開発された原子炉構造の設計成立性評価の一つとして、1/7 縮尺模型を用いた流動試験を実施して高サイクル疲労評価を行った。それぞれの振動外力に対して構造物の端部に設置されたひずみゲージの出力をもとに、プラント通常運転時の振動外力による繰り返し応力振幅を算出し、その値が疲労限以下となっていることを確認した。

参考文献

[1] K.Yoshida et al., “Evaluation of the thermal hydraulics phenomenon at upper plenum in the reactor vessel for the improvement in safety of PWR”, Proc. ICAPP2017 Conf. Fukui and Kyoto, Japan, Paper ID 17400.

---

*Hirokazu Sugiura[1], Watanabe Shigeyuki[1], Akihisa Iwasaki[1], Hideyuki Morita[1], Koji Maeta[1], Keisuke Matsuyama[1] and Daisuke Kanamori[2]　[1]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., [2]The Kansai Electric Power Co., Inc.

本件は、関西電力（株）、北海道電力（株）、四国電力（株）、九州電力（株）、日本原子力発電（株）、（一財）エネルギー総合工学研究所、三菱重工業（株）の共同研究の成果である。

原子力用クロスフィン熱交換器の開発

Development of Cross Fin Heat Exchanger for Nuclear Power Plant

*栄 久晴
株式会社 IHI

IHI では、原子力発電設備の非常用冷却装置として空冷式クロスフィン熱交換器(CFE)の開発を行っている。ここでは、本 CFE の概要および開発状況について報告する。

キーワード：クロスフィン熱交換器、空冷式熱交換器、非常用冷却装置、バイメタル伝熱管、ロウ付け

1. 緒言

原子力発電設備では、事故時の安全対策として冷却機能多重化を実現するために、海水系熱交換器に代わる空冷式非常用冷却装置(代替 RHR 二次冷却等)の導入が計画されている。ただし、空冷式は水冷式に比べ冷却性能が劣るため要求熱交換量(10 MW 程度)を満たすには、装置の寸法、重量が大きくなる。従って、現状のサイト内に設置するには、冷却装置を極力小型・軽量化することが強く求められている。本状況を鑑み、弊社では産業用に開発された高性能の冷却技術[1]を適用し、かつ原子力規格にも適合する CFE の開発を進めている。

2. 装置概要

本 CFE の基本ユニットは、図 1 に示すようにプレートフィン方式の伝熱エレメント、ファン及び架構から構成される。全体装置は、要求熱交換量に応じて必要台数のユニットを組合せて構成する。

本 CFE では、フィンの伝熱促進機構及びフィン・伝熱管のロウ付けにより高い冷却性能を実現し、従来型 AFC[2]に比べて小型・軽量化が可能である。伝熱管はバイメタル方式とし、管内管には、原子力規格適合材料を外管には伝熱特性及び耐食性(塩害等)に優れた材料を用いる。また、内管と水室は、溶接により気密性を確保している。これにより本 CFE は、原子力規格の適合構造となっている。

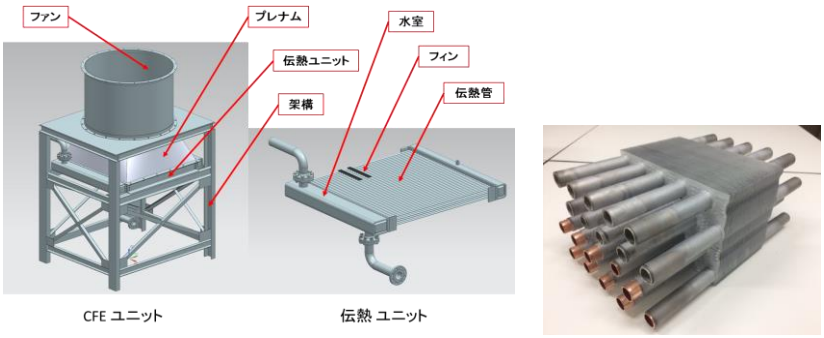


図 1 原子力用クロスフィン熱交換器の基本ユニットと要素試験体

3. 開発状況

基本設計では、小型伝熱エレメントの風洞試験データ及び熱交換器解析コード(HTRI)による解析を基づいて本 CFE の性能及びサイジング評価を行った。また、詳細設計では、製作性、耐食性、冷却性能、耐震性等の要求を考慮し、機器仕様及び詳細構造を検討した。

製作面では、伝熱管とフィンのロウ付けおよびバイメタル管の成形が製作上の重要課題となる。このため、要素試験では、材質、製法を変えた複数の試験体(図 1)を製作し、製作性、接合性、接触性等の特性評価を行うことで製作技術を確立した。

4. 纏め

原子力用 CFE は、高い冷却性能を有し、従来機に比べ小型・軽量化が可能であることを設計により確認した。また、要素試験により主な製作技術を確立できた。現在は、実機スケールのユニット試験機を設計・製作中であり、本年度中に運転・性能試験を実施し、性能実証を行う予定である。

参考文献

[1] 柴田豊, “空調用熱交換器の高性能化における研究課題”, No.07-5 日本機械学会光学コンファレンス 2007 講演論文集, 京都, 2007.11.23-34
[2] 宮本仁志、花輪純, “再処理プラントにおける空冷式熱交換器の建設”, 火力原子力発電, 49 [12], 1714-1721 (1998).

*Hisaharu Sakae
IHI Corporation.

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：305-2 Operational Management, Inspection and Maintenance of Reactor

Thu. Sep 14, 2017 5:00 PM - 6:30 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 8:00 AM - 9:30 AM UTC | Room B B12 - B1 Block

[2B19-24] Structural Inspection and Testing

Chair:Keijiro Hirose (CRIEPI)

5:00 PM - 5:15 PM JST | 8:00 AM - 8:15 AM UTC

[2B19] Development of nondestructive inspection for concrete structures

(1)Experimental study

*Hiroaki Fujiyoshi[1], Ryota Ogawa[1], Takashi Matsunaga[1], Mitsuyuki Sagisaka[1], Yoshihiro Isobe[1] (1. Nuclear Fuel Industries ltd.)

5:15 PM - 5:30 PM JST | 8:15 AM - 8:30 AM UTC

[2B20] Development of nondestructive inspection for concrete structures

(2)Theoretical studies using the finite element method

*Ryota Ogawa[1], Hiroaki Fujiyoshi[1], Takashi Matsunaga[1], Mitsuyuki Sagisaka[1], Yoshihiro Isobe[1] (1. Nuclear Fuel Industries LTD.)

5:30 PM - 5:45 PM JST | 8:30 AM - 8:45 AM UTC

[2B21] Development of an inspection system for integrity and construction quality of bolts based on hammering test using AE sensor

*MITSUYUKI SAGISAKA[1], TAKASHI MATSUNAGA[1], HIROAKI FUJIYOSHI[1], RYOTA OGAWA[1], YOSHIHIRO ISOBE[1] (1. Nuclear Fuel Industries, ltd.)

5:45 PM - 6:00 PM JST | 8:45 AM - 9:00 AM UTC

[2B22] Sizing characteristics of defect length on ferromagnetic material surface by eddy current testing

Comparison between calculated and experimental results

*Noriyasu Kobayashi[1], Souichi Ueno[1], Daisuke Matsukawa[1], Fumikazu Morikawa[1], Tomoki Fujita[1], Takashi Kasuya[1], Kentaro Tsuchihashi[1] (1. Toshiba)

6:00 PM - 6:15 PM JST | 9:00 AM - 9:15 AM UTC

[2B23] Development of nondestructive inspection for steel rod and pipe 4

*Takashi Matsunaga[1], Hiroaki Fujiyoshi[1], Ryota Ogawa[1], Mitsuyuki Sagisaka[1], Yasuhumi Ukai[2], Yoshihiro Isobe[1] (1. Nuclear Fuel Industries ltd., 2. Atree, Inc)

6:15 PM - 6:30 PM JST | 9:15 AM - 9:30 AM UTC

[2B24] Material Test and Bursting Test of Used Rupture Disk in Monju

*Shoichi ICHIKAWA[1], Kenji ITO[1], Fumitsugu WAKIMOTO[1], Kohei TONE[1], Yusuke WATANABE[1], Takanori KOBAYASHI[1], Ryoichi UEKURA[1] (1. JAEA)

コンクリート構造物の非破壊検査技術開発
（１）実験的検討

Development of nondestructive inspection for concrete structures

(1) Experimental study

*藤吉 宏彰[1]、小川 良太[1]、松永 嵩[1]、匂坂 充行[1]、礒部 仁博[1]

[1]原子燃料工業株式会社

コンクリート内部に生じる劣化を非破壊的に検出可能、且つ検査員の熟練度に依存しない客観性、記録性のある AE(Acoustic Emission)センサを用いた打音検査システムを開発し、コンクリート構造物の内部欠陥や劣化診断の実用化を目指している。

キーワード：非破壊検査、コンクリート、打音検査

1. 緒言

長期間運転した原子力発電所の安全性を確保するためには、機器・構造物の経年劣化の特徴を把握し、これに的確に対応した保守管理を行うことが重要である[1]。筆者らは、検査員の熟練度に依存しない客観性、記録性のある非破壊検査システムを開発し、コンクリート構造物の内部欠陥や劣化診断の実用化を目指している[2]。

2. AE センサを用いた固有周波数計測

本非破壊検査システムは対象物をハンマーで打撃し、AE センサにより計測した振動波形を高速フーリエ変換することで得られた周波数ピークにより対象物の拘束状態を評価する。本稿では図 1 に示す内部空洞を有するコンクリートモックアップを用いた周波数計測を行った。図 1 の青色面における等間隔計測により得られた周波数分布を図 2 に示す。なお図 2 の○印は計測位置を示す。

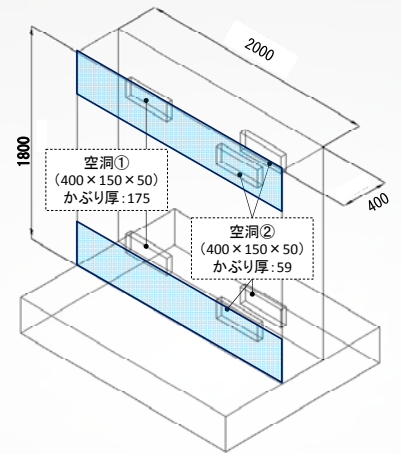


図 1. コンクリートモックアップ

図 2 より空洞以外の位置の周波数（4000~5000Hz）と比較して空洞位置の周波数（3000~3500Hz）は低い値となった。

また、空洞①の位置（空洞 1 個）は 3500Hz 程度と比較して空洞②の位置（空洞 2 個）は 3000Hz 程度と低い値となり、空洞の数（空洞の規模）による固有周波数の変化を検出することが可能であることを確認した。

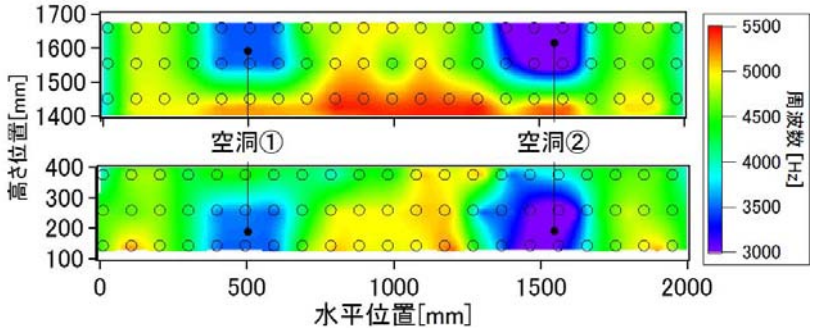


図 2. コンクリートモックアップにおける周波数分布

3. 結論

空洞を有するコンクリートモックアップにおける固有周波数計測により、本非破壊検査システムを用いたコンクリート内部欠陥の検出が可能である見通しを得た。

参考文献

[1] “高経年化技術評価高度化事業の概要”原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

[2] “コンクリート橋に対する劣化診断システムの開発”土木学会大会（東北）2016 年　匂坂他。

*Hiroaki Fujiyoshi[1],Ryota Ogawa[1],Takashi Matsunaga[1],Mitsuyuki Sagisaka[1],Yoshihiro Isobe[1]

[1]Nuclear Fuel Industries, Ltd.

コンクリート構造物の非破壊検査技術開発
（２）有限要素法による理論的検討

Development of nondestructive inspection for concrete structures
(2) Theoretical studies using the finite element method

*小川 良太[1]、藤吉 宏彰[1]、松永 嵩[1]、匂坂 充行[1]、礒部 仁博[1]
[1]原子燃料工業株式会社

原子力発電所等のコンクリート構造物への健全性診断として非破壊検査および局部破壊検査があるが、局部破壊検査は建築物に損傷を与えてしまう課題があることから、筆者らは打音による非破壊検査を用いた健全性診断システムを開発している。

キーワード：非破壊検査、有限要素法、コンクリート構造物

1. 緒言

原子力発電所等では多数のコンクリート構造物が用いられており、コンクリートは内部の鉄筋の腐食等によりひび割れやはく離が生じ、コンクリート構造物としての健全性が損なわれる可能性がある。筆者らは、検査員の熟練度に依存しない客観性、記録性のある非破壊検査システムを開発し、コンクリート構造物の内部欠陥診断や劣化診断の実用化を目指している[1]。

2. FEM による理論的検討

実験的検討により得られたコンクリートモックアップにおける周波数分布[2]の FEM 評価モデルを構築し、空洞の大きさと位置による影響を確認し、非破壊検査技術の妥当性を確認する。

本稿ではモデルの妥当性を確認するため、図 1 に示す内部空洞を有するモデルを用いて FEM 解析を実施した。

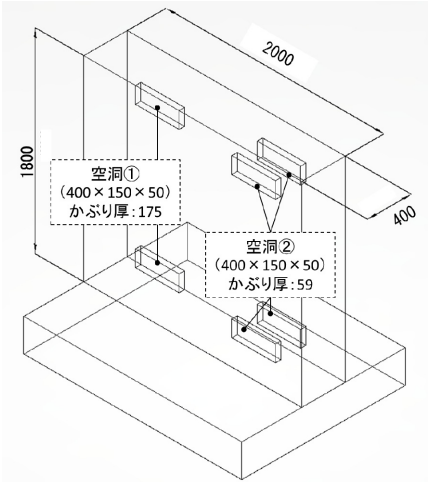


図 1. FEM 解析モデル

固有値解析を実施した結果、2954Hz で空洞部の壁表面に対して垂直方向（打撃方向）に大きく変形する固有振動モードが確認できた。（図 2）これは、実験的検討で得られた空洞部の固有振動数（約 3000Hz）とほぼ同じである。

次に、健全部と空洞直上部の周波数応答を確認した結果、健全部（空洞①と②の中間点）の固有振動数は空洞直上部に比べ高い固有振動数が得られ、実験で得られた傾向と一致した。

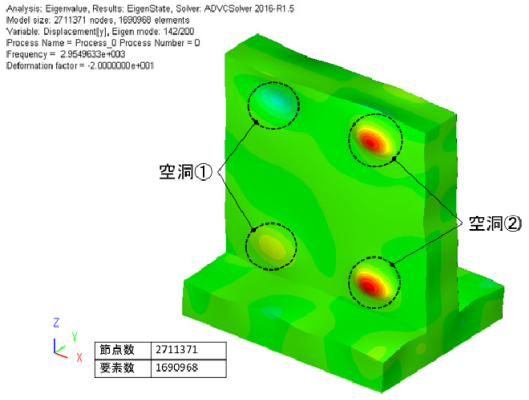


図 2. FEM による固有値解析結果

3. 結論

空洞を有するモデルを用いて固有値解析等を実施した結果、実験とほぼ一致する結果が得られたことから、FEM 解析モデルの妥当性が確認できた。今後は、モックアップでは再現困難な欠陥パターンについて、解析にて評価を実施する。

参考文献

[1] “コンクリート橋に対する劣化診断システムの開発”土木学会大会（東北）2016 年　匂坂他.

[2] “コンクリート構造物の非破壊検査技術開発（１）実験的検討”原子力学会秋の大会 2017 年　藤吉他.

*Ryota Ogawa[1], Hiroaki Fujiyoshi[1], Takashi Matsunaga[1], Mitsuyuki Sagisaka[1], Yoshihiro Isobe[1]
[1]Nuclear Fuel Industries, Ltd.

ＡＥセンサを用いた打音検査による
ボルトの健全性、施工品質点検システムの開発

Development of an inspection system for integrity and construction quality of bolts based on hammering test using AE sensor

*匂坂 充行[1]、松永 嵩[1]、藤吉 宏彰[1]、小川 良太[1]、礒部 仁博[1]
[1]原子燃料工業株式会社

原子力発電所で用いられている各種ボルトの健全性、施工品質を、簡便かつ定量的に測定可能なシステムを開発した。本発表では主にボルトの緩みに対する検出性について報告する。

キーワード：ボルト、打音検査、健全性、検査、緩み

1. 緒言　プラントコンポーネント、構造物のほとんどは、多くのねじ締結により構成されているが、この締結部におけるボルトの緩み、腐食、き裂等により締結部の健全性が損なわれる懸念がある。原子力プラントでは、ボルトの緩みに起因する一次冷却材の漏洩[1]、汚染水処理設備における汚染水漏洩[2]等が報告されており、ボルトの健全性、施工品質を高速且つ簡便に点検できる検査手法が望まれる。

筆者らは検査員の熟練度に依存せず、客観性、記録性のある検査技術として，AE(acoustic emission)センサを用いた打音検査手法を開発し、種々の構造物の健全性評価への適用を進めている。本報では、この手法をボルトの健全性、施工品質点検に応用した点検システムの開発と、適用例としてボルト緩みの検出性を検証した結果について報告する。



図 1. ポータブル検査装置

2. アプローチの概要　開発した手法は、センサをアンカ頭頂部等に設置し、ハンマ等で加振して得られた信号が、ボルトの緩み、腐食、亀裂等に感度を有することを利用する。信号測定には現場検査に適したポータブルの検査装置を開発し用いた（図 1）。検証には M16 ボルトで締結された配管フランジ試験体（図 2）を用いて、ボルトの締付トルクを 25～100Nm まで変化させて各状態において得られた信号の周波数分布に現れるピーク周波数を比較した。

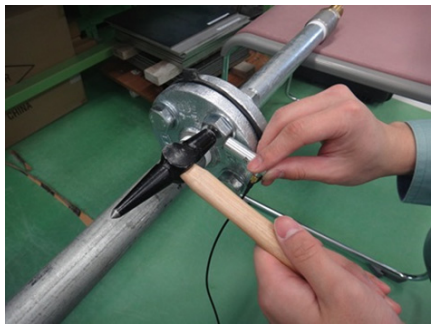


図 2. 配管フランジ試験体

3. 結果　結果を図 3 に示す。評価ピーク周波数は、締付トルクの減少に伴い低下する傾向を示した。この低下は、締結部の拘束条件変化に起因すると推定され、ボルトの緩みを非破壊的に検出する可能性が示された。

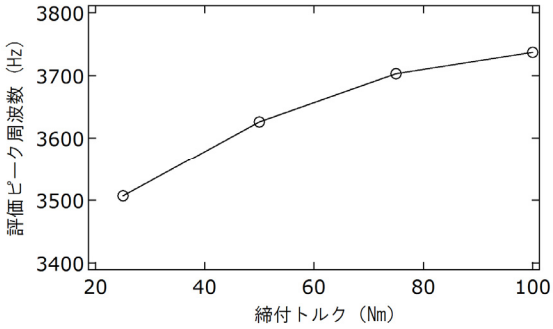


図 3. 締付トルク変化に伴うピーク周波数変化

参考文献

[1] 高浜発電所 4 号機における管理区域内での水漏れに係る原因と対策について（http://www.kepco.co.jp/corporate/pr/2016/0222_1j.html）
[2] 福島第一原子力発電所構内における汚染水処理設備（淡水化処理ＲＯ膜装置－３）からの堰内漏えいについて（続報）（http://www.tepco.co.jp/cc/press/2015/1255372_6818.html）

* Mitsuyuki Sagisaka[1], Takashi Matsunaga[1], Hiroaki Fujiyoshi[1], Ryota Ogawa[1] and Yoshihiro Isobe[1]
[1]Nuclear Fuel Industries, Ltd.

渦電流探傷による強磁性体表面での欠陥長さ測定の特性
計算結果と試験結果との比較評価

Sizing Characteristics of Defect Length on Ferromagnetic Material Surface by Eddy Current Testing
Comparison between Calculated and Experimental Results

*小林 徳康[1]，上野 聡一[1]，松川 大介[1]，森川 史和[1]，藤田 友基[1]，糟谷 高志[1]，土橋 健太郎[1]
[1]東芝

運転期間延長に必要な特別点検の一項目に材質が強磁性体で構成される部位の渦電流探傷試験がある。強磁性体を用いた電磁界数値計算と探傷試験を行い、欠陥長さ測定への影響を評価した。

キーワード：非破壊検査，渦電流探傷，強磁性体，欠陥長さ測定

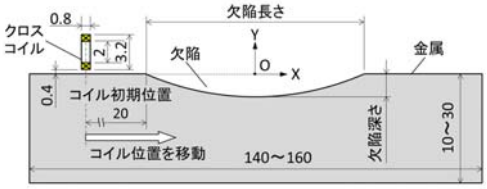
1. 緒言

国内原子炉の 40 年を超える運転期間延長認可申請には特別点検が必要であり、その対象部位及び点検方法のひとつに低合金鋼（強磁性体）で構成される部位の渦電流探傷試験がある[1]。そこで、強磁性体表面での欠陥長さ測定に着目し、計算と試験によりその特性を評価した。

2. 二次元電磁界数値計算と探傷試験による欠陥長さの評価

2-1. 計算及び試験方法

計算モデルと条件を図 1 に示す。欠陥端部から 20 mm の位置にクロスコイル[2]を形成する二つのコイルの一方を配置し、有限要素法により渦電流密度と磁束密度を計算した。コイルを X 軸方向に移動させながらこの計算を繰り返した。図 1 に示す寸法の欠陥（放電加工スリット）を付与した金属平板（非磁性体 : SUS316、強磁性体：低合金鋼(SQV2A)）をクロスコイルで探傷した。



欠陥 No.	長さ (mm)	深さ (mm)	金属の比透磁率 μr	金属の導電率 (S/m)	周波数 (kHz)
1	10	0.5	1（非磁性体） 1000（強磁性体）	1×10^6	250
2	20	2			
3	32	5			

図 1　計算モデルと条件

2-2. 計算及び試験による欠陥長さの評価

計算結果（図 2）から、金属が強磁性体の時、渦電流が X 軸方向に広がることが分かった。これは表皮効果[3]の影響と考えられる。各コイル位置におけるコイル鎖交磁束密度（計算値）の変化分と試験で得た信号振幅の各分布から、指針[2]が示す方法で欠陥長さを評価した（図 3）。計算及び試験結果は同じ傾向を示し、金属が強磁性体の時、同一形状の欠陥を非磁性体の場合より長く評価した。

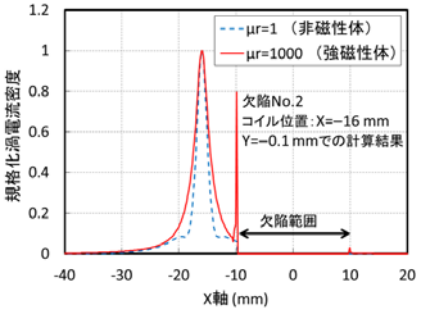


図 2　渦電流密度計算結果

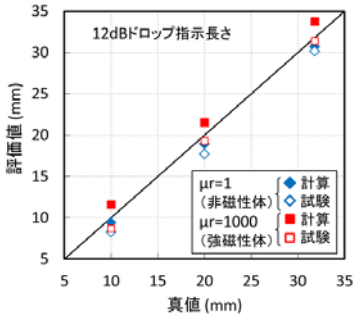


図 3　欠陥長さ評価結果

3. 結言

計算と試験により、強磁性体表面では渦電流が広がるため、同一形状の欠陥を非磁性体の場合より長く評価する傾向にあることを示した。

参考文献

[1] 原子力規制委員会編，“実用発電用原子炉の運転期間延長認可申請に係る運用ガイド” (2013)
[2] 原子力規格委員会編，“原子力発電所用機器における渦電流探傷試験指針 JEAG 4217-2010”，日本電気協会 (2010)
[3] 日本非破壊検査協会編，“渦流探傷試験Ⅲ”，日本非破壊検査協会 (2003)

*Noriyasu Kobayashi[1], Souichi Ueno[1], Daisuke Matsukawa[1], Fumikazu Morikawa[1], Tomoki Fujita[1], Takashi Kasuya[1] and Kentaro Tsuchihashi[1]
[1]Toshiba Corporation

鋼棒、鋼管の非破壊検査技術開発 4

Development of nondestructive inspection for steel rod and pipe 4

*松永 嵩[1]、藤吉 宏彰[1]、小川 良太[1]、匂坂 充行[1]、礒部 仁博[1]

[1]原子燃料工業株式会社

原子力発電所に設置されている基礎ボルト診断を目的として、AE(acoustic emission)センサを用いた打音検査による非破壊検査システムを開発している。本報では、ボルト腐食を模擬したモックアップへの固有振動数計測による腐食検出性の評価結果を報告する。

キーワード：非破壊検査、基礎ボルト、打音検査、AE

1. 緒言

基礎ボルトの緩みや腐食等の劣化に対して従来から実施している目視検査や打音検査では、ナット下部の腐食を見逃してしまう、判定結果が技術者の熟練度に依存するという課題があった。このような背景の中で，筆者らは，検査員の熟練度に依存せず，客観性，記録性のある打音検査技術として，Acoustic Emission（以下「AE」という）センサを用いた打音検査システムを開発している。

2. AE センサを用いた固有周波数計測

打撃により励起された測定対象の振動を AE センサで取得し，振動波形を周波数分布に変換することで得られた固有振動ピークから、測定対象の劣化に伴う形状変化や拘束条件の変化を捉える。腐食模擬としてボルト地際部に段階的なき裂を付与（12、24、34mm、破断）しながら計測した。モックアップ試験体外観図を図 1 に、き裂付与に伴う周波数分布の変化と評価ピーク周波数の変化を図 2 に示す。き裂の増加に伴い評価ピーク周波数が低周波側にシフトする傾向がみられた。また，完全に破断した場合は，破断する前と比べ大幅に変化するため，破断の有無を検出するのは比較的容易である。

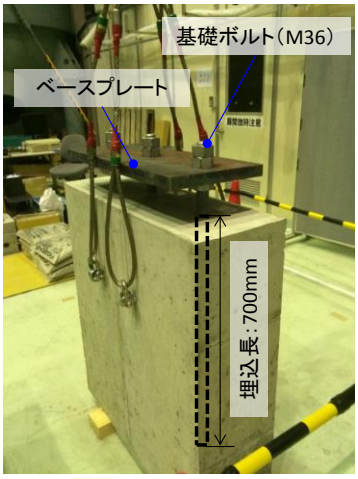


図 1. モックアップ試験体

3. 結論

AE センサを用いた打音検査システムを用いて，基礎ボルトの地際腐食による断面欠損を模擬したモックアップ試験を行い，欠陥の検出性を評価した。

- 断面欠損（き裂）を模擬したモックアップ試験結果より，き裂に伴い評価ピーク周波数が低周波側にシフトする傾向が示され，本手法で基礎ボルトの断面欠損を診断しうる見通しを得た。
- 著しい腐食等で完全に破断してしまった場合は，大きく固有振動が変化することがわかり，容易に診断することが可能である。

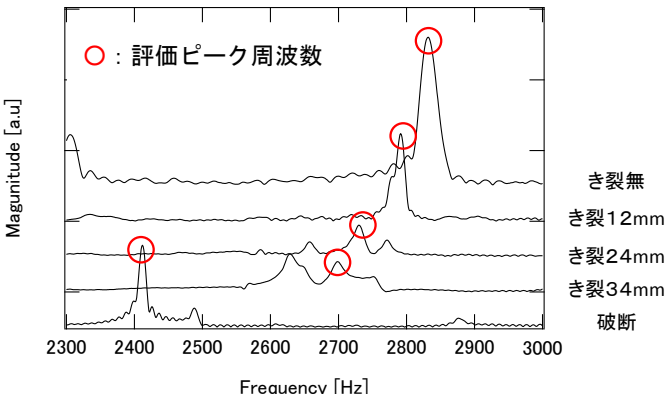


図 2. き裂に伴う周波数分布変化

* Takashi Matsunaga[1], Hiroaki Fujiyoshi[1], Ryota Ogawa[1], Mitsuyuki Sagisaka[1], Yoshihiro Isobe[1]

[1]Nuclear Fuel Industries, Ltd.

高速増殖原型炉もんじゅにおける使用済み圧力開放板の材料試験及び破裂試験

Material Test and Bursting Test of Used Rupture Disk in Monju

*市川 正一[1]、伊藤 健司[1]、脇本 文次[1]、刀根 公平[1]、渡邊 雄介[1]、小林 孝典[1]、上倉 亮一[1]
[1]国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

もんじゅの蒸発器用及び過熱器用の使用済み圧力開放板に対して材料試験、破裂試験を実施した結果、材料特性に明確な劣化は確認されず、また、破裂圧力は 2 次主冷却系設備の要求値の範囲内であった。

キーワード：高速増殖原型炉もんじゅ，圧力開放板，破裂試験，材料試験

1. 緒言

高速増殖原型炉もんじゅ（以下、もんじゅ）の蒸発器、過熱器（以下、EV、SH）用の使用済み圧力開放板（以下、RD）は、EV、SV 内で、万一、大規模なナトリウム・水反応事故が発生した場合、2 次主冷却系設備内圧力を開放すること並びに開放の検出を目的に設置されている。本件は、RD の交換周期決定を目的として、材料試験（硬さ試験、引張試験等）、破裂試験のデータを取得し、経年的変化を評価した。

2. 試験方法、試験結果

供試材は、受入材（焼鈍板材）、未使用 RD、使用済 RD（Na 蒸気を含む 200℃以上の Ar ガスに 630、1461、1823 日間曝された RD）を用いた。材料試験では、硬さ試験、引張試験、金相観察等を実施した。材料試験において、使用済 RD に対して、硬さ、強度に顕著な変化は見られず、また、組織に腐食等は観察さなかった。その他の材料試験においても著しい経年的変化、異常は無かった。破裂試験は、JIS B 8226 に準拠して実施した（温度 150℃、昇圧時間 20~180sec、圧力 249kPa）。右図に試験結果を示す。破裂圧力は、SH 用 RD より EV 用 RD が高い傾向にあり、経年的に増加傾向が見られた（製造時平均破裂圧力 294kPa、最大破裂圧力は 1823 日後の使用済 RD の 322kPa）。ただし、破裂圧力の増加幅は 2 次主冷却系設備の要求値（265~324kPa）の範囲内であった。破裂圧力の増加の原因に関しては、材料試験結果から硬さ、強度の増加が観察されなかったこと、破裂後の使用済 RD の構成品（シールディスク、バキュームサポート）の隙間に Na 酸化物等の残存があったことから、残存 Na 酸化物等により、見かけ上のシールディスクの口径減少、板厚増加により破裂圧力が増加、または、構成品間の固着でシールディスクが拘束されたことにより破裂圧力の増加、若しくはこれらが複合した結果、破裂圧力が増加したものと考えられる。

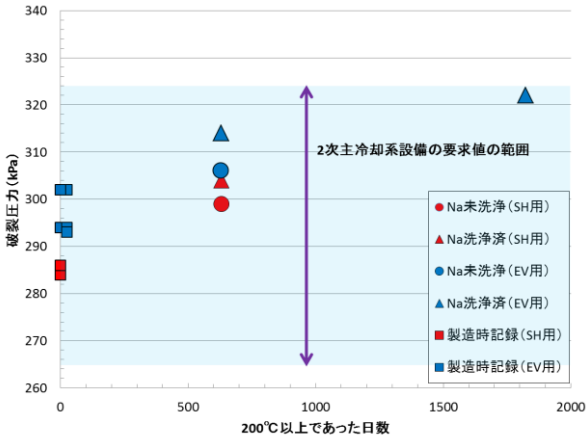


図 使用済み圧力開放板の破裂圧力と使用日数の関係

3. 結論

本試験結果からは、材料特性の強度、破裂圧力等に対して、明確な経年変化は確認されなかった。RD に関する試験データは限られていることから、もんじゅ及びもんじゅ以降の高速炉開発において、精度の高い RD の交換周期の確立するため、更なるデータの蓄積を行う必要がある。

*Shoichi ICHIKAWA1, Kenji ITO1, Fumitsugu WAKIMOTO1, Kohei TONE1, Yusuke WATANABE1, Takanori KOBAYASHI1, Ryoichi UEKURA1

[1]Japan Atomic Energy Agency

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：306-1 Nuclear Safety Engineering, Nuclear Installation Safety, PSA

Thu. Sep 14, 2017 9:30 AM - 11:05 AM JST | Thu. Sep 14, 2017 12:30 AM - 2:05 AM UTC | Room C Open Hall - B1 Block

[2C01-06] PRA 1

Chair:Akio Gofuku (Okayama Univ.)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2C01] The Progress of PRA for Tokai No.2 Power Station

(1)HRA evaluation results of Tokai No.2 Power Station during Power Operation (Level1)

*Haruka Inoue[2], Masaru Yamanaka[1], Atsuo Ikeda[2], Takayuki Negishi[2] (1. The Japan Atomic Power Company, 2. Nuclear Enginnering And Service Company)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2C02] Study for upgrading of Human Reliability Analysis

(1)Development of HRA Guide adopting concept of "Narrative" for Qualitative Analysis

*Yukihiro Kirimoto[1], Hiromichi Miura[1], Akihiko Nagasaka[1], Kenichi Kanda[1], Kazuma Abe[2] (1. CRIEPI, 2. Tohoku-EPCO)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[2C03] Study for upgrading of Human Reliability Analysis

(2)A Concept of Human Failure Events Database

*Akihiko Nagasaka[1], Yuuko Hirotsu[1], Hisao Shibue[1], Hiromichi Miura[1], Yukihiro Kirimoto[1] (1. CRIEPI)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[2C04] Examination about utilization of multi agent system for probabilistic risk assessment

*Kenichi Kanda[1], Kazuma Abe[1], Hiromichi Miura[1], Tomoaki Yoshida[1] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[2C05] Study on Method of Dynamic Multi-Unit Probabilistic Risk Assessment Considering Influences in Multiple Units

*Yuki Nakano[1], Satoshi Takeda[1], Takanori Kitada[1] (1. Graduate School of Engineering Osaka Univ.)

10:45 AM - 11:00 AM JST | 1:45 AM - 2:00 AM UTC

[2C06] Quantitative Analysis on Off-site Emergency Management on Multi-unit Site Under Severe Accident Condition

*SUNGHYON JANG[1], Akira Yamaguchi[1] (1. The University of Tokyo)

11:00 AM - 11:05 AM JST | 2:00 AM - 2:05 AM UTC

Time reserved for Chair

東海第二発電所における PRA モデル整備の取り組みについて
（1）人間信頼性解析の高度化検討について

The Progress of PRA for Tokai No.2 Power Station

(1) HRA evaluation results of Tokai No.2 Power Station during Power Operation (Level1)

*井上はるか[2]，山中 勝[1]，池田敦生[2]，根岸 孝行[2]

[1]日本原子力発電（株），[2]原電エンジニアリング（株）

本稿では、東海第二発電所の安全性向上に向けた取り組みの一環として実施した、新規制基準適合性審査対応 PRA モデルからの人間信頼性解析の手法変更、及び人的過誤確率の再評価結果について報告する。

キーワード：確率論的リスク評価（PRA）、人間信頼性解析（HRA）、THERP 手法

1. 緒言

当社では、2006 年度から自主的安全性向上の一環として、自営による東海第二発電所の内的事象及び外的事象の PRA モデル整備を進めている。東海第二発電所の PRA における人間信頼性解析では、日本原子力学会標準で推奨されている THERP 手法を採用してきたが、今回、人間信頼性解析手法の高度化の一環として、米国電力中央研究所（以下、「EPRI」という）が開発したソフトウェア「HRA Calculator」を適用し、運転員の操作に係る人的過誤確率の評価を実施した。

2. 人間信頼性解析の評価対象ケース

東海第二発電所の現行規制基準対応 PRA モデルでは、人間信頼性解析に、従来から BWR で採用されている THERP 手法（ケース１）を適用している。本稿では、内的事象出力運転時レベル 1PRA（以下、「レベル 1PRA」という）の人的過誤事象を対象に、HRA Calculator を適用した場合の評価結果（ケース２）を紹介する。本評価では、HRA Calculator で使用可能な人間信頼性解析の様々な手法のうち、認知失敗確率の評価に CBDTM 手法又は HCR／ORE 手法、操作失敗確率の評価に THERP 手法を適用した。この組合せは、運転員による事象の認知、手順書に従った意思決定のプロセス及び時間的要素を、THERP 手法のみの場合に比べてより詳細に分析することができ、EPRI 推奨の組合せである。

3. 評価結果

ケース１とケース２の人的過誤確率の評価結果を適用したレベル 1PRA の炉心損傷頻度（CDF）評価結果を図１に示す。ケース１の全 CDF（点推定値）が 3.3×10^{-8}［／炉年］であるのに対し、ケース２の全 CDF（点推定値）は 4.4×10^{-7}［／炉年］となり、ケース２の全 CDF はケース１に比べて約１桁上昇する結果となった。これは、対象とした運転員操作の多くにおいて、ケース２の認知失敗確率がケース１に比べて高く評価されたことによるものである。HRA Calculator を用いた評価では、「中央制御室内で検知可能な警報の発信のタイミング及び運転員による意思決定・操作実施の所要時間といった時間的要素」、「プラントパラメータや手順書の読み取りやすさといった、プラント状態の認知や意思決定の誤りに繋がり得る要素」をより詳細に取り扱っており、認知失敗確率が上昇する傾向となった。

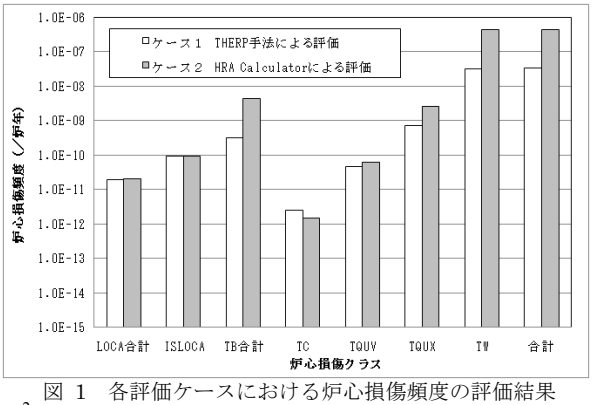


図 1　各評価ケースにおける炉心損傷頻度の評価結果

今後はサイトインタビューや詳細な事象進展解析等を通じて、より現実的なプラントリスクを反映した HRA モデルを目指し、更なる精緻化を行っていく予定である。

* Haruka Inoue[2], Masaru Yamanaka[1], Atsuo Ikeda[2] and Takayuki Neghshi[2]

[1]The Japan Atomic Power Co. , [2]Nuclear Engineering And Service Co.

人間信頼性評価の高度化検討
（1） 定性分析に”叙事知（Narrative)”の概念を導入した HRA ガイドの開発

Study for upgrading of Human Reliability Analysis
(1) Development of HRA Guide adopting concept of "Narrative" for Qualitative Analysis

*桐本 順広[1]，三浦 弘道[1]，長坂 彰彦[1]，神田 憲一[1]，阿部 数馬[2]
[1]電力中央研究所 原子力リスク研究センター（NRRC） [2]東北電力株式会社

近年の人間信頼性評価（HRA）研究では，人的過誤の発生には認知/診断失敗に至る文脈による影響が大きいことが認識されてきている。そこで、NRRC は定性分析のための概念である”叙事知（Narrative)”[1]を導入し、その結果を定量化解析の入力データとするための体系的な HRA 実施ガイドを開発した。また、本ガイドの分析手法を過酷状況下での HRA に用いる際の課題点を明らかにし、今後の新定量化手法開発の開発要素を整理した。本報告では、開発した HRA ガイドの概要及び、検討実施例を報告する。

キーワード: 人間信頼性評価 (HRA), 確率論的リスク評価（PRA）, 叙事知 (Narrative), 運転員応答図 (CRD)

1. 人間信頼性評価（HRA）実施ガイドの開発

本ガイドの開発で重視しているのは、HRA の定性分析の概念である”Narrative”である。ガイドではこれを造語訳で「叙事知」と呼ぶ。叙事知は、事故シナリオにおける物理的解析結果、運転員インタビュー、プラント情報等などの事実に基づいた事故/人的過誤に至る文脈の叙述結果とその背景情報を含む情報群で構成され、判断につながるキュー(信号あるいは指示値)に対する人間の応答、タスクの流れを時系列も含めて運転員応答図（CRD: Crew Response Diagram）で図示化し、相互依存性やリカバリーパスを明確にする。

また、分析結果を人的過誤確率（HEP : Human Error Probability）に変換する定量化手法には、「認知/診断」に影響する文脈を扱うデシジョンツリー（DT）手法、「実行」の各操作をタスクに分解して過誤を加算して計算する手法を利用するため、叙事知から体系的に定量化の入力データを作成するツールを開発した。

2. 可搬型機器の操作シナリオへの手法適用検討

2-1. HRA の現行の定量化手法の課題点

現行で用いている定量化手法では評価が困難となる人間行動の事項として、以下が整理された。

a) 地震動の人への影響、b) 炉心損傷の人への影響、c) 繰返し作業、d) 緊急時対策所（発電所災害対策本部）等による診断・判断、e) 緊急参集要員（発電所災害対策本部要員）による対応、f) 移動

2-2. 可搬型機器の操作シナリオへの手法適用

上記の原子力施設が過酷な状況下にある場合の HRA 手法の実施上の具体的な課題点を明らかにし、新定量化手法の検討を行うため、可搬型の低圧注水ポンプによる海水注入シナリオに対する HRA ガイドの適用検討を実施した。

参考文献

[1] NUREG-2199 “An Integrated Human Event Analysis System (IDHEAS) for Nuclear Power Plant Internal Events At-Power Application Vol.1” March 2017

---

*Yukihiro Kirimoto[1], Hiromichi Miura[1], Akihiko Nagasaka[1], Kenichi Kanda[1] and Kazuma Abe[2]
[1]CRIEPI (Central Research Institute of Electric Power Industry), [2]Tohoku Electric Power Co., Inc.

人間信頼性評価手法の高度化検討
(2) 人的過誤事象データベースの構想

Study for upgrading of Human Reliability Analysis

(2) A Concept of Human Failure Events Database

*長坂 彰彦[1]，弘津 祐子[1]，渋江 尚夫[1]，三浦 弘道[1]，桐本 順広[1]

[1]電力中央研究所

運転訓練シミュレータを用いた異常事象対応訓練、緊急時対策本部でのシビアアクシデント対応訓練などで生じたヒヤリハット情報を蓄積し、リスク重要度の高い人的過誤事象の発見、既存の人間信頼性解析（HRA）手法の拡張や新たな HRA 手法の考案などに資する人的過誤事象データベースの構想について記す。

キーワード：Database, Human Reliability Analysis, Abnormal Events Response Training, Human Failure Events

1. 緒言

原子力発電所の人間信頼性評価（HRA）については、プラントの異常を検知して、適切な対応操作を決定するという人間の認知段階におけるエラーをより精細に評価する必要がある。このためには、運転チームや緊急時対策要員による状況認識、対応方策の立案、意思決定に関わる活動の実際を詳細に知る必要があるものの、具体的な情報ソースはほとんど無く、HRA 向上のための情報整備が求められている。

2. 認知段階のエラー評価に必要な情報

電力中央研究所原子力リスク研究センターが作成した HRA 実施ガイド[1]でその利用を推奨している既存 HRA 手法では、例えば、「作業ステップ終了後のチェックオフ、保留中のステップのマーク、などを行う Place keeping aids が手順書にあり、運転員全員により活用されている」といった作業の進め方についての詳細な事実情報が必要となるが、この種の情報が原子力発電施設公開情報などに記録されることは稀である。

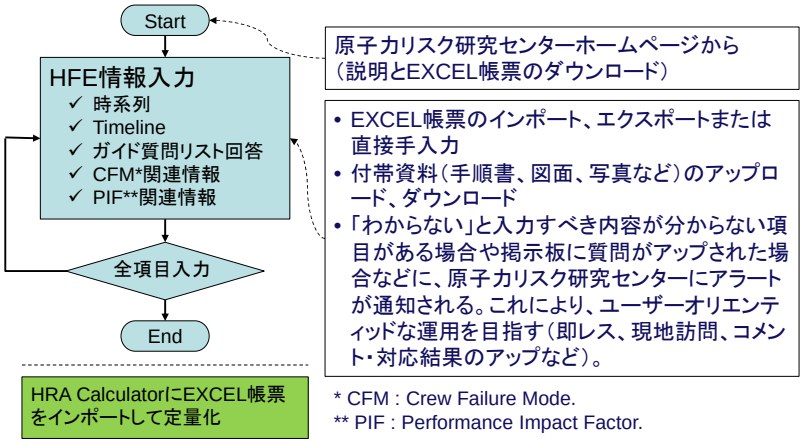


図１　人的過誤事象データベースの構想

3. データベースが備えるべき機能

訓練や実作業での人的過誤事象（HFE）を情報収集対象に、①過誤率の定量化は、電力各社が保有するツール（HRA Calculator）等を利用して行うこと、②収集した情報の正確度を高めるためにデータベース管理者とインタラクティブにやりとりできる環境とすること、などの機能を備える必要がある（図１）。

4. 今後の予定

電力会社の HRA 担当者、運転訓練センターや電力各社の運転訓練担当者などの協力を得て、データベースの機能を詳細化するとともに保存すべき情報の選定を行う。これに先立って、まず現時点において保有されている情報を把握する。

参考文献

[1] Y. Kirimoto, H. Miura, A. Nagasaka, K. Sasou, “Developing HRA guideline with narrative approach for the HRA qualitative analysis process, PSAM13, 2-7 October, 2016

*Akihiko Nagasaka[1], Yuuko Hirotsu[1], Hisao Shibue[1], Hiromichi Miura[1], Yukihiro Kirimoto[1]

マルチエージェントシステムの確率論的リスク評価への利用検討

Examination about utilization of multi agent system for probabilistic risk assessment

*神田 憲一[1]，阿部 数馬[1]，三浦 弘道[1]，吉田 智朗[1]

[1]電力中央研究所

原子力発電所における事故発生時の対応挙動について、マルチエージェントシステム（MAS）のシミュレーションプラットフォーム artisoc を用いてシミュレーションを実施し、MAS の確率論的リスク評価への利用について検討した。

キーワード：マルチエージェント、MAS、確率論的リスク評価、PRA

1. 緒言

東京電力（株）福島第一原子力発電所事故を受け、各発電所ではさらなる安全性向上のため様々な安全対策の実施が進められ、その有効性評価も行われている。しかし、過酷な条件下等では対応要員の輻輳等により対応作業の適切な失敗確率の推定が難しい場合が考えられる。そこでマルチエージェントシミュレーション（以下、MAS）を用いた評価手法の確率論的リスク評価（以下、PRA）への利用を検討するために，シミュレーションプラットフォーム artisoc を用いて事故時の要員対応挙動の試解析を実施した。

2. 解析および結果

本研究では、図 1 に示すような仮想プラントにおける要員の事故時対応挙動を対象とした。ここで用いた artisoc は MAS を行えるソフトウェアであり、複数のエージェント（人等）を各々のルールに従い、互いに相互作用を受けながら並行して行動を実行させるシミュレーションが可能となる。ここではプラントにおける事故発生時に、それぞれの作業にあたる対応要員の挙動について、作業開始時期等のパラメータを変化させて対応挙動の変化を確認し、作業開始の時期によっては移動中の経路において対応要員が輻輳する箇所があることが分かった。実際の対応では車両等の大型機器を伴う場合が多く、輻輳する回数の増加は衝突等のリスクの増加に繋がると考えられ、PRA への応用として、この輻輳する回数を作業失敗の確率に関連付けて人間信頼性評価（HRA）への情報とすることが考えられる。

3. 結言

本研究では artisoc を用いて、仮想プラントにおける要員の事故時対応挙動の解析を実施し、その PRA への利用可能性を検討した。今後は、詳細にプラント配置、要員数、作業内容を設定し、より現実的な解析を実施すること、一定の入力セットから PRA へ用いる情報を出力する対応要員挙動解析を一連で行える汎用ツールの開発についても検討したい。

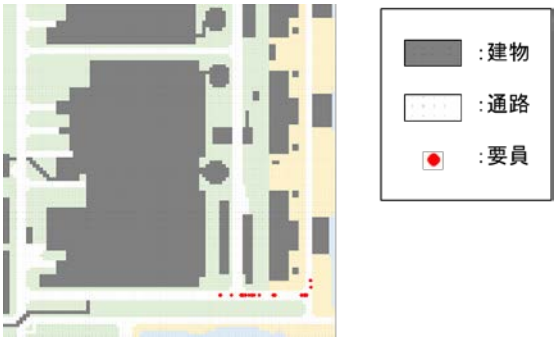


図 1. 仮想プラントにおける要員の事故時対応挙動のイメージ

*Kenichi Kanda[1], Kazuma Abe[1], Hiromichi Miura[1] and Tomoaki Yoshida[1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

ユニット間の相互影響を考慮した多数基立地サイトを対象とした確率論的リスク評価手法に関する研究

Study on Method of Dynamic Multi-Unit Probabilistic Risk Assessment Considering Influences in Multiple Units

*中野 勇輝[1]，竹田 敏[1]，北田 孝典[1]
[1]大阪大学大学院工学研究科

多数基立地サイトを対象とした確率論的リスク評価では、従来の単一ユニットを対象とした場合では考慮する必要がなかった、ユニット間の相互影響を考慮する必要がある。そこでユニット間の相互影響を考慮することが可能である多数基立地サイトを対象とした動的な確率論的リスク評価手法を検討し、検討した手法に基づいてユニット間の相互影響の一つである融通を考慮した解析を実施した。
キーワード：多数基立地サイト、ユニット間の相互影響

1. 緒言

設備共有や立地条件の厳しさなどの理由から、多くのサイトで複数のユニットが立地されている。しかし、福島第一原子力発電所事故においてユニット間の相互影響による複数ユニット立地サイト特有のシナリオが見られたことから、そのリスク評価の重要性が高まっている。そこでユニット間の相互影響を考慮した多数基立地サイトを対象とした確率論的リスク評価手法の検討を実施した。

2. 解析手法

先行研究[1)]において､時間進展を考慮した多数基立地サイトを対象とした解析手法は提案されているが、ユニット間の相互影響を考慮することができていない。そこでイベントツリーのトップイベントの分岐確率を変化させることによって、ユニット間の相互影響である「融通」による影響を解析手法への導入を検討した。

ユニット間の「融通」は、あるトップイベントが失敗した際に考えうるものであり、その成功失敗は融通をするユニットの状態に依存する。したがって融通事象の成功失敗を、他ユニットの状態と融通事象のフォールトツリーを基に判定し、融通が成功した場合は、融通するユニットの機器の失敗を融通されたユニットのフォールトツリーに導入することで融通による好影響を考慮した。

ユニット間の相互影響として号機間電源融通による好影響に着目した。融通の成功条件として、他ユニットの非常用ディーゼル発電機が健全であることとし、起因事象発生後 130min で号機間電源融通が完了するとした。号機間電源融通によって、電源喪失に伴い機能喪失していた機器が機能回復するシナリオを想定した。

右図に号機間電源融通シナリオにおける条件付炉心損傷頻度(CCDF)の解析結果を示す。CCDF が号機間電源融通による好影響を考慮しない場合と比較して、考慮することで CCDF の値が低下していることが確認できる。

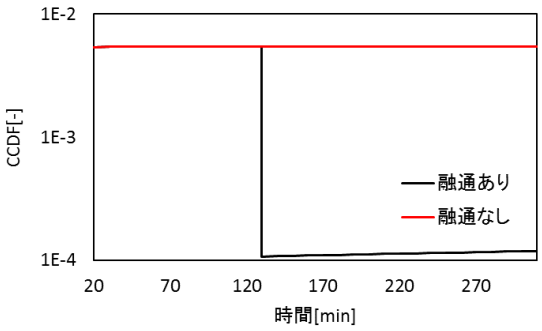


図 1 CCDF の時間推移

3. まとめと今後の展望

ユニット間の相互影響を考慮した多数基立地サイトを対象とした確率論的リスク評価手法の検討を実施した。本解析手法では各ユニットのシナリオ進展を考慮し、それに伴い分岐確率を変化させることでユニット間の相互影響を考慮したが、イベントツリーにおける炉心損傷に至る時間と温度などの物理的パラメータを考慮した場合の炉心損傷に至る時間には、ずれが生じていると考えられる。本解析手法では時間進展に伴うシナリオ進展を考慮するため、今後の予定として物理的パラメータを考慮する解析を実施する予定である。

参考文献

[1] 嶋本貴文他，「多数基立地サイトにおける格納容器破損シナリオのリスク解析に関する研究」，日本原子力学会「2015 年春の年会」

*Yuki NAKANO[1], Satoshi TAKEDA[1] and Takanori KITADA[1]
[1]Osaka University

多数基立地サイトにおけるシビアアクシデント時のオフサイト支援効果についての定量的評価

Quantitative Analysis on Off-site Emergency Management on Multi-unit Site Under Severe Accident Condition

*張　承賢，山口　彰

東京大学

本報では、アクシデントマネジメントを含むユニット間の相互作用並びにユニット間の個別の事故進展を考慮した動的イベントツリー評価手法を用いて、シビアアクシデント時の多数基立地サイトにおける隣接ユニットの影響を考慮したオフサイト支援効果についての検討を行った。

キーワード：多数基立地サイト，連続マルコフ過程モンテカルロ法，動的イベントツリー、シビアアクシデント、オフサイト支援

1. 緒言

シビアアクシデント時には、資機材や人材等の不足によりオンサイト対応だけでは十分にアクシデントマネジメントを実施できない場合が考えられる。その場合、オフサイトからの支援により、事故収束活動を補強することが可能である。本報では、輸送可能な設備をオフサイト支援の対象とし、シビアアクシデント（格納容器破損）時の隣接ユニットの影響による機能喪失を考慮したオフサイト支援効果を検討する。

2. マルチユニットリスク評価モデル

嶋本らは[1]、マルチユニットサイトにおけるユニット間の相互作用並びに各ユニットにおける時間進展を考慮した動的イベントツリー（ET）手法を構築した。この手法では、条件付き確率表を用いて隣接ユニットによるメリット（電源、冷却材及び人員等の融通）及びデメリット（人員不足、放射性物質放出による野外作業の不可等）を考慮したシビアアクシデント対策の失敗確率を評価する。また ET 上の各ヘディングに経過時間を設定することで、時間進展を評価する。さらに各タイムステップにおけるプラント状態をもとに各ヘディングの分岐確率を計算し（マルコフ過程）、ユニット毎にそれぞれの時間進展を踏まえたヘディングの成功・失敗をモンテカルロ法で計算し、全ユニットの最終状態が決定するまで計算を行う。

3. オフサイト支援効果についての評価

本報では、改良沸騰水型軽水炉における地震発生による電源喪失事象を解析対象とし、格納容器 ET を作成し、シナリオ定量化を行った。全 12 個の事故シナリオは、原子炉圧力容器除熱（Sa）、原子炉格納容器注水（Sb）、原子炉格納容器過温破損（Sc）、原子炉格納容器バイパス（Sd）、原子炉格納容器雰囲気直接加熱（Se）の計 5 つに集約される。オフサイト支援策としては蓄電池、代替燃料移送ポンプ、電源車、消防車等を考慮し、各ヘディングにおいてオフサイト支援策によって機能喪失確率が 0 になるとし、その後の隣接ユニットの影響を考慮した代替設備の機能喪失確率を評価した。支援タイミングについては、事故発生後 8 時間（ET における最初のヘディングである格納容器隔離の判定時間）、8 時間 20 分、8 時間 40 分の 3 ケースを考慮した。10^8 サンプルでの評価結果を図に示す。いずれのオフサイト支援タイミングにおいてもオフサイト支援の結果、電源復旧に失敗するシナリオ（Sc）から原子炉圧力容器除熱（Sa）、原子炉格納容器注水（Sb）へ移行することが分かる。また支援タイミングが早いほどその効果が大きいことが確認できる。さらに全 12 個の事故シナリオについてオフサイト支援によるシナリオ移行量及び変化率を評価した結果、原子炉圧力容器破損前後の直流電源復旧によるシナリオ移行について定量的に評価することができた。

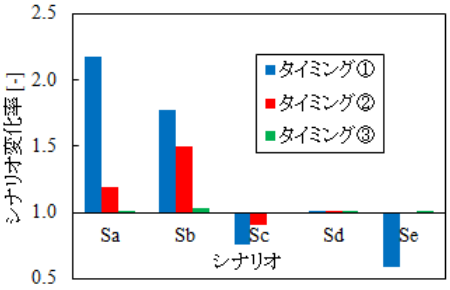


図 オフサイト支援によるシナリオ変化率（集約シナリオ）

参考文献

[1] 嶋本他、多数基立地サイトにおける格納容器破損シナリオのリスク解析に関する研究、K05、AESJ 春の年会、2015

*Sunghyon Jang and Akira Yamaguchi

University of Tokyo

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：306-1 Nuclear Safety Engineering, Nuclear Installation Safety, PSA

Thu. Sep 14, 2017 11:05 AM - 12:10 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 2:05 AM - 3:10 AM UTC | Room C Open Hall - B1 Block

[2C07-10] PRA 2

Chair:Tatsuya Itoi (Univ. of Tokyo)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[2C07] Study on PRA Methodology for Seismic Induced Tsunami Event

(1)Evaluation of Seismic Induced Tsunami Event Using DQFM Method

*HIROHISA YAMAKAWA[1], Hitoshi Muta[1], Ken Matsumoto[1], Yuki Kameko[1], Takayuki Negishi[2], Atsuo Ikeda[2], Hidekazu Suwa[2], Hiroto Matsumoto[2] (1. Tokyo City Univ., 2. Nuclear Engineering and Services Co.)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[2C08] Study on PRA Methodology for Seismic Induced Tsunami Event

(2)The Comparison of MCS Methodology and DQFM Methodology

*Hidekazu Suwa[1], Takayuki Negishi[1], Atsuo Ikeda[1], Hiroto Matsumoto[1], Hitoshi Muta[2], Ken Muramatsu[2], Hirohisa Yamakawa[2] (1. Nuclear Engineering and Services Co., 2. Tokyo City Univ.)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[2C09] Development of a fragility evaluation methodology for the Tsunami PRA

*Takanori Togashi[1], Takeshi Kunimasa[1], Keigo Maehara[1], Ryusuke Haraguchi[2] (1. THE KANSAI ELECTRIC POWER CO.,INC., 2. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.)

11:50 AM - 12:05 PM JST | 2:50 AM - 3:05 AM UTC

[2C10] Evaluation of Annual Probability of Tornado Missile Strike on Arbitrary Horizontal and Vertical Plates

*Yuzuru Eguchi[1], Takahiro Murakami[1], Soichiro Sugimoto[1], Yasuo Hattori[1], Hiromaru Hirakuchi[1] (1. CRIEPI)

12:05 PM - 12:10 PM JST | 3:05 AM - 3:10 AM UTC

Time reserved for Chair

地震随伴津波 PRA 手法に関する検討
（1）DQFM 法を用いた地震随伴津波事象の評価

Study on PRA Methodology for Seismic Induced Tsunami Event

(1) Evaluation of Seismic Induced Tsunami Event Using DQFM Method

*山川 裕久[1]，牟田 仁[1]，村松 健[1]，亀子 湧生[1]
諏訪 秀和[2]，根岸 孝行[2]，池田 敦生[2]，松本 裕人[2]，
[1]東京都市大学，[2]原電エンジニアリング

本研究では、地震随伴津波を対象とした確率論的リスク評価手法を提案、MCS 法と DQFM 法を用いて試評価を行い、結果の比較により両手法による評価の妥当性を確認する。

キーワード：確率論的リスク評価 ，地震 ，津波 ，MCS 法, DQFM 法

1. 緒言

昨今、原子力施設における安全性の向上は大きな課題となっており、中でも地震随伴津波事象をはじめとした複合事象の PRA 手法の整備は大きな課題となっている。地震随伴津波のリスク評価手法については、日本原子力学会の地震 PRA 実施基準、付属書 BE に概要が記載されている。また、「DQFM 法を用いた地震及び津波の重畳事象の事故シーケンス評価手法の提案」[1]に DQFM 法を用いた地震随伴津波事象シーケンス評価手法が提案されているが、具体的な評価とその分析に基づく妥当性の検討例は未だない。

本研究では、地震随伴津波事象について DQFM 法を用いた具体的な評価手法を構築し、試解析により手法の適用性について確認し、産業界で一般的に用いられている MCS 法による評価との比較を行うことにより、DQFM 法及び MCS 法による評価の妥当性を確認することを目的とする。

2. 研究概要

DQFM 法は、モンテカルロ法を用いた手法であり、炉心損傷を頂上事象とする統合フォールトツリー(統合 FT)を用い、各試行でそれを構成している各事象に対し損傷の有無を判定し、FT の論理演算で頂上事象に至る回数をサンプリング回数で除することにより炉心損傷確率を算出する。地震随伴津波の評価では、そのサンプリングを地震と津波で二重に行うことにより評価を行う。

本研究の次報(2)で実施する DQFM 法と MCS 法による評価結果の比較のために、BWR プラントを対象とした大規模配管破断事故（大 LOCA）シーケンスを対象として試解析を行った。なお、地震-津波のマルチハザードは考慮せず、津波高さは代表点を選定し，条件付炉心損傷確率 CCDP の試算を行った。DQFM 法による地震随伴津波事象の評価結果の一例を図 1.に示す。

3. 結言

BWR プラントの大 LOCA シーケンスに対する DQFM 法を用いた試解析により、DQFM 法による評価手法の適用性について確認した。次報(2)で紹介する、MCS 法による評価結果との比較を行うことにより、それぞれの手法による評価結果の相違点、結果にもたらす影響について確認し，妥当性を検証する。

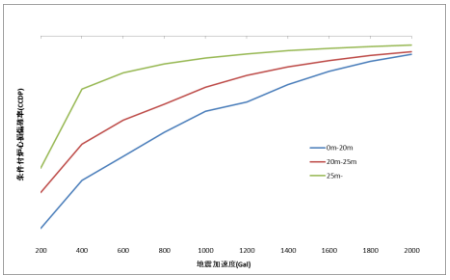


図 1. 評価結果

参考文献

[1] 牟田 仁，村松 健「DQFM 法を用いた地震及び津波の重畳事象の事故シーケンス評価手法の提案」日本原子力学会和文論文誌，2017 年 4 月.

---

*Hirohisa Yamakawa[1], Hitoshi Muta[1], Ken Muramatsu[1], Yuki Kameko[1],
Hidekazu Suwa[2], Takayuki Negishi[2], Atsuo Ikeda[2], Hiroto Matsumoto[2]

地震随伴津波 PRA 手法に関する検討
（2）MCS 法と DQFM 法の比較について

Study on PRA Methodology for Seismic Induced Tsunami Event
(2) The Comparion of MCS Methodology and DQFM Methodology

*諏訪 秀和[1]，根岸 孝行[1]，池田 敦生[1]，松本 裕人[1]，牟田 仁[2]，村松 健[2]，山川 裕久[2]
[1]原電エンジニアリング（株），[2]東京都市大学

地震時の複合事象評価は、現状の確率論的リスク評価手法の大きな課題の一つであると考えられる。現行の PRA では、一般的に MCS 法が広く用いられているが、地震随伴津波を対象とした新たな評価手法として DQFM 法を応用した手法が考案されている。本研究では、仮想 BWR プラントにおける MCS 法を用いた地震随伴津波 PRA の評価結果を示す。また、DQFM 法を用いた評価結果と比較し、手法の相違による評価結果への影響を考察する。

キーワード：確率論的リスク評価（PRA），津波，地震，PRA 手法，DQFM 法，MCS 法，CCDP，大 LOCA

1. 緒言

地震随伴津波 PRA 手法に関する検討(1)（以下、前報(1)とする）で述べた通り、地震随伴津波事象等の複合事象の PRA 手法の整備は大きな課題となっている。本検討では、まず前報(1)と同様な条件で整備したモデルに対し、MCS 法を用いた地震随伴津波 PRA を実施する。その上で、MCS 法を用いた評価結果と DQFM 法を用いた評価結果の比較を行い、手法の相違による評価結果への影響を考察する。

2. 評価条件

DQFM 法を用いた評価との比較を行うため、前報(1)と同様に仮想 BWR プラントを対象とした大規模配管破断事故（大 LOCA）シーケンスの小イベントツリー／大フォールトツリーのモデルを整備し、同モデルを用いて MCS 法による試解析を行い、条件付き炉心損傷確率（CCDP）を試算した。

本検討では、津波による影響を考慮するため、防潮堤の高さ 20m、原子炉建屋への浸水高さ 25m を評価区分の代表点として設定した。代表点を基準とした津波高さ 0m～20m 未満、20m 以上～25m 未満、25m 以上の 3 区分に対し、津波高さ毎に期待できる緩和設備を設定して、ステップ関数を用いた評価を行った。地震による影響は、津波区分毎に期待できる緩和設備に対して、地震加速度毎（10 区分）にフラジリティを考慮した評価を行った。また、緩和設備として期待する各系統に対しては、津波・地震の影響による故障とは別のランダム故障も考慮した。

3. 評価結果

MCS 法による地震随伴津波事象の評価結果を図 1.に示す。今回算出した値は CCDP であるため、この値に地震随伴津波事象の年超過確率を乗じることで炉心損傷頻度が算出できる。本 MCS 法を用いた評価結果と、前報(1)の DQFM 法を用いた評価結果を比較し、それぞれの手法による評価の妥当性を確認するための考察を行った。

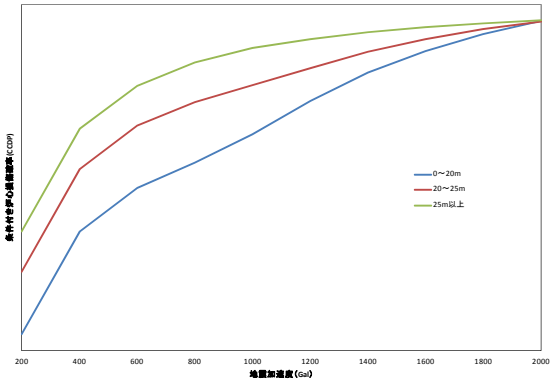


図 1.　評価結果

*Hidekazu Suwa[1], Takayuki Negishi[1], Atsuo Ikeda[1], Hiroto Matsumoto[1], Hitoshi Muta[2], Ken Muramatsu[2], Hirohisa Yamakawa[2]
[1]Nuclear Engineering and Services Co., [2]Tokyo City Univ.

津波 PRA におけるフラジリティ評価手法の開発

Development of a fragility evaluation methodology for the Tsunami PRA

*富樫 貴紀[1]，国政 武史[1]，前原 啓吾[1]，原口 龍将[2]
[1]関西電力株式会社，[2]三菱重工業株式会社

2011 年の東北地方太平洋沖地震により発生した過酷事故を踏まえ、原子力発電所の安全性向上に向けた取組みの一環として津波 PRA により津波リスクを定量化し、その取組みに資することが重要である。津波 PRA のうち、特にフラジリティ評価手法については、国内外で知見が少ないことから、評価手法の開発を行った。

キーワード：確率論的リスク評価，津波，フラジリティ，PRA，安全性向上評価，リスク

1. 緒言

我が国においては、2011 年の東北地方太平洋沖地震で発生した津波により過酷事故が引き起こされたことから、外的事象として津波事象への注目が高くなった。日本原子力学会においては、2012 年に津波 PRA の概念、要求、手法を記載した津波 PRA 実施基準[1]を制定している。これを踏まえ、事業者として、津波 PRA により津波リスクを定量化することで、今後の安全性向上への取組みに資することが重要である。

表　損傷要因、考慮すべき指標、対象設備について

損傷要因	指標		代表プラントにおける対象設備
①被水・没水	津波高さ	水を被るかどうか	屋外の動的機器（電気・電動機器）
		静水圧	屋内の動的機器（電気・電動機器） ⇒静水圧で建屋シールが損傷し建屋内に浸水することで損傷する。
②波力	波自体が衝突して発生する応力		屋外の静的機器（タンク類など）
③漂流物衝突	波により漂流物が衝突して発生する応力		屋外の静的機器（タンク類など）
④洗掘	洗掘深さ		対象なし
⑤海底砂移動	砂堆積量		対象なし

2. 津波フラジリティ評価手法の開発

これまで災害としての観点から津波の発生や被害に関して研究が行われてきた。しかしながら、津波リスクの定量的な評価手法の確定には至っていない。このような状況から、津波 PRA 手法の一環としての津波フラジリティ評価手法の開発を行った。手法開発に際しては、損傷要因に着目し、右記の表のとおり検討・整理を行った。表のうち①被水・没水については安全係数法（機器耐力に関する係数、機器応答に関する係数、遡上応答に関する係数）として構築した（右記の図参照）また、表のうち②波力、③漂流物衝突については、詳細法として構築した。これらの評価手法は、津波特有の不確実さを考慮したうえで、各損傷要因について津波波高をパラメータとして定量的にフラジリティを算出することができ、保守的・簡易的な箇所も含むものの、津波フラジリティ評価一式を完遂させることができる手法である。

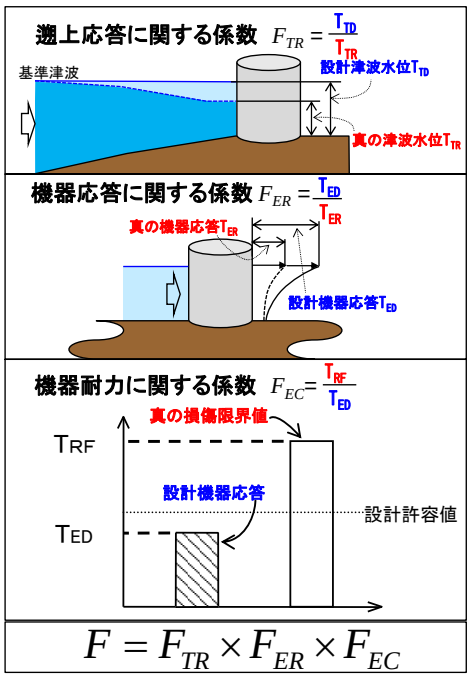


図　今回構築した安全係数について

3. 結論

この手法を開発したことにより、事故シーケンス評価のインプットとして必要となる機器フラジリティの定量化が可能となり、津波による CDF/CFF を算出する体系的な手法整備に資することができた。

参考文献

[1] 原子力発電所に対する津波を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2011(AESJ-SC-RK004:2011)

*Takanori Togashi[1], Takeshi Kunimasa[1], Keigo Maehara[1] and Ryusuke Haraguchi[2]
[1]THE KANSAI ELECTRIC POWER CO.,INC., [2]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.

任意の水平面・鉛直面に対する竜巻飛来物の年間衝突確率評価

Evaluation of Annual Probability of Tornado Missile Strike on Arbitrary Horizontal and Vertical Plates

*江口　譲[1]，村上 貴裕[1]，杉本聡一郎[1]，服部 康男[1]，平口 博丸[1]
[1]（一財）電力中央研究所

多数の竜巻がランダムに発生して一つの飛来物が浮上・飛散する事象が，多数の飛来物が一つの竜巻で浮上・飛散する事象と統計的に等価であることを利用して，一つの飛来物が原子力発電所内の構造物の水平面・鉛直面に 1 年間に衝突する確率を効率的に評価する方法を考案したので，その適用例を示す.

キーワード：竜巻，飛来物，年間衝突確率，原子力発電所

1. 緒言

原子力発電所における竜巻飛来物のリスクを合理的に評価するためには，機器・構造物への飛来物の年間衝突確率を評価する必要がある．著者らは，これまで年間衝突確率評価法[1]を開発したが，その適用は鉛直柱状物体に限られていた．そこで，より一般的な形状の被衝突体に適用することを最終目標とした年間衝突確率評価コード TOMAXI[2]を作成したので，本発表ではその具体的な評価例について紹介する.

2. 評価例

高度 z=10m の高台に自動車が 1 台（寸法：4.4mx1.7mx1.5m，質量：1,140kg，飛行定数 0.0097m^2/kg）あるものとし，最大竜巻風速 92m/s（移動速度 14m/s，旋回速度 78m/s，半径 30m）の竜巻がランダムに来襲するものとした. まず，180m×180m 領域に 301×301 台の自動車を等間隔で配置して飛散軌跡を計算し，各面への条件付衝突確率を求めた．次に，仮定した竜巻風速 V の年超過確率 $H(V)=1.5199\ \exp(-0.10466V)$ を用いた畳み込み積分により，単位面積の水平面および鉛直面に対する年間衝突確率を算出した. 図 1 に示すように，初期位置からの距離 r が大きくなる程，衝突確率は低下する傾向が見られる.

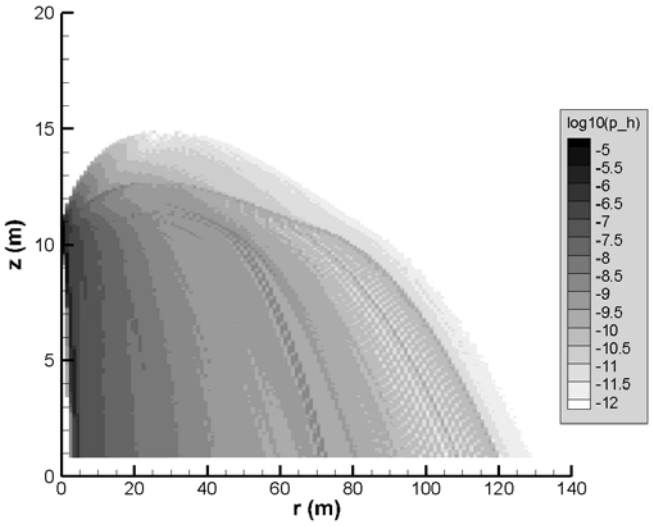


図 1 水平面に対する年間衝突確率（1㎡当たり）
［コンターは確率の常用対数の値で表示］

3.結論

開発した TOMAXI により任意の水平面・鉛直面（飛来物に最大面積となる向き）に対しても適用できるようになった．今後は，より一般的な被衝突体形状・飛来物複数配置に適用を拡張できるようにする.

参考文献 [1] Eguchi, Y., *et al.*, An Evaluation Method for Tornado Missile Strike Probability with Stochastic Correlation, Nuclear Engineering Technology, **49** (2), pp.395-403, 2017. [2] Eguchi, Y., *et al.*, An Estimation Method for Tornado Missile Strike Probability under Assumption of Statistically Isotropic Tornado Path Directions, 2017 Int. Topical Meeting on Probabilistic Safety Assessment and Analysis (PSA 2017), Pittsburgh PA. USA.

*Yuzuru Eguchi[1], Takahiro Murakami[1], Soichiro Sugimoto[1], Yasuo Hattori[1] and Hiromaru Hirakuchi[1]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

Planning Lecture | Board and Committee：Standards Committee 3 -Nuclear Safety Evaluation Committee

Thu. Sep 14, 2017 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room C Open Hall - B1 Block

[2C_PL] Significance and Overview of Basic Safety Principles on Earthquake Engineering for Nuclear Power Plants

Chair: Tsuyoshi Takada (Univ. of Tokyo)

[2C_PL01] The Objective and Scope of Basic Safety Principles on Earthquake Engineering for NPP

*Tsuyoshi Takada[1] (1. Univ. of Tokyo)

[2C_PL02] Overview of Basic Safety Principles on Earthquake Engineering for NPP

*Takashi Takata[1] (1. JAEA)

[2C_PL03] Consideration on Practical Application

*Shigeru Fujimoto[1] (1. Kanagawa Univ.)

[2C_PL04] Comprehensive Discussion

*Tsuyoshi Takada[1] (1. Univ. of Tokyo)

2017年秋の大会

標準委員会セッション　原子力安全検討会［日本地震工学会共催］

地震安全基本原則の必要性とその概要

Significance and Overview of Basic Safety Principles
on Earthquake Engineering for Nuclear Power Plants

（1）地震安全基本原則の目的と範囲

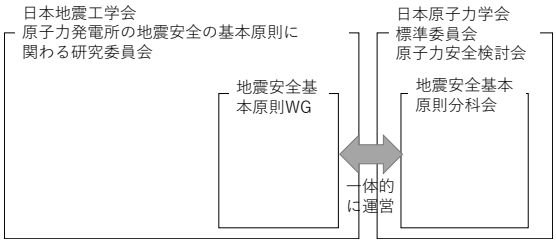
(1) The Objective and Scope of Basic Safety Principles on Earthquake Engineering for NPP

*高田 毅士[1]，成宮 祥介[2]
[1]東京大学，[2]関西電力

1. はじめに

我が国においては、地震は避けることのできない自然ハザードであることから、原子力発電所の地震安全確保は最重要課題である。2011 年 3 月に起きた東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ、規制基準の見直し、原子力発電所における安全対策など、安全性向上と再稼動に向けた努力が続けられている。ただ、安全性向上の努力は、今後も継続的に行うべきものであり、そのためには、福島第一事故の経験等や新たな知見を踏まえ、様々な安全性向上活動をトータルに扱って相互に整合性のとれるような体系を目指した、リスクと深層防護の概念を根幹に置いた新しい安全性確保の基本原則が必要である。

原子力学会標準委員会では、安全にかかる基本的な考え方を体系的に整備することが必要と考え、原子力安全検討会を設置し、「原子力安全の基本的考え方について」のシリーズとして「第 I 編　原子力安全の目的と基本原則」[1]などを発行してきた。さらに震災前には、地震工学会と協働して「地震安全の論理」を発行したが、これらの経緯から 2016 年 4 月に地震工学会は「地震安全基本原則研究委員会」を設け、地震安全に関わる広範な分野の密接な連携の下、多様で深い議論を通して、地震安全に関わる基本原則を明らかにし、それを共有化した上で原子力発電所の安全確保の実践の研究を行うこととした。本委員会（アカデミア、事業者、産業界等の委員、40 名程度）は原子力学会標準委員会と協働し、傘下には、WG1、WG2、WG3 の 3 つの WG を設置することで、原子力発電所を対象にリスクと深層防護の概念に基づく地震安全確保の基本原則の構築と、その実践例をまとめた報告書を発行することを目的として、精力的に活動している。



WG1 では、原子力学会に設置されている地震安全基本原則分科会の活動と連携しつつ、基本安全原則を策定することを念頭にした多分野横断で活発な議論を行っている。上記のように、原子力安全基本原則は IAEA の SF-1 を踏まえて学会版を既に発行しているが、今回の検討はその地震版、というだけにとどまらず、地震安全に特化した原則策定を目標としている。WG2 では、耐震設計、設計外事象対応、プラント内外も含めた地震防災との関わりなど広範な分野を対象にした、地震安全確保のための地盤、建屋、設備機器の要求性能のあり方と実装の考え方について議論している。WG3 では、地震安全確保のための地震ハザード設定の考え方をまとめることとしており、プラント要求性能に応じた地震入力を定めるという考え方を議論している。

今回のセッションでは、地震安全基本原則の目的と範囲、原則案の概要、及び実務への適用性の検討に関して、議論の様を示した上で、原子力発電所の安全確保に関する立場の異なる多様な専門家の講演と参加者との議論を通して、地震安全基本原則に反映すべき課題についても意見を交わす。

(1)　地震安全基本原則の目的と範囲　（東京大学）高田 毅士

---

*Tsuyoshi Takada[1], and Yoshiyuki Narumiya[2]
[1]The Univ. of Tokyo, [2]The Kansai Electric Power Co., Inc.

(2) 地震安全基本原則案の概要 （JAEA）高田 孝
(3) 実務への適用性の検討 （神奈川大学）藤本 滋
(4) 討論 （東京大学）高田 毅士 他

また、ここでは地震安全基本原則の目的と範囲についてその概要ならびに論点を 2.に示す。これら以外の本原則の概要および論点ならびに実践に向けたアプローチについては、次報以降でその検討内容を示す。

2. 地震安全基本原則の目的と範囲

2-1. 目的

本原則は、地震および地震随伴事象に対する原子力安全を対象としている。すなわち、地震安全の目的は、地震および地震随伴事象の発生により生じる原子力発電所の施設とその活動に起因する放射線の有害な影響から人と環境を防護することである。

一般的に、安全とは、「受容できないリスクが無いこと」[2]であると定義される。地震安全とは、地震および地震随伴事象が発生した場合においても、人と環境に対し、原子力発電所の施設とその活動に起因する受容できない放射線リスク（放射線の有害な影響に対するリスク）が無い状態にすることにある。

原子力発電所の施設とその活動に係わる個人又は組織が、この地震安全に対する全ての責務、すなわちそれを果たすために必要な取り組みを行う義務及びその取組に対する責任を果たすことで達成される。

2-2. 範囲

本原則の範囲としては、1)対象とする地震および地震随伴事象、2）対象とする原子力発電所の状態、および 3)対象とする影響の範囲、という視点から議論している。

1) 対象とする地震および地震随伴事象

原子力の施設が設置される敷地において考慮すべきすべての地震を対象とする。また対象とする地震随伴事象には、地震と同時あるいは直後に発生する津波、斜面崩壊、断層変位等の外部事象に加え、地震に従属して発生する内部火災、内部溢水(浸水)等の事象が含まれる。

我が国で発生し得る地震の特徴から、具体的には、地震安全に対する影響は小さいが高い頻度で発生し得る地震から、地震安全に対する影響は大きいが低い頻度で発生し得る地震までが対象となる。

またこれら全ての事象のいくつかが、重畳（同時発生／事後発生） する可能性があることも考慮の対象となる。

2) 対象とする原子力発電所の状態

立地・建設段階から運転（運転状態として出力運転、低出力運転、停止時を含む ）、廃止措置まで、施設の全生涯を対象とする。また、地震および地震随伴事象の作用に加え、施設の構築物・系統および機器の故障（ランダムを含む）の顕在化、人的過誤の発生の可能性とともに、施設の事故時を含めた、様々な状態の発生の可能性も考慮の対象となる。

3) 対象とする影響の範囲

原子力発電所の敷地内に設置される構築物、系統、機器（SSC, Structure, System, Component）に加え、運転員ならびにシビアアクシデント要員等の人的資源を考慮する。前者には、使用済み燃料プール、使用済み燃料や廃棄物とその貯蔵施設、シビアアクシデントに対処するための施設、敷地内道路等、原子力施設の地震安全に関わる活動に直接・間接に関わりうる敷地内の全ての施設がその対象に含まれる。

地震および地震随伴事象の発生に際しては、施設の被害と周辺地域の被害が相互に影響するため、敷地外からの支援物資、敷地へのアクセスルートならびに敷地外からの緊急時対応要員についても考慮する必要がある。これを踏まえると、敷地外の人的あるいは関連施設の被害や復旧時間の原子力発電所施設への影響についても考慮の対象となる。

参考文献

[1] 日本原子力学会, “原子力安全の基本的考え方について 第 I 編 原子力安全の目的と基本原則”, AESJ-SC-TR005:2012
[2] ISO/IEC Guide 51:2014, “Safety aspects –Guidelines for their inclusion in standards”

2017年秋の大会

標準委員会セッション　原子力安全検討会［日本地震工学会共催］

地震安全基本原則の必要性とその概要
Significance and Overview of Basic Safety Principles
on Earthquake Engineering for Nuclear Power Plants

（2）地震安全基本原則案の概要

(2) Overview of Basic Safety Principles on Earthquake Engineering for NPP

*高田 孝[1]，高田 毅士[2]，成宮 祥介[3]，神谷 昌伸[4]，神保 雅一[5]，牟田 仁[6]，林 健太郎[3]
[1]原子力機構，[2]東京大学，[3]関西電力，[4]日本原子力発電，[5]東芝，[6]東京都市大学

1. 地震安全基本原則案の概要

地震安全基本原則案では、以下に示すように大きく二つの構成に分かれている。

I. 基本原則
- 1　地震安全の目的
- 2　地震安全の対象
- 3　地震安全における基本的考え方
- 4　地震安全への対処の考え方
- 5　地震安全における緊急時の住民避難

II. 実践に向けたアプローチ
- 6　地震安全のための要求性能
- 7　地震安全のプラントへの実践
- 8　地震安全における緊急時の住民避難に対するアプローチ

また、原則を理解する上で重要となる用語や、本文中で使われ共通的に認識すべき用語の説明が加えられている。地震安全基本原則の検討では、原子力学会にて検討された原子力安全の目的と基本原則[1]をベースとし、地震安全において特筆すべき事項を議論した上で具体的な実践に向けたアプローチを検討した。

本セッションの「(1) 地震安全基本原則の目的と範囲」において基本原則の 1 および 2 について述べられており、ここでは基本原則としての 3～5 についてその概要ならびに論点を示す。本基本原則のもう一つの骨子である「実践に向けたアプローチ」については、次報「(3) 実務への適用性の検討」として 6 および 7 についてその検討内容を示す。

2. 地震安全における基本的考え方

ここでは安全確保の基本的考え方と要求性能との関係性について議論されている。地震安全においても安全確保のための具体的な目標（安全目標）が必須となる。本来、安全目標は「人命に加え、社会リスクの観点も考慮に入れて対象のシステムの稼働・不稼働がもたらす人・社会・環境への多様なリスクを勘案して決定すべきものであり」[2]、社会的な役割（便益）がなければシステムを構築する必要性はない。本原則において、このシステムがもたらす社会的な役割（便益）を「供用性(serviceability)」と定義し、原子力発電所システムの安全設計は、供用性の確保を目的とし、必要な安全確保の要求性能を満たすべきものとした。供用性は地震安全に特化したものではなく、システム設計における普遍的な目的であるが、地震安全の確保に関する要求性能において設計の果たす役割は大きく、このため本基本原則において供用性に係る要求についても併せて記載することとした。なお安全確保においては、常に最新知見を反映した継続的な向上とそれを強固に浸透させる安全文化の醸成が重要である。

---

*Takashi Takata[1], Tsuyoshi Takada[2], Yoshiyuki Narumiya[3], Masanobu Kamiya[4], Masakazu Jinbo[5], Hitoshi Muta[6], and Kentaro Hayashi[3]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]The Univ. of Tokyo, [3]The Kansai Electric Power Co. ,Inc., [4]The Japan Atomic Power Company, [5]Toshiba Corporation, [6]Tokyo City Univ.

3. 地震安全への対処の考え方

地震安全への対処の考え方としては、実現するための手段（効果的なマネジメントシステム）、継続的安全性向上、深層防護概念の適用およびリスクマネジメントについて記載されている。地震時においては、想定を超える異常事象に対し、サイト内外の現状を勘案して運転員が柔軟に適切な回復操作（レジリエンスエンジニアリング）の実施を強要するマネジメントシステムの構築が重要となること、また共通要因故障が内的事象の順序と同一とは限らないため、深層防護概念におけるレベル（階層）分けや深層防護を実現させる手段は必ずしも内的事象と同一である必要はないことが議論された。

リスクマネジメントは総合的なリスク情報をもとに判断される。確率論的リスク評価（PRA）は、深層防護の有効性を判断するための有効な手法であるが、特に地震 PRA においては不確かさを含めた評価範囲の限界について十分留意し、何らかの補完的方法と統合して判断する必要があることが議論された。補完方法としては、決定論的評価や国内外の良好事例などが挙げられた。

地震安全における深層防護概念の実装は、基本原則の実践に向けたアプローチとして重要となる。従来の考え方では個々の設備単体でそれぞれの防護レベルに応じた設計が行われているが、本来総合的に安全性を確保することが肝要となる。特に地震安全においては、柔軟な対応により、設備集合（システム）としての安全性確保が有効となる。そこで「6.　地震安全のための要求性能」として深層防護の防護レベルに対し、設備単体で対応を実現するもの、設備集合として対応を実現するレベル、それを超えた状態に対し避難を含む防災で対応するレベルを想定し、具体的なプラントへの実践を検討した。これらについては次報で示す。

4. 地震安全における緊急時の住民避難

深層防護における最後のレベルとなる緊急時の住民避難は、他のレベルと切り離して考えるものではなく、一連の流れとして検討されるべきである。地震時においては、複合災害（サイト外における地震災害＋原子力災害）となり得るため、広域な地震被害を考慮した住民避難の準備が重要となる。本原則では「8. 地震安全における緊急時の住民避難に対するアプローチ」において具体的に考慮すべき項目を摘出した。

また、原子力発電所のインフラは一般構造物と比べて高い耐震性を有している。従って、原子力発電所のインフラを地域の地震防災に活用するなどにより、地震および地震随伴事象により原子力発電所の異常事態に至らない場合でも地域防災に寄与することが可能である。このような、緊急時における住民避難を確実にする能力を維持し、人の生命や健康に対するいかなる影響も緩和できるシームレスな連携についても議論がなされた。

参考文献

[1] 日本原子力学会, “原子力安全の基本的考え方について 第 I 編 原子力安全の目的と基本原則”, AESJ-SC-TR005:2012

[2] 日本学術会議, “工学システムに対する社会の安全目標”, 2014.

2017年秋の大会

標準委員会セッション　原子力安全検討会［日本地震工学会共催］

地震安全原則の必要性とその概要
Significance and Overview of Basic Safety Principles
on Earthquake Engineering for Nuclear Power Plants

（3）実務への適用性の検討

(3) Consideration on Practical Application

*藤本 滋[1]，高田 毅士[2]，成宮 祥介[3]，飯島 唯司[4]，伊神 和忠[5]，梅木 芳人[6]，大鳥 靖樹[7]，
田村 伊知郎[8]，樋口 智一[9]，美原 義徳[10]
[1]神奈川大学，[2]東京大学，[3]関西電力，[4]日立 GE，[5]三菱重工業，[6]電力中央研究所，[7]東京都市大学，
[8]中国電力，[9]東芝，[10]鹿島建設

1. はじめに

地震工学会「地震安全基本原則研究委員会」では、深層防護とリスクの概念を基本においた原子力発電所の地震時の安全性確保の基本原則を提言すべく検討を行っている。本研究員会の傘下にて、WG1 では地震時安全性確保のための基本原則の策定することを目指している。WG2 では、この地震基本原則を原子力発電所の土木構築物、建築物や発電設備システムなどの耐震設計や設計外事象対応へ適用するための具体的な設計手法を提案することを検討している。WG3 では、地震安全性確保のための地震ハザード設定の考え方をまとめている。

本稿では、WG2 にて議論を行っている「WG1 で検討されている地震安全基本原則」を原子力発電所の耐震設計や設備集合（システム）の安全性確保のための設計に適用する方法について検討状況を報告する。まず、深層防護の考え方を耐震設計に適用し、地震に起因する事象と深層防護レベルの対応の考え方を整理した。さらに、設備集合（システム）の信頼性に着目してこれをリスクの概念を用いて評価することとし、従来の単体の耐震設計と地震安全評価（PRA 等）による設備集合（システム）の設計・評価を組み合わせた耐震設計体系を提案した。

2. 地震安全原則の耐震設計への適用の考え方

2-1. 深層防護の耐震設計への応用

地震安全原則の実プラント設計への適用における具体的なアプローチとして、深層防護レベルと地震時のプラント状況の関係について、内的事象の場合の深層防護レベルの考え方を参考に新規制基準での要求事項を踏まえ整理した。

地震による設備の損傷や機能喪失は、内的事象で想定している共通要因故障の考え方と同一とは限らず、同じ思想で設計されている設備であれば複数設備が同時に損傷する可能性があるなど、内的事象の場合と地震の場合では想定すべき事象が異なる。しかしながら、深層防護の各レベルの目的や位置づけは内的事象と地震を含む外的事象とは同じと考えてもよい。そこで、従来の耐震設計の考え方（地震トリップ、耐震重要度など）に基づいて地震時の設備損傷状況を想定して内的事象の場合と対応するように整理することにより、地震事象に対する深層防護レベルの考え方およびレベル間の境界を整理した。整理結果を表 2.1 に示す。なお、表中のレベル間の境界には、内的事象に対応する境界事象の表記も追記した。この境界事象の考え方については議論継続中である。

---

*Shigeru Fujimoto[1], Tsuyoshi Takada[2], Yoshiyuki Narumiya[3], Tadashi Iijima[4], Kazutada Ikami[5], Yoshito Umeki[6], Yasuki Otori[7], Ichro Tmura[8], Tomokazu Higuchi[9] and Yoshinori Mihara[10].

[1]Kanagawa Univ., [2]The Univ. of Tokyo, [3]The Kansai Electric Power Co., Inc. , [4]Hitachi GE Nuclear energy, Ltd., [4]Mitsubishi Heavy Industries, [6]Central Research Institute of Electric Power Industry, [7]Tokyo City Univ., [8]Chugoku Electric Power Co., Inc., Ltd., [9]Toshiba Corporation, [10]Kajima Corporation.

表 2.1 外部事象（地震）の深層防護の考え方

深層防護レベル	地震の場合			
	目的	考え方	対応策:例	レベル間の境界
レベル1	プラント設備の破損防止	地震に対して通常運転の継続	・常用系設備の耐震設計	地震が起因による原子炉トリップ（内的事象:原子炉トリップ）
レベル2	地震の検知及びプラント設備の破損防止	地震に対して安全停止に移行 → 地震後、通常運転への復帰	・原子炉トリップ発信 → 地震トリップ、外部電源喪失など ・常用系設備の耐震設計	通常運転に必要な設備が壊れない地震動（内的事象:通常運転への復帰不可）
レベル3	設計基準地震動内の制御(安全系設備の破損防止)	地震に対して安全停止に移行 炉心冷却形状の維持。放射性物質の閉じ込め機能の維持。	・安全系設備の耐震設計（耐震Sクラス）	安全系設備の損傷（内的事象:著しい炉心損傷）
レベル4	放射性物質の大規模放出の防止	炉心冷却形状の維持 もしくは、 放射性物質の閉じ込め機能の維持(溶融炉心の冷却維持)	・安全系設備の耐震設計 ・重大事故等対処施設 → 炉心注入機能、CV 減圧機能等の可搬設備他	閉じ込め機能の喪失（内的事象:大規模放出含む）
レベル5	放射性物質の大規模な放出による放射線影響の緩和	大規模放出に対して、一般公衆への影響緩和	・避難計画	

2-2. 深層防護に基づく耐震安全性の概念

深層防護に基づく耐震安全性の概念を図 2.1 に示す。この図は、深層防護レベルごとに設備個々のフラジリティ曲線および設備集合（システム）のフラジリティ曲線を示したものである。また、設備集合のフラジリティ曲線と地震ハザード曲線を用いた確率論的地震安全評価により、異常な過渡変化、著しい炉心損傷、格納容器損傷および大規模放出の年発生確率を評価することができる。

個々の設備は、設計に用いた地震の強度に応じた信頼性を有しており、図 2.1 では供用性検討用地震と深層防護レベル１、２に該当する設備のフラジリティ曲線、安全性検討用地震と深層防護レベル３、４に該当する設備のフラジリティ曲線が対応する。地震に対する設備の信頼性は、設計において想定した地震動強度を境界にこれを超えるか否かで機能維持の可否が不連続に変化するものではなく、図 2.1 に示すフラジリティ曲線のように地震動強度に対して徐々に変化するものである。

設備集合のフラジリティ曲線は、当該レベルの深層防護の機能を喪失する事象（異常な過渡変化、著しい炉心損傷、格納容器損傷および大規模放出）の発生確率を表すものであり、設備構成に応じて個々の設備のフラジリティ曲線を並列・直列に合成することにより計算される。同一の機能を有する複数の設備が並列に構成され、多重性・多様性を考慮することができる設備集合の場合、地震により個々の設備が損傷したとしても必ずしも設備集合の機能を喪失しないため、設備集合のフラジリティ曲線は個々の設備のフラジリティ曲線よりも図において右側の信頼性の高い領域に位置する。また、図 2.1 では後段の深層防護レベルほど設備集合のフラジリティ曲線が右側に位置するが、これは前段のレベルの事象が発生した上で後段のレベルに該当する設備の機能も喪失した際に後段レベルの事象が発生するためである。

原子炉施設の耐震安全性は、深層防護レベルに応じて設備集合が地震に対して必要な信頼性を有することであると言える。このような深層防護に基づく耐震安全性の考え方を適用して、設備単体の設計に加えて設備集合の信頼性をリスクの概念に基づき評価する地震安全評価（PRA 等）を取り入れた耐震設計手順を検討した。

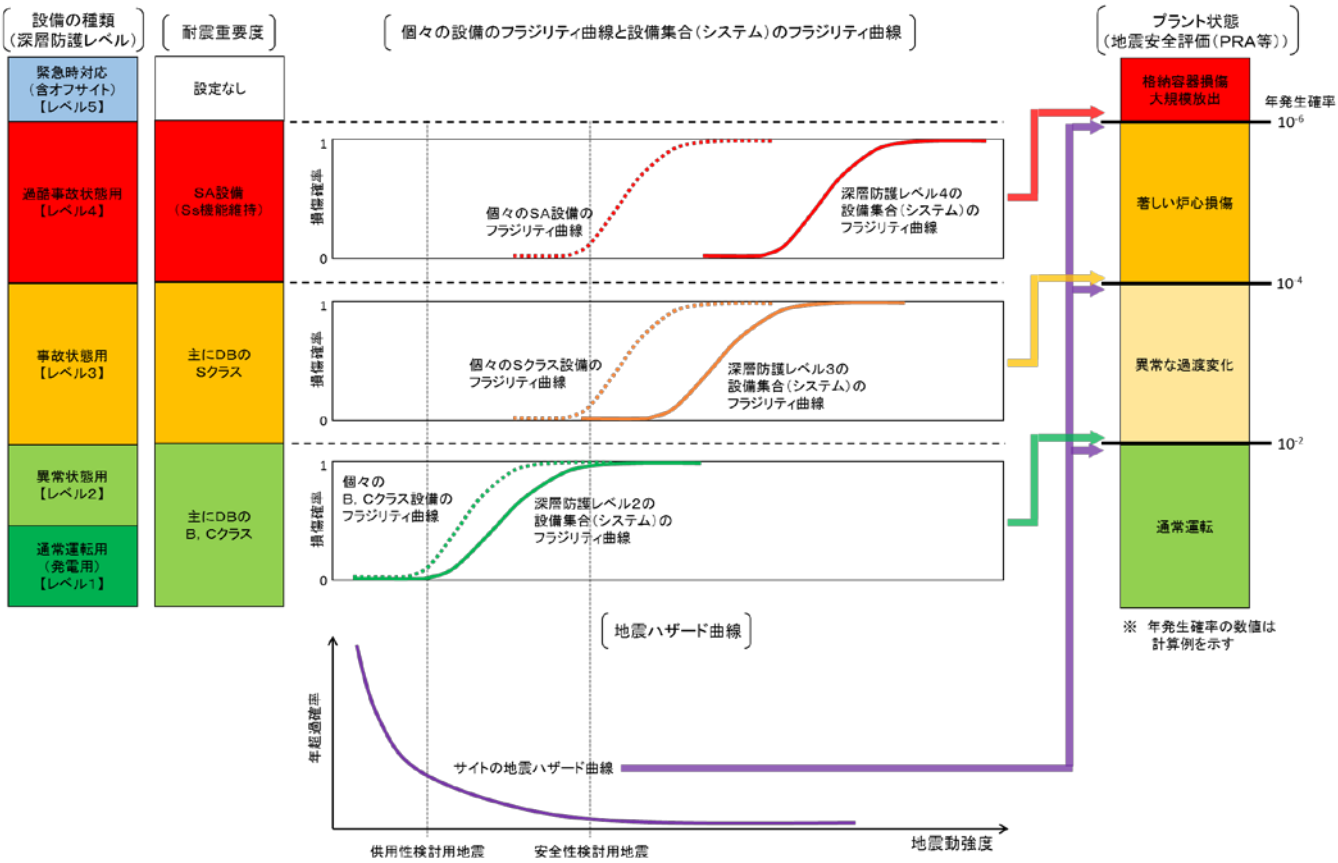


図 2.1 深層防護に基づく耐震安全性の概念

2-3. 地震安全原則に基づいた耐震設計体系

2011 年東北地方・太平洋沖地震などを契機に、設計の想定を超える地震動をも考慮した耐震設計のあり方が求められて来ている。現行の耐震設計においては、設備単体としての設計を重視し、設備集合（システム）の信頼性に着目した評価には重きをおいて来なかった。そこで本検討では、地震深層防護に基づく耐震安全性の考え方を踏まえて、リスクの概念を考慮した設備集合（システム）の設計・安全性評価手法を取り入れ、「原子力発電所の地震時の性能確保のための設計体系（案）」（図 2.2）を作成した。

設備単体の設計においては、確率論的地震ハザード評価に基づき要求性能に応じた地震（供用性検討用地震、安全性検討用地震）を設定して地震力を算出し、要求性能に応じた許容値を満足するよう設計する。

深層防護レベル３、４に該当する設備については、設備集合（システム）としても設計・評価を行うこととし、フラジリティ評価、事故シーケンス評価およびシステム目標に照らした判定から成る地震安全評価（ＰＲＡ等）を行う。システムの再検討が必要な場合は、機能強化、多重性・多様性を考慮した緩和系設備の組合せ、運用面での対策等のシステム最適化を検討することで、設備集合としてシステム目標を満足するよう設計する。なお、システム最適化の検討には、地震安全評価（PRA 等）の結果に基づき設備単体設計における許容値を変更するなど、設備単体設計の最適化も含まれる。

本設計体系を適用することにより、設備単体設計で想定した地震よりも発生頻度が小さく規模の大きい地震に対しても原子炉施設の耐震安全性を担保でき、かつ合理的な設計を行うことができるようになると考える。ただし、現状では確率論的地震ハザードと決定論的地震動との関係性は必ずしも明確にされていないため、今後の課題として WG3 での議論を踏まえながら検討を続けて行く予定である。

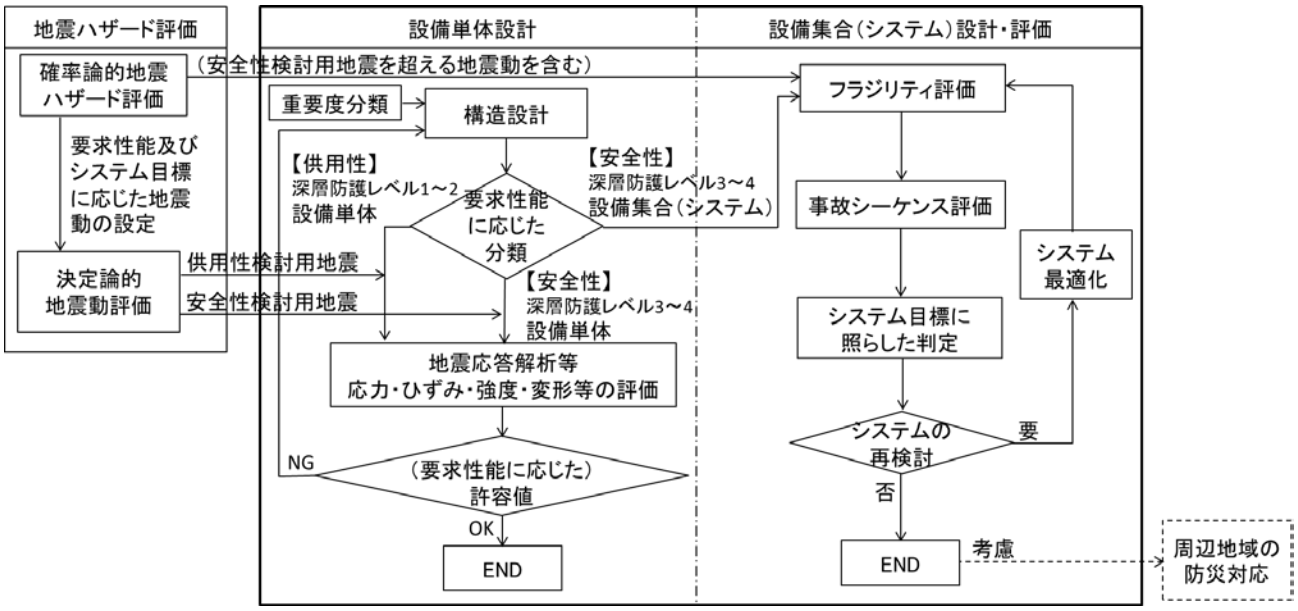


図 2.2 原子力発電所の地震時の性能確保のための設計体系（案）

3. おわりに

地震安全基本原則に基づいて、従来の設備単体の耐震設計とリスク概念を考慮して設備集合（システム）の信頼性を評価する地震安全評価（PRA 等）を組み合わせて最適な設備集合（システム）の設計を行う耐震設計体系について検討を行って来たが、この耐震設計体系の実際の原子力発電所の建物、構築物、機器・配管系やそれらの集合である設備集合（システム）への適用性についての検証は未だ行われていない。このため、今後は、耐震安全上、重要と思われる設備集合（システム）について具体的な適用検討を行い、提案した耐震設計体系の妥当性を評価して行く予定である。

Planning Lecture | Board and Committee | Standards Committee 3 -Nuclear Safety Evaluation Committee

[2C_PL] Significance and Overview of Basic Safety Principles on Earthquake Engineering for Nuclear Power Plants

Chair: Tsuyoshi Takada (Univ. of Tokyo)

Thu. Sep 14, 2017 1:00 PM - 2:30 PM Room C (Open Hall - B1 Block)

[2C_PL04]Comprehensive Discussion

*Tsuyoshi Takada[1] (1. Univ. of Tokyo)

2016年4月に、日本地震工学会は、原子力発電所を対象にリスクと深層防護の概念に基づく地震安全確保の基本原則の構築とその実践例をまとめた報告書の発行を目的として、「原子力発電所の地震安全の基本原則に関わる研究委員会」を設置した。原子力学会標準委員会では、原子力安全検討会傘下に地震安全基本原則分科会を設け、本研究委員会と協働する形で検討を進めている。

本セッションでは、地震安全基本原則の目的と範囲、原則案の概要、及び耐震設計実務への適用性の検討に関して議論の様を紹介し、地震安全基本原則に反映すべき課題も含めた、参加者との意見交換を行う。

©Atomic Energy Society of Japan

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：306-1 Nuclear Safety Engineering, Nuclear Installation Safety, PSA

Thu. Sep 14, 2017 2:45 PM - 4:25 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 5:45 AM - 7:25 AM UTC | Room C Open Hall - B1 Block

[2C11-16] PRA 3

Chair:Sunghyon Jang (Univ. of Tokyo)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[2C11] Development of Internal Flood Level 1 PRA Model for Light Water Reactor

*Tamio Koriyama[1], Kotaro Sakata[1], Yoshikane Hamaguchi[1], Tomomichi Itoh[1] (1. S/NRA/R)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[2C12] The Progress of PRA for SHIKA NPS unit2

(2)PRA evaluation results of SHIKA NPS unit2 during shutdown state(Level1)

*Shinichi Hamatani[1,2], Mutsuhiro Nakada[1], Toshihiro Aida[1], Daisuke Suimon[1], Keigo Morita[1], Takayuki Negishi[2], Atsuo Ikeda[2], Junya Masuko[2] (1. Hokuriku Electric Power Co., 2. Nuclear Engineering and Services Co.)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[2C13] KK-6,7 project Internal Event Operating Level 1 PRA Model Sophistication Progress Report

(1)Project summary

*ryota tomiyasu[1], chikahiro sato[1], hiroshi abe[1], masanori takeuchi[2], toshinobu kita[2], yoshihiro ooyama[2] (1. TEPCO SYSTEMS CORPORATION, 2. Tokyo Electric Power Company Holdings,Inc.)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[2C14] KK-6,7 project Internal Event Operating Level 1 PRA Model Sophistication Progress Report

(2)Identification Initiating Event and Estimation of Frequency

*Keisuke Maeda[1], Ryouta Tomiyasu[1], Natsuki Shiraishi[1], Chikahiro Sato[1], Hiroshi Abe[1], Masanori Takeuchi[2], Toshinobu Kita[2], Yoshihiro Ooyama[2] (1. TEPSYS, 2. TEPCO HD)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[2C15] KK-6,7 project Internal Event Operating Level 1 PRA Model Sophistication Progress Report

(3)Analysis of Accident Sequence

*Shohei Yamagishi[1], Shunsuke Tanno[1], Teruyoshi Sato[1], Chikahiro Sato[1], Hiroshi Abe[1], Masanori Takeuchi[2], Toshinobu Kita[2], Yoshihiro Ooyama[2] (1. TEPSYS, 2. TEPCO)

4:00 PM - 4:15 PM JST | 7:00 AM - 7:15 AM UTC

[2C16] KK-6,7 project Internal Event Operating Level 1 PRA Model Sophistication Progress Report

(4)Evaluation of Interinfluence between Adjacent Units

*Shuhei Matsunaka[1], Hiroshi Abe[1], Manabu Watanabe[2], Yoshihiro Oyama[2] (1. TEPCO SYSTEMS, 2. TEPCO)

4:15 PM - 4:25 PM JST | 7:15 AM - 7:25 AM UTC

Time reserved for Chair

軽水炉を対象にした内部溢水レベル 1 PRA モデルの整備

Development of Internal Flood Level 1 PRA Model for Light Water Reactor

*郡山 民男[1]，坂田 光太郎[1]，濱口 義兼[1]，伊東 智道[1]

[1]原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

4 ループ PWR 及び ABWR を対象に内部溢水レベル 1PRA 手法を検討した。この結果、内部溢水により炉心損傷に至る評価手法を精緻にするとともに、前者は 2 次系配管等、後者は制御建屋の消火系等を溢水源とするシナリオの炉心損傷頻度の割合が大きいことが分かった。

キーワード：PRA、溢水シナリオ、イベントツリー、フォールトツリー、炉心損傷頻度

1. 緒言

実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイドでは、実施手法の成熟状況に応じ、PRA の対象事象を段階的に拡張していくものとし、今後、検討していく事象として内部溢水 PRA が例示されている。原子力規制庁長官官房技術基盤グループでは、4 ループ PWR[1]及び ABWR を対象に没水及び被水を考慮した内部溢水レベル 1PRA モデルの整備を進めており、知見の蓄積のため、炉心損傷頻度を算出した。

2. 内部溢水シナリオの設定及び事故シーケンスの定量化

4 ループ PWR と同様[1]、ABWR について溢水区画の同定、溢水源の抽出、溢水伝播経路の同定及び溢水影響を受ける系統・機器の抽出を実施し、内部溢水シナリオを設定した。なお、ABWR では溢水伝播経路の同定の際に、感度解析の一環として区画底面から隣接区画底面へ伝播する溢水の分析を加味した。同シナリオに対し、NUCIA[2]の溢水事象データのベイズ更新による発生頻度、イベントツリー及びフォールトツリーを適用した定量化により炉心損傷頻度に占める割合の大きい主要な内部溢水シナリオを得た。

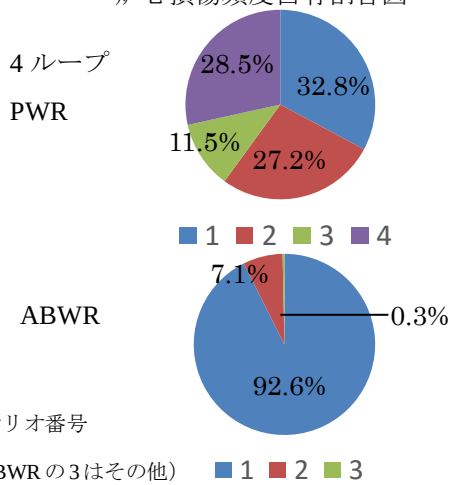
3. 結論

主要な内部溢水シナリオの溢水源と溢水によって発生する起因事象を溢水源と起因事象の表に、シナリオ別炉心損傷頻度の割合を炉心損傷頻度占有割合図に示す。起因事象を引き起こし、かつ安全系機器を幅広くサポートする電気系統等の故障を招く溢水源、すなわち、4 ループ PWR においては補助蒸気供給配管、原子炉補機冷却海水系配管等、ABWR においては制御建屋の消火系等を溢水源とする溢水シナリオが炉心損傷頻度の大きな割合を占めた。特に、前者の補助蒸気供給配管からの溢水は原子炉トリップ遮断器に影響を与えトリップに失敗する、後者の制御建屋の消火系からの溢水は供給量が大きくかつ機器が短時間で没水の影響を受けることから最大の割合を占めた。今後、これらの検討結果に基づいて内部溢水シナリオの分析を行い、溢水に伴う蒸気の影響も考慮したより詳細な内部溢水レベル 1PRA モデルの整備を進める。

溢水源と起因事象の表

プラント	シナリオ	溢水源	溢水により発生する起因事象
4 ループ PWR	1	補助蒸気供給配管	過渡事象
	2	原子炉補機冷却海水系配管	
	3	補助給水系配管	手動停止
ABWR	1	制御建屋消火系	過渡事象、非常用母線機能喪失（安全系機器への影響大）
	2	原子炉補機冷却水系	

炉心損傷頻度占有割合図



参考文献

[1] 郡山 民男ほか，「内部溢水レベル 1 PRA モデル整備」，F33，日本原子力学会 2015 年秋の大会，2015/9/9-11

[2] 原子力施設情報公開ライブラリー（http://www.nucia.jp/、原子力安全推進協会運営）

*Tamio Koriyama[1], Kotaro Sakata[1], Yoshikane Hamaguchi[1] and Tomomichi Itoh[1]

[1]Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority

志賀原子力発電所２号機における PRA モデル整備の取り組みについて （2）重大事故等対処設備等を考慮した停止時レベル 1PRA の評価結果

The Progress of PRA for SHIKA NPS unit2

(2) PRA evaluation results of SHIKA NPS unit2 during shutdown state(Level1)

*浜谷 眞一[1,2]，中田 睦洋[1]，四十田 俊裕[1]，水門 大輔[1]，森田 圭吾[1]，根岸 孝行[2]，池田 敦生[2]，増子 順也[2]

[1]北陸電力（株），[2]原電エンジニアリング（株）

本稿では、福島第一原子力発電所の事故を踏まえて各種安全対策を講じた志賀原子力発電所２号機（以下、志賀２号機）の安全対策実施前後のプラント状態での内的事象停止時レベル 1PRA（以下、停止時レベル 1PRA）の評価結果を示す。また、志賀２号機における各種安全対策のリスク低減効果、及び今後の PRA の課題について考察する。

キーワード: 確率論的リスク評価（PRA）、停止時レベル 1PRA、炉心損傷頻度（CDF）、プラント状態（POS）、改良型沸騰水型軽水炉（ABWR）

1. 緒言

北陸電力では、自主的安全性向上の一環として PRA モデル整備の自営化を段階的に進めている。志賀２号機（ABWR）では、これまで福島第一原子力発電所の事故を踏まえ、重大事故等対処設備の設置等、様々な安全対策に取り組んできていることから、定量的にリスク低減効果を確認するため、各種安全対策（以下、SA/AM 策）を考慮した停止時レベル 1PRA のモデル整備を実施した。本稿では、前報[1]で報告済みの出力運転時レベル 1PRA の評価結果に引き続き，新たに整備した停止時レベル 1PRA の評価結果を報告する。

2. PRA の対象としたプラント状態

本評価では、志賀２号機の停止時レベル 1PRA を評価対象とする。定期検査工程については、実績をベースに仮想の工程を設定した。なお、ケース１は SA／AM 策を考慮しないモデル（SA／AM 剥ぎ取り）とし、ケース２は SA／AM 策を考慮したモデル（SA／AM 考慮）とする。

3. 評価結果

ケース１とケース２の停止時レベル１PRA の評価結果を図１に示す。定期検査あたりの炉心損傷頻度（CDF）では、ケース１の 1.0×10^{-5}［／定期検査］に対し、ケース２は 2.9×10^{-10}［／定期検査］となった。この結果から、定期検査あたりの CDF はケース１からケース２で約 5 桁低減しており、SA／AM 策によって、停止時レベル 1PRA の炉心損傷リスクが低減されていることが確認できた。

POS 別の CDF 評価結果では、ケース１の定期検査あたりの CDF の中で、POS-B1、B2 及び B3 の CDF の占める割合が大きい結果となっているが、ケース２においては何れの POS も CDF が約 7 桁低減しており、定期検査あたりの CDF に占める割合も低減する結果となった。これは、ケース１の CDF においてドミナントとなっていた「外部電源喪失＋非常用 D/G 機能喪失」に対し、ケース２では電源供給手段の多様化などの SA／AM 策をモデル化した効果によるものである。

なお、北陸電力では、今後も、自主的安全性向上に向けて自営化による PRA モデル整備の範囲を拡大しており PRA を活用した志賀２号機の更なるリスク低減の検討や発電所内でのリスク情報活用を進める計画である。

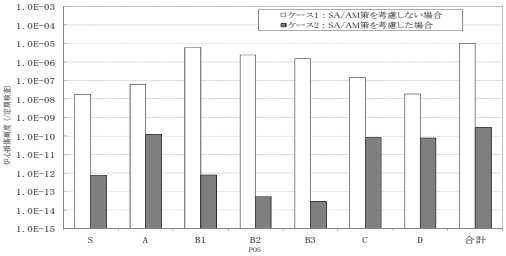


図１　POS 別における炉心損傷頻度の評価結果

参考文献　［1］杉原一洋他，日本原子力学会　2017 年春の年会　3M16

* Shinichi Hamatani[1,2], Mutsuhiro Nakada[1], Toshihiro Aida[1], Daisuke Suimon[1], Keigo Morita[1], Takayuki Negishi[2], Atsuo Ikeda[2], and Junya Masuko[2]

[1]Hokuriku Electric Power Co., [2]Nuclear Engineering and Services Co.

柏崎刈羽 6,7 号機 内的事象運転時レベル 1PRA モデル高度化の検討状況 （1）プロジェクト概要

KK-6,7 project Internal Event Operating Level 1 PRA Model Sophistication Progress Report

(1) Project summary

*富安 亮太[1]，佐藤 親宏[1]，阿部 博[1]，竹内 雅憲[2]，喜多 利亘[2]，大山 嘉博[2]

[1](株)テプコシステムズ，[2]東京電力ホールディングス(株)

国内における現状の PRA モデルは，そのモデルの詳細さについて米国との間にギャップがあることが確認されており，米国とのギャップを踏まえたモデルの高度化について検討した。

キーワード：PRA，レベル 1，高度化

1. 緒言

これまで国内で実施されてきた確率論的リスク評価（PRA）モデルは，米国の PRA モデルと比べてギャップがあるとの議論があった。そこで，国内 BWR プラントの代表プラントとして柏崎刈羽 7 号機を選定し，全 PRA モデルのベースとなる内的事象運転時レベル 1PRA のモデルについて米国のモデル化手法と比較・検討し，モデルを高度化している。PRA モデルの高度化は Phase Ⅰ と Phase Ⅱ の 2 段階で実施する計画であり，Phase Ⅰ では課題抽出・対応検討を行うためのパイロット評価を行い，Phase Ⅱ では短期間では対応できない Phase Ⅰ からの課題への対応や詳細モデル化，さらに海外のエキスパートによる意見を取り入れモデルを最終化していく予定である。本稿では Phase Ⅰ の検討状況について報告する。

2. 米国モデルとのギャップに対する主な検討事項

モデルを高度化するにあたり，表 1 に示す要素毎に分けて検討を行っている。米国モデルとのギャップに対する主な検討事項の例として起因事象の選定，事故シーケンスの分析，システム信頼性解析，人間信頼性解析の概要を示す。起因事象の選定については，プラントの特徴の分析をこれまでよりも詳細化して起因事象を抽出したことで，起因事象数が増加する結果となり，特に LOCA やサポート系喪失の起因事象が増加した。事故シーケンスの分析については，圧力抑制機能や格納容器先行破損後注水の検討，終状態の細分化などについて検討し，イベントツリーを見直すことにより，より現実的なプラント挙動に応じたモデルを構築した。システム信頼性解析については，国内学会標準（2013）に従ったモデル化対象機器の故障モードの抽出を行った。人間信頼性解析については，従来は THERP 手法を用いていたが，EPRI HRA Calculator の体系に移行し，従来よりも多くの PSF（Performance Shaping Factors）の考慮，手順の合図の時間，応答時間及び時間余裕を考慮したうえで，人的過誤確率（HEP）の更新を行った。

表 1 内的事象運転時レベル 1PRA のモデルの主な構成

ID	要素
IE	起因事象の選定及び発生頻度の評価
SC	成功基準の設定
AS	事故シーケンスの分析
SY	システム信頼性解析
HR	人間信頼性解析
DA	パラメータの作成
QU	事故シーケンスの定量化

3. 今後の予定

米国とのギャップを踏まえた PRA モデルの比較・検討を行うことにより，PRA モデルの高度化を進めている。Phase Ⅰ の成果については海外のエキスパートによるレビューを受けているところであり，Phase Ⅱ では海外エキスパートの意見を分析し，モデルに反映していくとともに，現在，産業界で取り組んでいる国内実績に基づいた PRA 用パラメータの反映などに取り組んでいく。

---

*Ryota Tomiyasu[1], Chikahiro Sato[1], Hiroshi Abe[1], Masanori Takeuchi[2], Toshinobu Kita[2] and Yoshihiro Ooyama[2]

[1]Tepco Systems Corporation, [2]Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.

柏崎刈羽 6,7 号機 内的事象運転時レベル 1PRA モデル高度化の検討状況 （2）起因事象の選定及び発生頻度の評価

KK-6,7 project Internal Event Operating Level 1 PRA Model Sophistication Progress Report
(2) Identification Initiating Event and Estimation of Frequency

*前田 佳祐[1]，富安 亮太[1]，白石 夏樹[1]，佐藤 親宏[1]，阿部 博[1]，
竹内 雅憲[2]，喜多 利亘[2]，大山 嘉博[2]
[1](株)テプコシステムズ，[2]東京電力ホールディングス(株)

起因事象の選定では，格納容器内 LOCA を配管破断箇所等に応じて細分化し，格納容器外 LOCA のモデル化範囲を拡大する等の高度化を図った。発生頻度の評価では，サポート系喪失の起因事象についてフォールトツリー解析で評価した。

キーワード：PRA，**レベル** 1，**起因事象**，LOCA，**フォールトツリー解析**

1. 評価概要　文献調査, 国内トラブル事例の調査, 前兆事象を含む個別プラントの実績調査, FMEA, LOCA の分析等を通じて，起因事象を選定し，各起因事象の発生頻度を評価した。

起因事象の選定では，格納容器内 LOCA について従来の配管破断規模（大中小）だけでなく破断箇所を明確にして各々の事故シナリオを展開し，さらに流出する冷却材の相に応じて細分化してモデルの精度を向上させた（表 1）。また，格納容器外 LOCA は従来評価していた ISLOCA に加えて高エネルギー配管破断（HELB）の影響も評価し，起因事象として選定した。発生頻度の評価では，サポート系喪失の起因事象について，従来の統計評価による推定ではなく EPRI のガイドライン[1]を参考にフォールトツリー解析を実施し，柏崎刈羽 6,7 号機の系統特性をモデルに反映した。

2. 評価結果　従来は大，中，小の 3 分類であった格納容器内 LOCA は 20 以上の起因事象に細分化し, 各々の LOCA に対して異なる事故シナリオを展開した。格納容器外 LOCA に追加した HELB については，分析対象範囲同定のための定性的な一次スクリーニング評価，発生頻度の概算による定量的な二次スクリーニング評価によって緩和系への影響を配管破断箇所ごとに評価し，主蒸気配管破断等の複数の HELB 事象を選定し，発生頻度を評価した。

表 1　中 LOCA の起因事象細分化の例

高度化前	高度化後
中 LOCA	給水系(A)配管における中 LOCA（気相）
	給水系(B)配管における中 LOCA（気相）
	高圧注水系(B)配管における中 LOCA（気相）
	高圧注水系(C)配管における中 LOCA（気相）
	低圧注水系(B)配管における中 LOCA（気相）
	低圧注水系(C)配管における中 LOCA（気相）
	その他配管における中 LOCA（気相）
	中 LOCA（液相）

フォールトツリーで解析したサポート系喪失の発生頻度は，冗長化された機器の共通原因故障（CCF）が支配的な場合があり，統計で評価した従来の発生頻度より高くなる傾向が見られた。

3. 課題　起因事象の細分化や発生頻度評価手法の見直しによって起因事象分析の高度化を図ることができた。一方，格納容器外 LOCA の影響評価における周辺機器への空間的影響の評価手法，起因事象発生頻度用のフォールトツリー解析に用いる CCF パラメータや機器の平均修復時間の設定等，高度化によって新たな課題が抽出されており，今後，これらの課題に取り組んでいく。

参考文献

[1] EPRI 1016741, “Support System Initiating Events Identification and Quantification Guideline”, EPRI, December 2008.

*Keisuke Maeda[1], Ryouta Tomiyasu[1], Natsuki Shiraishi, Chikahiro Sato[1], Hiroshi Abe[1], Masanori Takeuchi[2], Toshinobu Kita[2] and Yoshihiro Ooyama[2]

[1]Tepco Systems Corporation, [2]Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.

柏崎刈羽 6,7 号機 内的事象運転時レベル 1PRA モデル高度化の検討状況 （3）事故シーケンスの分析

KK-6,7 project Internal Event Operating Level 1 PRA Model Sophistication Progress Report
(3) Analysis of Accident Sequence

*山岸 昇平[1]，丹野俊祐[1]，佐藤 輝和[1]，佐藤 親宏[1]，阿部 博[1]，
竹内 雅憲[2]，喜多 利亘[2]，大山 嘉博[2]
[1]（株）テプコシステムズ，[2]東京電力ホールディングス（株）

事故シーケンスの分析では，米国とのギャップを踏まえ，圧力抑制機能喪失時や格納容器先行破損時の事故シーケンスの展開やイベントツリー終状態の細分化等を検討した。

キーワード：PRA，レベル 1，事故シーケンス，イベントツリー解析

1. 緒言

米国のプロセスを導入すること等によりイベントツリーの高度化を実施した。これまでの国内のイベントツリーの構築プロセスを米国と比べた結果，事故進展中の格納容器応答や運転員操作の取り込みについてギャップがあった。また，レベル 1PRA とレベル 2PRA のインターフェイスとなるイベントツリーの終状態，すなわち炉心損傷クラスについても米国とのギャップがあった。そのため，本稿では，圧力抑制機能喪失時や格納容器先行破損時の事故シーケンス並びに終状態の細分化について報告する。

2. 圧力抑制機能喪失時の事故シーケンス

米国のプラクティスでは，格納容器内 LOCA 時の格納容器真空破壊弁の故障等により，圧力抑制機能が喪失する事故シーケンスが考慮されている。従来モデルの事故シーケンスでは，圧力抑制機能が喪失した場合, 格納容器の圧力上昇が早くなるが, 格納容器真空破壊弁の信頼性は高いとして展開を省略していた。そこで，格納容器内 LOCA 時における格納容器真空破壊弁の故障や，過渡事象時における逃がし安全弁の排気管破断による圧力抑制機能喪失の事故シーケンスを検討した。

3. 格納容器先行破損時の事故シーケンス

従来モデルの事故シーケンスでは，炉心冷却成功後に格納容器除熱に失敗した場合，格納容器が先行破損し，その後炉心損傷に至るとして展開を省略していた。しかし，格納容器破損の規模や箇所によっては原子炉注水を継続でき，炉心損傷に至らない事故シーケンスがあると考えられるため，格納容器先行破損後の事故シーケンスを検討した。

4. イベントツリー終状態の細分化

レベル 2PRA の高度化を見据え，国内外の事例を参考にイベントツリーの終状態を細分化した。終状態の大分類として表 1 に示す Class 1～5 を設定し，さらに詳細なプラント状況に応じて小分類を設定した。

表 1 終状態の大分類

クラス	状態説明
Class 1	炉心冷却機能喪失（高圧・低圧注水喪失を含む）
Class 2	格納容器除熱機能喪失
Class 3	LOCA シーケンスにおける炉注水機能喪失
Class 4	反応度制御失敗(ATWS)
Class 5	格納容器外 LOCA

5. 課題

以上の検討結果等により，事故シーケンスの高度化を図った。高度化によりモデルが肥大化するため，定量化結果を踏まえてイベントツリーの簡略化について今後検討していく。

---

*Shohei YAMAGISHI[1], Shunsuke TANNO[1], Teruyoshi SATO[1], ChikahiroSATO[1], Hiroshi ABE[1], Masanori TAKEUCHI[2], Toshinobu KITA[2] and Yoshihiro OYAMA[2]
[1]Tepco Systems Corporation, [2]Tokyo Electric Power Company Holdings Inc.

柏崎刈羽 6,7 号機　内的事象運転時レベル 1PRA モデル高度化の検討状況
(4) ユニット間相互影響の検討

KK-6,7 project Internal Event Operating Level 1 PRA Model Sophistication Progress Report
(4) Evaluation of Interinfluence between Adjacent Units

*松中　修平[1]，阿部　博[1]，渡邊　学[2]，大山　嘉博[2]
[1]（株）テプコシステムズ，[2] 東京電力ホールディングス（株）

原子炉格納容器外部へ放出された放射性物質が隣接するユニットのアクシデントマネジメントに及ぼすリスクについて定量的に評価を実施した。

キーワード：マルチユニット，地震 PRA，放射性物質，外的事象

1. 背景　東京電力ホールディングス柏崎刈羽原子力発電所は世界最大の原子力発電所であり，7 つのユニットを有する。平成 23 年 3 月に発生した福島第一原子力発電所事故で複数ユニットが同時に被害を被った経験を踏まえると，日本では地震・津波の危険性に起因するリスクは重大であると考えられ，これらの事象は複数ユニットに同時に被害を与える可能性が高いことから，マルチユニット固有のリスクを把握することは非常に重要である。マルチユニット PRA 特有の事故シナリオ及びそのモデル化上の課題はいくつか存在するが，本研究では原子炉格納容器の外部に放出された放射性物質が隣接するユニットのアクシデントマネジメントに及ぼす影響について検討を実施した。

2. 評価内容　放射性物質放出の原因としては炉心損傷や原子炉格納容器機能喪失等の事象を考慮し，また放出された放射性物質により悪影響を受ける対象としては運転員操作等を考えた。これらを考慮したリスクを確認するためには，様々な事象やその複雑な相互作用の時系列を考慮したシナリオを PRA モデルに精緻に組み込む必要があるが，評価手法の成熟度や計算負荷の点から非常に困難である。したがって，放射性物質放出による影響がアクシデントマネジメントに及ぼすリスクを定量的に評価する第一歩として，ターゲットとするユニットは 6 号機，7 号機を設定し簡略化した。また，起因事象はマルチユニットに対する共通要因性が強い地震を想定した。

放射線物質放出による影響を考慮した PRA モデル（Case1）と放射線物質放出による影響を考慮しない PRA モデル（Case2）で評価を実施し，この課題の影響度を確認した。

3. 評価結果　1 プラントが炉心損傷に至る頻度 CDF_1 と 2 プラントが炉心損傷に至る頻度 CDF_2 を算出した結果を表 1，地震加速度毎の CDF_2 を算出した結果を図 2 にそれぞれ示す。

4. 結論　CDF_2 の評価結果より，放射性物質放出による炉心損傷頻度への影響は限定的であることが示された。本研究ではモデルの簡略化を実施しておりサイトリスクの正確な把握には至っていないため，今後，評価対象プラントの範囲を拡大する等の検討を加える必要がある。

表 1　炉心損傷頻度（CDF_1, CDF_2）

	Case1	Case2
CDF_1	2.1×10^{-6}	3.9×10^{-6}
CDF_2	5.2×10^{-6}	3.4×10^{-6}
CDF_{TOTAL}	7.3×10^{-6}	7.3×10^{-6}

（単位：/炉年）

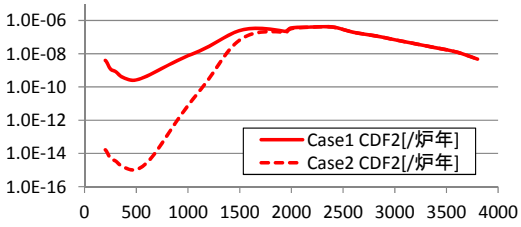


図 1　地震加速度毎の CDF_2

*Shuhei Matsunaka [1], Hiroshi Abe [1], Manabu Watanabe [2], Yoshihiro Oyama [2]
[1] Tepco Systems Corporation, [2] Tokyo Electric Power Company Holdings Inc.

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：306-1 Nuclear Safety Engineering, Nuclear Installation Safety, PSA

Thu. Sep 14, 2017 4:25 PM - 6:20 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 7:25 AM - 9:20 AM UTC | Room C Open Hall - B1 Block

[2C17-23] Fukushima Nuclear Accident

Chair:Shunsuke Uchida (IAE)

4:25 PM - 4:40 PM JST | 7:25 AM - 7:40 AM UTC

[2C17] Our lesson based on the information on background and process of Tsunami height evaluation at before the Fukushima Daiich nuclear accident.

*Yoshitaka Yoshida[1], Takeshi Matsuoka[1], Takashi Sawada[1], Genki Yagawa[1], Naoto Sekimura[1], Ayao Tsuge[1], Hideki Nariai[1], Masaki Shiratori[1], Hiroshi Miyano[1], Hiroyuki Kameda[1] (1. Working Group on Fukushima Nuclear Accident, Science Council of Japan)

4:40 PM - 4:55 PM JST | 7:40 AM - 7:55 AM UTC

[2C18] Analysis of Plant Data Measured at Fukushima-Daiichi NPP Unit 3

Estimated Mechanism of PCV Pressure Variation during the expected MCCI phase

*IKKEN SATO[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

4:55 PM - 5:10 PM JST | 7:55 AM - 8:10 AM UTC

[2C19] Study on ascertaining and analyzing reactor core status by MAAP code

(17)In-depth analysis for Unit-2 accident progression using MAAP code

*Yuki Nakamura[1], Yoshihiro Kojima[1], Naoki Shinji[1] (1. IRID/Toshiba)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[2C20] Study on ascertaining and analyzing reactor core status by MAAP code

(18)In-depth analysis for Unit-3 accident progression using MAAP code

*Yoshihiro Kojima[1], Yuki Nakamura[1], Naoki Shinji[1] (1. Toshiba)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[2C21] Evaluation method using material analysis of specimen in plasma heating experiment

(1)Outline of evaluation method using material analysis of specimen in plasma heating experiment

*Yuta Abe[1], Toshio Nakagiri[1], Ikken Sato[1], Natsuko Nakano[2], Hidenobu Yamaguchi[3], Shinichiro Maruyama[4] (1. Japan Atomic Energy Agency (JAEA), 2. Kaken, 3. Nissan ARC, 4. SUMITOMO MITSUI CONSTRUCTION)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[2C22] Evaluation method using material analysis of specimen in plasma heating experiment

(2)Application possibility of materials analysis and LIBS using the plasma basics heating experiment

*Tomohiko Kawakami[1], Abe Yuta[2], Fabio Spaziani[1], Nakano Natsuko[1], Toshio Nakagiri[2] (1. Kaken, 2. Japan Atomic Energy Agency)

5:55 PM - 6:10 PM JST | 8:55 AM - 9:10 AM UTC

[2C23] Evaluation method using material anaiysis of specimen in plasma heating experiment

(3)Cutting of Simulated Fuel Assembly Heating Examination by AWJ

*Shinichiro Maruyama[1], Yuta Abe[2], Toshio Nakagiri[2], Satoshi Watatani[1], Yuji Takashima[3] (1. SUMITOMO MITSUI CONSTRUCTION, 2. Japan Atomic Energy Agency(JAEA), 3. NISSIN KIKO)

6:10 PM - 6:20 PM JST | 9:10 AM - 9:20 AM UTC

Time reserved for Chair

福島第一原発事故以前の津波高さに関する検討経緯と教訓

Our lessons based on the information on background and process of Tsunami height evaluation at before the Fukushima Daiich nuclear accident.

*吉田 至孝[1]、松岡 猛[1]、澤田 隆[1]、矢川 元基[1]、関村 直人[1]
柘植 綾夫[1]、成合 英樹[1]、白鳥 正樹[1]、宮野 廣[1]、亀田 弘之[1]
[1]日本学術会議　福島第一原発事故調査に関する小委員会

福島第一原発事故原因については、政府事故調査委員会、国会事故調査委員会、民間事故調査委員会、東京電力事故調査委員会ほか各種事故調査委員会が設置され調査報告書が公表されている。しかしながら、各種事故調査報告書の間、また、専門家の間でも判断が異なる事項があるのが現状である。小委員会では、学術的観点から福島第一原子力発電所で発生した事故事象を、主として4件の事故調査報告書を比較検討するとともに新たに公表された事実及び関係者からのヒアリング等を通じて検討を進めてきた。本報では、福島第一原発事故以前の津波高さに関する検討経緯について小委員会の見解と得られた教訓をまとめた。
キーワード：福島第一原発事故、東北地方太平洋沖地震、津波高さ、溢水

１．緒言

小委員会は、学術的観点から福島第一原発事故の原因を分析し検討を進めている。これまで、福島第一1～3号機の事故進展について見解をまとめて発表[1,2]している。本報では、福島第一原発事故以前の津波高さに関する検討経緯を調べ、わが国の津波評価の考え方、わが国の地震・津波調査研究、東京電力の津波評価の経緯、東京電力の津波対策の経緯、わが国の洪水（溢水）リスクの認識について小委員会の見解と得られた教訓をまとめた。

２．小委員会の見解

福島第一原発事故は、発電所の浸水防止対策に依存した従来の規制の枠組みでは防ぐことはできず、深層防護の考え方に基づき、浸水した場合の対応策が備えられていなかったことが不適切であったと考える。

（1）わが国の津波評価の考え方

わが国の津波評価は、既往知見が十分にあり、信頼できる津波評価が可能なものを対象としていたと認められる。一方、地震本部の見解や貞観津波など、研究段階やデータ不足のものは津波評価から除外されていたと推察される。

（2）わが国の地震・津波調査研究

わが国の地震・津波調査研究は、東北地方太平洋沖地震を想定できるほど成熟しておらず、可能性の指摘に対して評価手法を確立できるような状況ではなかったと認められる。

（3）東京電力の津波評価の経緯

東京電力は、最新知見ならびに研究段階にある知見も含めて、津波高さの評価を実施しており、知見を収集するための努力を継続していたと認められる。

（4）東京電力の津波対策の経緯

東京電力は、わが国の津波評価の考え方に従い、必要な津波対策（浸水防止対策）を実施していたと認められる。東京電力は、わが国の津波防災対策の検討状況などから、津波が発電所敷地高さを超える可能性について切迫感を持てなかったのではないかと推察される。

（5）わが国の洪水（溢水）リスクの認識

規制機関と東京電力は、洪水（溢水）事象が原子力発電所に与えるリスクの大きさを認識していながら、浸水した場合の対応策の検討を怠っていたと認められる。その背景として深層防護への意識低下があったものと考えられる。

３．まとめと教訓

本検討から得られた教訓は以下の3点である。

- わが国の地震・津波評価研究機関は、可能性を指摘するだけでなく、地震・津波評価に必要な情報を含めて提示し、わが国の防災対策を促すよう努力すべきである。
- 事業者は、研究段階にあり一般的に認知された知見ではない情報に基づく評価であっても、そこから得られた知見に対して深刻な影響を受ける可能性がある場合は、合理的な対策によって深層防護の各レベルの厚みを増しておくべきである。
- 規制機関は、前兆事象の評価や最新知見に基づき、環境に与えるリスクが高いと認識される事例が発見された場合、時期を失することなく適切に指導・監督する必要がある。

参考文献

(1): 初報, 平成26年9月30日, http://www.scj.go.jp/ja/member/iinkai/kiroku/3-140930-2.pdf.
(2): 続報, 平成28年6月3日, http://www.scj.go.jp/ja/member/iinkai/kiroku/3-20160603.pdf.

---

*Yoshitaka Yoshida[1], Takashi Matsuoka[1], Takashi Sawada[1], Genki Yagawa[1], Naoto Sekimura[1], Ayao Tsuge[1], Hideki Nariai[1], Masaki Shiratori[1], Hiroshi Miyano[1], Hiroyuki Kameda[1]
[1] Working Group on Fukushima Nuclear Accident, Science Council of Japan

福島第一原子力発電所 3 号機プラントデータの分析

A Template for Writing Manuscript for the Meeting of AESJ

*佐藤　一憲 [1]

[1] 日本原子力研究開発機構

3 号機における原子炉圧力容器（RPV）圧力計、原子炉水位計及び圧力抑制室（S/C）圧力計のデータを分析するとともに、必要な補正を加え、事故進展の全体像を推定した。

キーワード：BWR、SA、圧力計、水位計、データ補正、事故進展、MCCI

1. 緒言　前報[1]では自動減圧システム（ADS）作動以降の炉心物質が下部プレナムに移行していたと思われる時間帯を対象として、圧力計測システムの一部に存在する水柱が、ベント時の減圧沸騰（S/C 圧力計）あるいは昇温に伴う蒸発（RPV 圧力計）で減少しているとの推定をもとに補正を加え、RPV、S/C、D/W（ドライウェル）の相互の圧力差を分析した。この結果、3 月 13 日 12:00 頃の圧力イベント時に S/C 圧は若干 D/W よりも高く、RPV 内で発生した水素や蒸気は主に S/C 経由で D/W に放出されていたとの理解を得た。

2.　3 月 14 日から 3 月 17 日にかけての圧力測定データの補正と長期的事故進展の推定

本報では、その後の水素爆発と MCCI と見られる時間帯を対象に、何らかの影響によって圧力・信号変換特性に変化が生じたと思われる S/C 圧力計、D/W 圧力を対象に補正を加え、相互の圧力差を分析した。その結果、以下の推定を得た。

1) 第一 PCV(格納容器)圧力プラトー（3 月 13 日 16 時頃から 20:40 頃まで）は RPV 内での蒸気生成による
2) 第二 PCV 圧力プラトー（3 月 14 日 7 時頃から 11 時頃まで）は MCCI ガスと蒸気生成による
3) 水素爆発はペデスタル移行デブリがドライアウトし、D/W 圧力が低下し始めた段階で生じた
4) 水素爆発後は注水停止で蒸気圧が喪失し圧力低下、その後の PCV 圧力上昇は MCCI（デブリ・コンクリート相互作用）ガスのみによる
5) 3 月 14 日 14:30 頃に注水が再開されると PCV 圧は蒸気圧で 16:00 頃まで上昇を続けるが、その後は蒸気が S/C に凝縮することで PCV 圧力は低下した
6) 3 月 14 日 21:00 頃以降、注水条件下での MCCI ガスと蒸気生成で緩慢な PCV 昇圧が生じ、3 月 16 日 9:10 頃の PCV 漏えい増加までのなだらかな圧力ピークを形成した

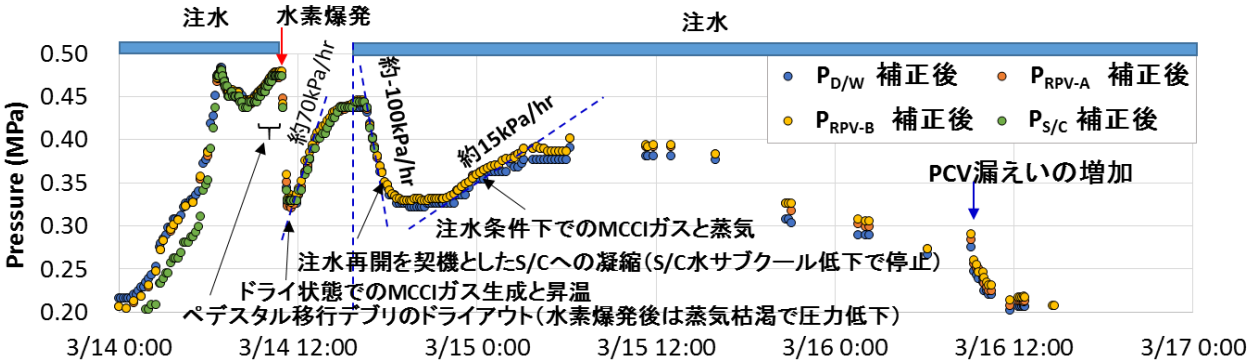


図 1　3 月 14 日から 3 月 16 日にかけての補正を施した 3 号機各部の圧力と推定される事象推移

3. 結論　3 号機における炉心物質の下部プレナムへの移行後、RPV 内デブリのドライアウト、RPV 破損、MCCI 開始、D/W 内デブリのドライアウト、水素爆発、注水再開を契機とした S/C への凝縮による D/W 雰囲気冷却、注水条件下でのやや緩慢な MCCI、PCV 漏えいの増加といった事故進展の全体像を推定した。

参考文献　[1] 佐藤、日本原子力学会 2016 年秋の大会 1M03

*Ikken Sato[1],　[1]Japan Atomic Energy Agency

過酷事故解析コードＭＡＡＰによる炉内状況把握に関する研究
（17）ＭＡＡＰによる福島第一２号機事故進展詳細解析

Study on ascertaining and analyzing reactor core status by MAAP code
(17) In-depth analysis for Unit-2 accident progression using MAAP code

*中村 勇気[1]，小島 良洋[1]，宍道 直記[1]
[1]IRID（東芝）

福島第一原子力発電所の事故進展解明や炉内状況の把握に資するため，MAAP コード※最新版を用いて 2 号機の事故進展解析を実施し，事故進展シナリオや燃料デブリ分布等について推定した。

キーワード：MAAP，福島第一原子力発電所２号機，過酷事故解析

1. 緒言

福島第一原子力発電所の事故進展の解明等を目的とし，平成 27 年度までに改良された MAAP コードによる 2 号機事故進展解析が実施された[1]。平成 28 年度は，最新版を用いた解析を実施し，当コードの物理現象モデルの特徴を踏まえた上で，事故進展シナリオの分析や燃料デブリ分布の推定に活用した。本報では，2 号機の事故進展詳細解析について示す。

2. 解析条件

解析に使用する条件は，2012 年 3 月に東京電力より公表された条件（時系列データ，初期運転条件，注水温度等）や事故進展分析[2]等を参考として境界条件を設定した。

3. 解析結果

近年の事故進展分析[2]で検討された原子炉急速減圧後の三度の圧力上昇に着目し，その再現を試みた。図 1 に原子炉圧力容器および格納容器圧力変化の比較を示す。境界条件調整によって，圧力挙動を概ね再現できたものの，二度目の原子炉圧力上昇時に境界条件として与えた炉心支持板の強制破損に伴う原子炉圧力・格納容器圧力挙動を参照すると，格納容器圧力の実測値の再現のために水素発生量を増加させる必要があった。このため，現行の MAAP モデルでは 2 号機の事故進展を評価する上では炉内の水素発生量を過小評価している可能性が考えられる。また，CAMS 線量実測値やミュオン分析の結果[3]からは，原子炉圧力容器が破損し，炉内・炉底部にデブリが一定量残存すると推定されるが，本解析ではほぼ全量のデブリが格納容器に落下する結果となった。

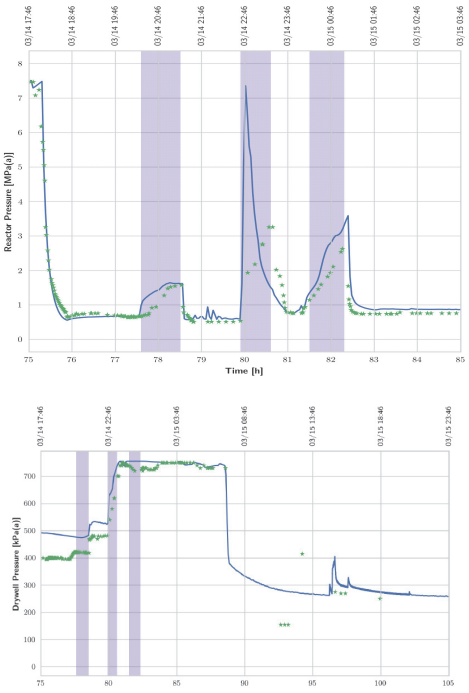


図 1　圧力変化の比較

4. 結論

MAAP コード最新版による 2 号機の事故進展詳細解析を実施し，当コードの物理現象モデルの特徴や限界を踏まえた上で事故進展とデブリ分布の推定を行った。今後，現場情報やその他の詳細評価なども踏まえ，さらなるモデル改良を実施したうえで，炉内状況推定やデブリ取り出し計画策定に活用していく。

※MAAP：米国電力研究所（EPRI）が所有するコードの略

－謝辞－

本研究は，経済産業省 「平成２６年度補正予算廃炉・汚染水対策事業費補助金（総合的な炉内状況把握の高度化）」の一部として実施した。

参考文献

[1] 日本原子力学会「2016 秋の大会」，1F16，[2] 東京電力（株），「福島第一原子力発電所 1～3 号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討　第 3 回進捗報告」，2015 年 5 月 20 日，[3] 東京電力ホールディングス（株），「福島第一原子力発電所 2 号機 ミュオン測定による炉内燃料デブリ位置把握について」，2016 年 7 月 28 日

*Yuki Nakamura[1], Yoshihiro Kojima[1], and Shinji naoki[1] [1]IRID(Toshiba)

過酷事故解析コードＭＡＡＰによる炉内状況把握に関する研究
（18）ＭＡＡＰによる福島第一３号機事故進展詳細解析

Study on ascertaining and analyzing reactor core status by MAAP code
(18) In-depth analysis for Unit-3 accident progression using MAAP code

*小島　良洋[1]，宍道　直記[1]，中村　勇気[1]
[1]IRID（東芝）

福島第一原子力発電所の事故進展解明や炉内状況の把握に資するため, MAAP コード※最新版用いて 3 号機の事故進展解析を実施し，事故進展シナリオや燃料デブリ分布等について推定した。
キーワード：MAAP，福島第一原子力発電所３号機，過酷事故解析

1. 緒言

福島第一原子力発電所の事故進展解明等を目的とし，平成 27 年度までに改良された MAAP コードによる 3 号機事故進展解析が実施された[1]。平成 28 年度は, 最新版を用いた解析を実施し，当コードの物理現象モデルの特徴を踏まえた上で，事故進展シナリオの分析や燃料デブリ分布の推定に活用した。本報では，3 号機の事故進展詳細解析について示す。

2. 解析条件

解析に使用する条件は，2012 年 3 月に東京電力より公表された条件や事故進展分析[2]を参考として境界条件を設定した。

3. 解析結果

原子炉（RPV）及び格納容器（PCV）圧力の実測値との比較を図 1 及び図 2 に示す。HPCI 停止後の炉心損傷を伴う事故進展には不確かさが大きく，境界条件の依存性は依然として大きい。特に RPV 損傷が生じたと推定される時点の圧力上昇を大きく評価していることから，溶融物落下流量を過大評価している可能性があり，炉底部にはほとんどデブリが存在しない結果となった。一方， 2011 年 9 月の炉心スプレイ系注水開始時に RPV 下部温度低下が確認され，炉底部にある程度のデブリの存在が示唆されていることから，MAAP コードでは溶融物落下量を過大評価している可能性がある。

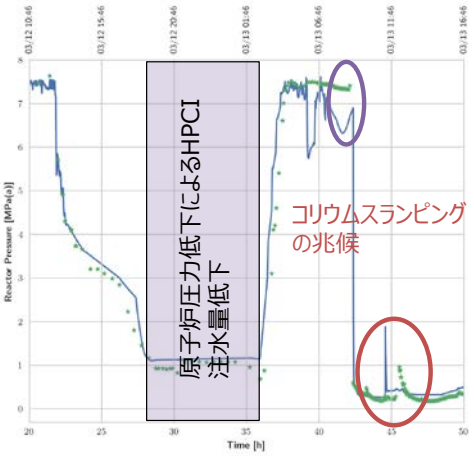


図 1　原子炉圧力変化の比較

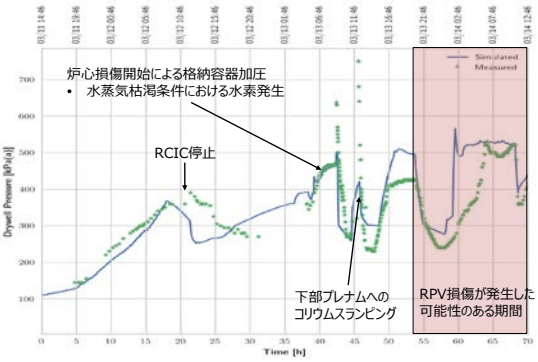


図 2　格納容器圧力変化の比較

4. 結論

MAAP コードによる 3 号機の事故進展詳細解析を実施し，当コードの物理現象モデルの特徴や限界を踏まえた上で事故進展とデブリ分布の推定を行った。今後，現場情報やその他の詳細評価なども踏まえ，炉心損傷進展や RPV 破損挙動などに係るさらなるモデル改良を実施した上で，炉内状況推定やデブリ取り出し計画策定に活用していく。

※MAAP：米国電力研究所（EPRI）が所有するコードの略

ー謝辞ー

本研究は、経済産業省 「平成２６年度補正予算廃炉・汚染水対策事業費補助金（総合的な炉内状況把握の高度化）」の一部として実施した。

参考文献

[1] 日本原子力学会「2016 秋の大会」，1F17，[2] 東京電力（株），「福島第一原子力発電所 1～3 号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討　第 4 回進捗報告」，2015 年 12 月 17 日

*Yoshihiro Kojima[1], Naoki Shinji[1] and Yuki Nakamura[1]
[1]IRID(Toshiba)

プラズマ加熱試験の材料分析を用いた評価手法の確立
（1）プラズマ加熱試験の材料分析を用いた評価手法の概要

Evaluation method using material analysis of specimen in plasma heating experiment

(1) Outline of evaluation method using material analysis of specimen in plasma heating experiment

*阿部 雄太[1]，中桐 俊男[1]，佐藤 一憲[1]，中野 菜都子[2]，山口 英信[3]，丸山 信一郎[4]

[1]原子力機構，[2]㈱化研，[3]㈱日産アーク，[4]三井住友建設㈱

原子力機構では福島第一事故時の事象推移解明に向けた非移行型プラズマ加熱を用いたBWRシビアアクシデント時に起こる炉心物質の下部プレナムへの移行挙動(CMR)に着目した試験を実施している。本報告では模擬試験体を用いて開発した加工技術とWDXによるB及びOの濃度分布について報告する。

キーワード：シビアアクシデント、非移行型プラズマ加熱、炉心物質移行挙動(CMR)、福島第一原子力発電事故

1. 緒言：原子力機構では、福島第一（1F）事故時の事象推移解明に向け、BWRシビアアクシデント(SA)時の炉心物質の下部プレナムへの移行挙動（CMR）に着目し、非移行型プラズマ加熱を用いた試験を実施している[1)]。1Fでは制御材に炭化ホウ素（B_4C）が用いられており、制御ブレードが溶融落下した際に生成されるホウ化物の硬度が約13GPa～20GPaと高いことが分かっている[2)]。したがって、デブリ取り出し方法の検討や再臨界特性の評価を行うために、制御材であるホウ素(B)の分布が重要である。しかし、既存のSA研究[3)]及びセラミックに用いられる誘導結合プラズマ質量分析装置によるBの定量分析では測定箇所が限られ、必ずしも事象推移を特徴付ける代表点を測定できない。また、試験体サイズが大きく（1m×300mmφ）、ホウ化物を含むため硬度も高いため、その加工技術も課題となる。

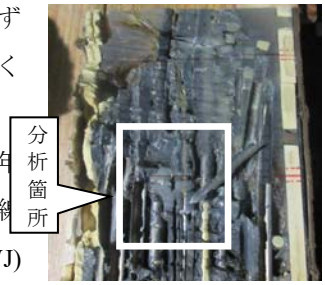


図1 模擬試験体切断面

2. 試料の加工：分析した試料は、BWR炉心の基本構成要素からなる模擬試験体（H27年度加熱試験体）を用いた。本試料は、試験体を大洗研究開発センターにある高出力X線CT(9MeV)で撮像した後、分析のため9cm×9cmにアグレイシブウォータージェット(AWJ)で切断し、片面ポリッシュ機で表面凹凸を10μm以下に加工したものである。切断手法は、国内外の原子炉廃止措置において水中及びセラミックス(アルミナ等)による厚板切断の実績を有するAWJ切断を用いた。なおホウ化物の溶融部分のような切断が困難な場合は、①往復運動及び②従来工法方式より数倍切断能力が高いアブレイシブ・サスペンション　ジェット方式を用いて、材料分析用に切断及び研磨加工が実施できる大きさまで切断した（図1）。

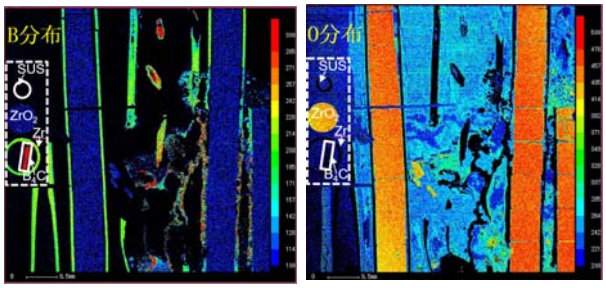


図2　模擬試験体のEPMAによるホウ素（左図）及び酸素（右図）濃度分布

3. 試料の分析方法：レーザー光を固体表面に照射しICP-MSで測定するLA-ICP-MSとWDXを組み合わせて試料のB/Mを算出した。Zrの存在比が多い場合、WDXによるBの測定では、ZrのMZ線の裾の影響が出る。そこで、Zrの元素マッピングを用いてMZ線の裾による影響を、画像解析ソフトウェアのImage Jを用いて取り除く処理をBの元素マッピングに施した。

4. 測定結果：WDXの元素マッピングを図2に示す。B及びOの濃度分布から制御材の溶融移行挙動等が確認できた。これらの結果は、WDX及びLA-ICP-MSによるB/Mでも裏付けられている。今後はプラズマ加熱試験における炉心物質の下部プレナムへの移行挙動の評価に本手法を適用していく。

参考文献[1] Abe, Y. et al., ICAPP-17646, (2017),[2] Takano, M. et al., J. Nucl. Sci. Technol, 51, (2014)、[3] T. Haste et al., Nucl. Eng. Des. 239 (2009)

*Yuta Abe[1], Toshio Nakagiri [1], Ikken Sato[1], Natsuko Nakano[2], Hidenobu Yamaguchi [3] and Shinichiro Maruyama [4]

[1]Japan Atomic Energy Agency (JAEA), [2] Kaken, [3] Nissan ARC, [4]SUMITOMO MITSUI CONSTRUCTION

プラズマ加熱試験の材料分析を用いた評価手法の確立
（2）プラズマ基礎加熱試験体を用いた材料分析と LIBS の適用可能性

Evaluation method using material analysis of specimen in plasma heating experiment

(2) Application possibility of materials analysis and LIBS using the plasma basics heating experiment

*川上 智彦[1]，阿部 雄太[2]，Fabio Spaziani[1]，中野 菜都子[1]，中桐 俊男[2]

[1]化研，[2]原子力機構

原子力機構では福島第一事故時の事象推移解明に向けた非移行型プラズマ加熱を用いた BWR シビアアクシデント時に起こる炉心物質の下部プレナムへの移行挙動(CMR)に着目した試験を実施している。本報告では模擬試験体（H27 年度加熱試験体）を LIBS で計測し、元素の同定を行い、溶融物から酸素-金属元素比等の解析を実施した。

キーワード：シビアアクシデント（SA）、非移行型プラズマ加熱、炉心物質移行挙動（CMR）、福島第一原子力発電所事故、レーザー励起発光分光法（LIBS）

1. 緒言

原子力機構では、福島第一事故時の事象推移解明に向け、BWR シビアアクシデント(SA)時の炉心物質の下部プレナムへの移行挙動（CMR）に着目し、非移行型プラズマ加熱を用いた試験を実施している[1)]。

一方で、レーザー励起発光分光法（LIBS）による元素組成分析は、遠隔測定による応用や水中での測定などオンサイト分析法として研究開発されている[2)]。本発表は、燃料デブリを取り出す際に重要な元素情報を、LIBS を用いた計測で得るため、作製した模擬試験体（H27 年度加熱試験体）を用いて検討した。

2. 分析方法

分析試料は、BWR 炉心の基本構成要素からなる模擬試験体を用いた。本試料は、分析のため 9cm×9cm にアグレイシブウォータージェット(AWJ)で切断し、片面ポリッシュ機で表面凹凸を 10μm以下に加工した。LIBS により同定した元素とその波長は、Zr（343.8nm）、Fe（438.3nm）、O（777.4nm）、Mg(383.2nm)で、ピーク面積を LIBS 信号強度とした。LIBS は、レーザー照射部と検出部からなり、照射部は、レーザー電源、光ファイバー（1.5m）、レーザーヘッド、冷却ユニットにより構成され、検出部は、波長域が異なる 6 チャネルの分光器で 200nm～900nm のスペクトルを検出する。レーザー光は、1064nm、エネルギー50mJ、0.5sec（10Hz）の条件でレーザー光を試験体に照射し、1.29μs 後の輝線を検出した。尚、レーザー照射から検出までの操作を PC 上で制御し測定部は、窒素ガスを通気し気中の酸素を除外しながら計測した。

3. 結果

LIBS で検出した酸素元素と金属元素の信号強度から O/M 比を求め、WDX 元素分析結果の O/M 比と比較した。LIBS と WDX の O/Zr 値比較結果を図 1 に示す。LIBS と WDX の O/Zr 値は正の直線の相関を示した。

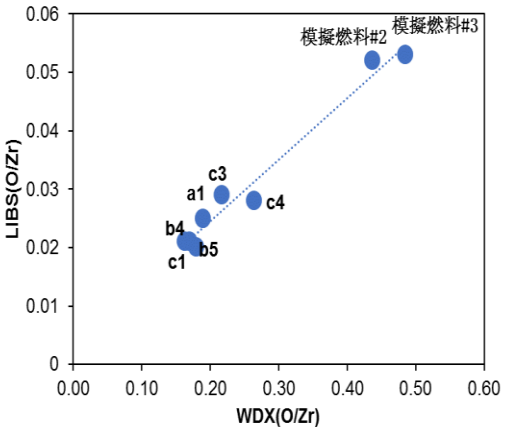


図 1　模擬試験体（H27 年度加熱試験体）の LIBS と WDX の O/Zr 値比較

4. 結論

LIBS により模擬試験体中の組成情報が得られ、LIBS 信号強度の O/M 比から模擬燃料集合体加熱試験体の酸素-金属比を算出できる可能性を示唆した。

参考文献　**[1]**Abe, Y. et al., ICAPP-17646, (2017), [2] Saeki, M. et al., J. Nucl. Sci. Technol, 51, (2014)

*Tomohiko Kawakami [1], Yuta Abe [2], Fabio Spaziani [1], Natsuko Nakano[1], Toshio Nakagiri [2]

[1] Kaken, [2] Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

プラズマ加熱試験の材料分析による評価手法の確立
（3）AWJ による模擬試験体の切断

Evaluation method using material anaiysis of specimen in plasma heating experiment

(3) Cutting of Simulated Fuel Assembly Heating Examination by AWJ

*丸山　信一郎[1]、阿部　雄太[2]、中桐 俊男[2] 綿谷　聡[1]、高島　雄次[3]

[1]三井住友建設㈱、[2]原子力機構、[3]日進機工㈱

原子力機構では福島第一原子力発電所事故時の事象推移解明に向けた非移行型プラズマ加熱を用いた BWR シビアアクシデント時に起こる炉心物質の下部プレナムへの移行挙動(CMR)に着目した試験を実施している。本研究における評価において、模擬試験体（H27 年度加熱試験体）の切断が課題となり、切断にはジルコニウム合金とステンレスの溶融混合材料やセラミックの切断実績のあるアブレイシブウォータージェット(AWJ)切断を適用した。本報では、その切断成果について述べる。

キーワード：非移行型プラズマ加熱、炉心物質移行挙動(CMR)、福島第一原子力発電所事故、AWJ 切断

1. 緒言

福島第一原子力発電所(1F)の廃止措置において、安全で確実な燃料デブリの取出しを行うためには、燃料デブリの形態や特性を推定することが不可欠となる[1]。福島第一事故時の事象推移解明に向けた取り組みとして非移行型プラズマ加熱を用いた BWR シビアアクシデント時に起こる炉心物質の下部プレナムへの移行挙動(CMR)に着目した試験を実施している[2]。本試験の評価においては、模擬試験体（H27 年度加熱試験体）を切断可能とする工法の選定が課題となり、ジルコニウム合金とステンレスの溶融混合材料やセラミックの切断実績のあるアブレイシブウォータージェット(AWJ)を適用した。

2. 切断方法

切断では、研掃材のミキシング方法が異なるアブレイシブ・インジェクションジェット（AIJ）方式とアブレイシブ・サスペンションジェット（ASJ）方式の 2 種類の AWJ 切断を用いて、切断状態を比較した。また、切断時の切断可否判定を行うために切断音を計測し、切断時の周波数帯域毎の音圧レベルのデータ取得を行った。

3. 切断結果

切断速度について、AIJ 方式では 5～8 mm/min で切断可能で、ASJ 方式では、5～10 mm/min で切断可能であった。また、溶融分の固い部分で、切断音の変化から切り残し発生の判断をした場合は、カッティングヘッドをその部分で 1～2 回反させて部材の縁切りを行うことで切断を完了できた (図 1）。また、切断時の音圧レベルの変化を確認し、試験体の切断判定への寄与を確認できた。

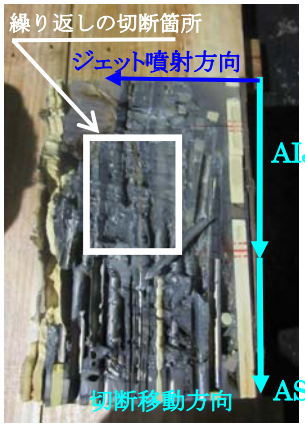


図 1　模擬試験体切断断面

4. 結論

模擬試験体の切断可能な条件の取得できたことは、今後燃料デブリの取出しの検討に役立てることができる。

参考文献

[1] 鷲谷忠博、荻野英樹他、燃料デブリの特性に関する研究概要、日本保全学会第 12 回学術講演会、2015.7

[2] Abe, Y. et al., “DEVELOPMENT OF NON-TRANSFER TYPE PLASMA HEATING TECHNOLOGY TO ADDRESS CMR BEHAVIOR DURING SEVERE ACCIDENT WITH BWR DESIGN CONDITIONS” ICAPP-17646, (2017)

*Shinichiro Maruyama[1]、 Yuta Abe[2]、 Toshio Nakagiri[2]、 Satoshi Watatani[1]、 Yuji Takashima[3]

[1]SUMITOMO MITSUI CONSTRUCTION、 [2]Japan Atomic Energy Agency(JAEA)、[3]NISSIN KIKO.

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-3 Decommissioning Technology of Nuclear Facilities

Thu. Sep 14, 2017 9:40 AM - 12:00 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 12:40 AM - 3:00 AM UTC | Room D B31 - B3 Block

[2D01-09] System Development and Evaluation

Chair:Ken-Ichi Tanaka (IAE)

9:40 AM - 9:55 AM JST | 12:40 AM - 12:55 AM UTC

[2D01] Experimental Evaluation of Estimation method of Radioactive Concentration

*Yasushi Nagumo[1], Takahiro Tadokoro[1], Yuichiro Ueno[1], Toshihisa Tsukiyama[2], Hideki Yamai[2], Takashi Kitahara[2] (1. Hitachi, Ltd., Research & Development Group, Center for Technology Innovation-Energy, 2. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

9:55 AM - 10:10 AM JST | 12:55 AM - 1:10 AM UTC

[2D02] Comparison of Arising Radioactive Wastes among Decommissioning Scenarios For a Small Research Reactor

*Anggoro Septilarso[1], Daisuke Kawasaki[1], Satoshi Yanagihara[1] (1. University of Fukui)

10:10 AM - 10:25 AM JST | 1:10 AM - 1:25 AM UTC

[2D03] Study on concrete permeation calculation for decommissioning (2)

Calculation of composition sensitivity coefficient

*Riku Nakamura[1], Ken-ichi Tanaka[2,1], Satoshi Chiba[1] (1. Tokyo Tech, 2. The Institute of Applied Energy)

10:25 AM - 10:40 AM JST | 1:25 AM - 1:40 AM UTC

[2D04] Development of 3-dimensional induced activity evaluation method for PWR

*Kazuro Hiromoto[1], Tomohiro Ogata[1], Takashi Muramatsu[1,3], Shouzou Komori[2] (1. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 2. Kyushu Electric Power Co., Inc., 3. Japan Nuclear Safety Institute)

10:40 AM - 10:55 AM JST | 1:40 AM - 1:55 AM UTC

[2D05] Evaluation of cross contamination in decontaminating concrete plate contaminated with radioactivity

*Kohei Urabe[1], Kazuyuki Torii[1], Motoyuki Asada[1], Norikazu Kinoshita[1] (1. Shimizu Corporation)

10:55 AM - 11:10 AM JST | 1:55 AM - 2:10 AM UTC

[2D06] Development of manpower estimation models for decommissioning activities

*Ryota Sugimoto[1], Daisuke Kawasaki[1], Satoshi Yanagihara[1] (1. University of Fukui)

11:10 AM - 11:25 AM JST | 2:10 AM - 2:25 AM UTC

[2D07] Development of dismantling sequence generation system based on 3D model components of machine

Development of decommissioning engineering technology

*Atsuko Enomoto[1], Hiroshi Seki[1], Takuya Yoshida[1], Mitsutaka Imamura[2], Takashi Kitahara[2], Junya Tahata[2] (1. Hitachi, Ltd., Research & Development, 2. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

11:25 AM - 11:40 AM JST | 2:25 AM - 2:40 AM UTC

[2D08] Integration of Knowledge Management Support System for the Decommissioning of Nuclear Facilities

(8)The Outcomes of Knowledge Management Support System

*Yasuyoshi TARUTA[1,2], Yasuaki Kato[2], Satoshi Yanagihara[1], Yukihiro Iguchi[1,2], Masashi Tezuka[2], Yuya Koda[2], Koichi Kitamura[2], Riichiro Mizoguchi[3] (1. Univ. Fukui, 2. JAEA, 3. JAIST)

11:40 AM - 11:55 AM JST | 2:40 AM - 2:55 AM UTC

[2D09] A study on Evaluation of project management data in "Fugen" decommissioning

*Yuya kouda[1], Masashi tezuka[1], Satoshi yanagihara[2] (1. Fugen Decommissioning Engineering center, 2. University of Fukui)

11:55 AM - 12:00 PM JST | 2:55 AM - 3:00 AM UTC

Time reserved for Chair

廃棄物放射能濃度評価手法の実験評価

Experimental Evaluation of Estimation Method of Radioactive Concentration

*名雲 靖[1]，田所 孝広[1]，上野 雄一郎[1]，月山 俊尚[2]，山井 英樹[2]，北原 隆[3]

[1]日立研開，[2]日立 GE，[3]日立 GE (現：日立)

原子力プラント廃止措置時に発生する放射性廃棄物の放射能濃度を，角型容器に収納した状態で評価する手法を開発中である。本手法は，ガンマ線スペクトル計測データと，モンテカルロシミュレーション結果を比較し，放射能濃度分布を評価する。今回，本手法の適用性を実験により評価した結果を報告する。

キーワード：廃止措置，放射能濃度分布評価，事後確率最大化法，モンテカルロシミュレーション

1. 緒言

原子力プラント廃止措置において発生する放射性廃棄物の収納容器として角型容器が検討されている。角型容器の場合、従来のドラム缶を回転させながら計測する非破壊計測手法を適用できないため、放射能濃度分布の評価が困難である。これに対し，角型容器内の廃棄物放射能濃度分布を評価する手法を開発している。

今回，本手法の適用性を実験により評価した。

2. 放射能濃度評価手法

本手法の概要を図 1 に示す。本手法では，放射能濃度分布を考慮するために，角型容器内を複数の仮想領域に分割し，複数のガンマ線計測スペクトルとモンテカルロシミュレーションによる計算スペクトルを用いて，事後確率最大化(MAP)法により，放射能濃度分布を評価する。

3. 放射能濃度分布計測評価試験および結果

図 2 に試験の計測装置，および容器内の仮想分割領域を示す。実際には，複数検出器により同時計測するが，今回は試験のため，1 個の検出器を検出器位置決め機構により移動し，それぞれの計測位置において逐次計測した。試験では，計測対象からの Co-60 ガンマ線スペクトルに基づき放射能濃度分布および容器全体の放射能濃度を評価し，Ge 検出器による詳細測定結果と比較した。

図 3 に評価結果を示す。試験の結果，本手法により濃度分布を定性的に再現でき，容器全体の放射能濃度を Ge 測定値に対して約 40%の誤差で評価できた。以上より，本手法が放射能濃度分布評価に適用可能であることを確認した。

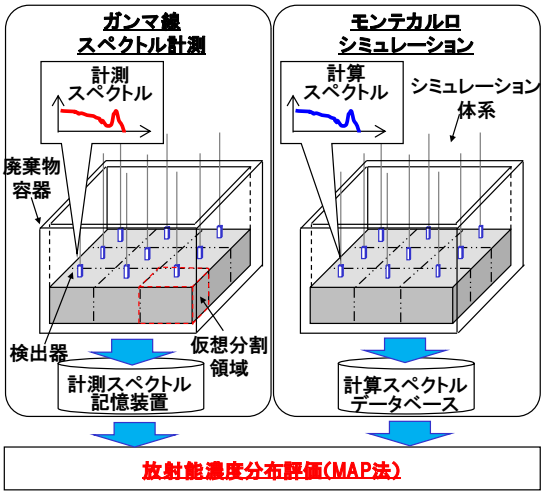
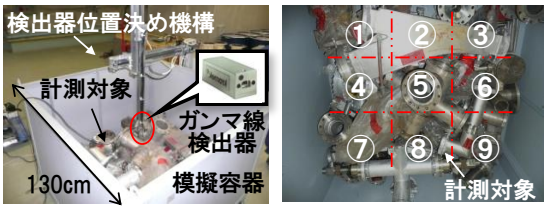


図 1 放射能濃度分布評価手法概要



(a) 計測装置　　(b) 仮想分割領域

図 2 計測評価試験外観

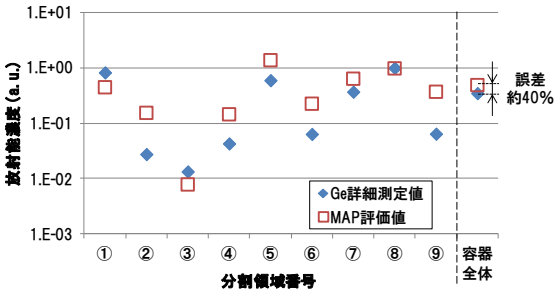


図 3 放射能濃度分布評価結果

*Yasushi Nagumo[1], Takahiro Tadokoro[1], Yuichiro Ueno[1], Toshihisa Tsukiyama[2], Hideki Yamai[2], and Takashi Kitahara[3]

[1]Hitachi, Ltd. R&D Group, [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., [3]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd. (Currently Hitachi, Ltd.)

Comparison of Arising Radioactive Wastes among Decommissioning Scenarios for a Small Research Reactor

*Anggoro Septilarso[1], Daisuke Kawasaki[1], Satoshi Yanagihara[1]
[1]University of Fukui

The radioactive inventory of TRIGA reactor (100 kW) was calculated to estimate the amount of radioactive waste production. Then potential decommissioning scenarios was studied from the radioactive waste management point of view.

Keywords: *research reactor, decommissioning scenario, radioactive waste*

1. Introduction

In the near future, Indonesia will face the challenge in decommissioning research reactors while the final disposal site of the radioactive waste and the decommissioning budget are not available yet. The objective of the present study is to develop the possible scenario for the decommissioning and radioactive waste management under such circumstances.

2. Study on Decommissioning Scenario and Radioactive Inventory

The end-state and strategy on managing the decommissioning wastes is a critical point on the success of decommissioning project. The end-state of the project as already stated by the licensee (BATAN – National Atomic Energy Agency) in the document[(1)] is to re-use the building for other nuclear project in the future. There are two scenarios; immediate dismantling and differed dismantling, which are analyzed considering the amount of the radioactive wastes and their category, and availability/capability of the radioactive waste storage. The radioactive inventory was estimated by calculating neutron activation of the core components using the data in the document.

3. Results and Discussion

The radioactive waste volume from the reactor structure some years after the shutdown of the reactor is shown in the table. The characterization of the reactor structure shows that all of the Relatively Low Level Waste (RLLW) are from the activated core components while most of the Very Low Level Waste (VLLW) are from the activated biological shielding (Barite Concrete). By introducing the clearance level for Ba-133, which is the predominant radionuclide in the biological shielding, as 1 Bq/g adopted [(2)] (no clearance level assigned for Ba-133 in Indonesia), there is a possibility to free-release the biological shielding 40 years after the shutdown. The table shows that 10 years after the shutdown of the reactor all of the RLLW will be categorized into VLLW. While 40 years after the shutdown the amount of the VLLW will decrease since the biological shielding waste will be in the clearance.

Table: Volume of Radioactive Waste (Unit: m^3)

Type of Wastes		Years after Shutdown		
		0	10	40
RLLW		0.0244	-	-
VLLW	Biological Shielding	222	222	-
	Others	1.11	0.911	0.719
Clearance		5.55	5.78	228

4. Conclusion and Next Study

The study showed that differed dismantling for 40 years after the shutdown has advantage from the radioactive waste management point of view. The next step of the study is to develop the scenarios by collecting more data and calculating. The scenarios will be then analyzed considering the other attributes especially stakeholder's concern.

References

[1] PSTA-BATAN, Program Dekomisioning Reaktor KARTINI PTAPB-BATAN, 2013.
[2] Meyer et.all, IAEA-TECDOC-1602, IAEA, 2006.

廃止措置のためのコンクリート透過計算に関する研究 (2)
組成感度係数の計算

Study on concrete permeation calculation for decommissioning (2)

Calculation of composition sensitivity coefficient

*中村 陸[1]，田中 健一[1,2]，千葉 敏[1]

[1]東京工業大学，[2]エネルギー総合工学研究所

廃止措置における放射化放射能評価をする上で課題となるのは、中性子束が急激に小さくなる炉心外側、特にコンクリートの評価であり、計算値と実測値の差(C/E)が大きい。その中性子束に影響を与える元素として組成の最も主要なコンクリート中の水分量による軽元素だけではなく、微量に含まれている吸収断面積が大きい重元素も、減衰率に影響を及ぼすことを以前の発表で紹介した。コンクリートの放射化放射能評価の組成による影響を定量的に示すため、コンクリートの組成に対して 3%の摂動を与え、その感度係数を DORT 及び PHITS を用いて作成し、評価を行った。

キーワード：遮蔽コンクリート、不確かさ、元素組成、感度係数、透過計算、DORT、PHITS

1. 緒言

原子力発電所の廃止措置において放射化放射能評価を正確に評価していく際に、その不確かさの量という項目が重要になってくる。本研究では異なる組成のコンクリートに対して、元素ごとに摂動を与え、中性子束を DORT[1]及び PHITS[2]を用いて計算を行い、それによって得られた組成感度係数を元にして、コンクリートの放射化計算に対する、コードへのインプット情報としての不確かさ量を評価した。

2. 目的

中性子束計算におけるコードによる不確かさの量を評価するために、国内における岩石の存在割合から推定されたコンクリートの組成を参照し、その組成に摂動を与えて、感度係数を示すことで、その量を推定することを目的とする。

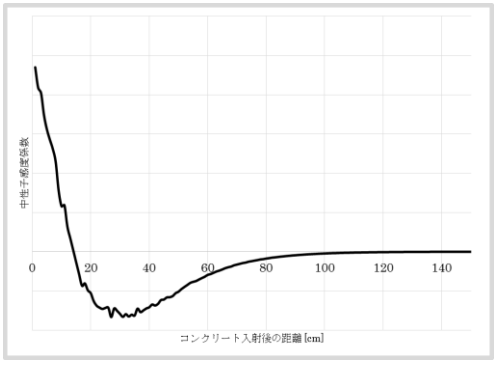
3. 手法

3-1 感度係数の作成

本研究では、DORT 及び PHITS を用いて中空のコンクリートの球体系[3]を作成し、球中心にある U-235 核分裂中性子源を用いて中性子輸送計算を行った。次にコンクリート組成[4]として定義されている 14 元素の原子個数密度に 3%の摂動を与え、8 種の骨材(砂岩、砂利、安山岩、粗面岩、石灰岩、輝緑岩、花崗岩、粘板岩)と同様の水分量を持つコンクリート組成でそれぞれ計 232 ケースを計算し、感度係数を作成し、まとめた。

3-2 コンクリートにおける中性子の減速効果と減衰率の定量的評価

得られた各元素の感度係数を用いて､中性子の散乱反応による正の感度係数と中性子の捕獲反応による負の感度係数に着目し､コード内における減速と減衰のメカニズムにおける定量的な評価を行った。



図：酸素の感度係数と距離の関係

参考文献

[1] Oak Ridge National Laboratory, DOORS3.2 One, Two- and Three Dimensional Discrete Ordinate Neutron/Photon Transport Code System, CCC-650/DOORS3.2, 1998

[2] T. Sato et al. Particle and Heavy Ion Transport Code System PHITS, Version 2.77, 913-923 (2013)

[3] T.ogata et al. Discussion on the Standardization of Shielding Materials Sensitivity Analysis of Material Composition ICRS-13,T2_S1_4 (2016)

[4] M.Taniguthi et al 遮蔽材料標準の策定について (2016 年 3 月 26 日 日本原子力学会 春の年会)

*Riku Nakamura[1], Ken-ichi Tanaka[1,2] and Satoshi Chiba[1]

[1]Tokyo Tech., [2]The Institute of Applied Energy.

PWR プラントの 3 次元炉内放射化評価手法の開発(1)

Development of 3-dimensional induced activity evaluation method for PWR

*廣本 和朗[1]，尾方 智洋[1]，村松 貴史[1,3]，小森 省三[2]

[1]三菱重工業(株)，[2]九州電力(株)，[3]一般社団法人 原子力安全推進協会

PWR プラント廃止措置計画の本格的な検討開始に向け、放射性廃棄物の処分区分を決定するための放射化評価の精度向上を目的に、3 次元中性子輸送計算コードを用いた放射化評価手法の検討を進めている。今回は炉心周りを対象に、3 次元モンテカルロ中性子･光子輸送計算コードを用いた放射化評価手法を報告する。

キーワード：廃止措置，PWR プラント，3 次元，MCNP

1. 緒言

原子力発電所の廃止措置にあたり、放射能濃度を詳細に評価し、放射能濃度から処分区分を精度良く把握することによって、処分費用の低減につなげることができる。2 次元中性子輸送計算コードを使用して放射化評価を実施する場合、複雑形状部位については評価モデルを単純化させ保守性を持たせることが必要となるのに対し、3 次元中性子輸送計算コードを使用することで、実機プラント構造を正確にモデル化でき信頼性の高い詳細な評価が可能となる。3 次元中性子輸送計算コードとしてモンテカルロ法を用いた MCNP コードの適用が考えられるが、中性子束の変化が大きい巨大な体系を計算するためには、統計精度確保のために計算時間を要するという課題がある。本研究では、3 次元放射化評価手法に対する MCNP コードの適用性について検討した。

2. 放射化評価

MCNP コードの適用性検討を行うにあたり、今回は中性子源である炉心周りを対象として検討した。

2.1 中性子束評価

中性子束評価は、MCNP コードを使用して PWR 原子炉容器内の構造物を 3 次元で詳細にモデル化し、対象領域の中性子束を計算する。図－1 に評価モデルを示す。評価対象とする炉内構造物等の領域に対して、Weight Window に基づく分散低減法を使用することで、計算時間の低減を図った。

原子炉容器内上部炉内構造物の中性子束評価結果を 2 次元評価と比較すると、中性子エネルギ依存の差が見られ、2 次元の中性子束評価が放射化の観点で保守的に評価されていることが確認された。

2.2 放射化評価

放射化による放射能濃度を確認する評価点に対しては ORIGEN コードを使用するが、放射能分布については簡易的に放射化計算式を用いて、炉内構造物の代表的な放射化核種である Co-60 に着目し評価する。今後、既存の分析データと比較するとともに、廃止措置プラントにて原子炉容器内の複数個所から試料を採取し放射能量を分析予定であり、これら分析結果を用いて本評価手法の検証を実施する予定である。

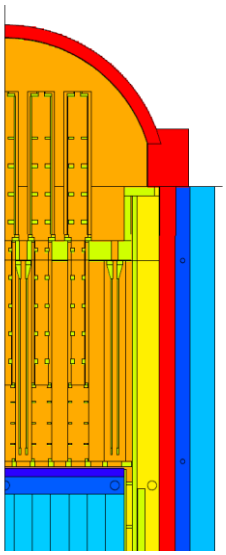


図-1　評価モデル図

3. 結論

PWR プラントの原子炉容器内を対象に 3 次元放射化評価を実施した。分散低減法を使用することで、現実的な計算時間で計算することができた。今後、評価対象領域を原子炉格納容器内に展開するとともに、分析値と比較することで検証を実施する予定である。

*Kazuro Hiromoto[1], Tomohiro Ogata[1], Takashi Muramatsu[1,3] and Shouzou Komori[2]

[1]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., [2]Kyushu Electric Power Co., Inc., [3]Japan Nuclear Safety Institute

放射能汚染コンクリート除去工事における二次汚染の評価

Evaluation of cross contamination in decontaminating concrete plate contaminated with radioactivity

*卜部 光平[1]，鳥居 和敬[1]，浅田 素之[1]，木下 哲一[1]

[1]清水建設株式会社

廃止措置工事におけるコンクリート表面の除染工事では，作業時のはつり片や粉塵による二次汚染の可能性がある。本研究では，模擬汚染させた試料を用いて二次汚染を評価し，はつり後のコンクリート面に二次汚染がないことを確認した。

キーワード：コンクリート，除染，はつり，二次汚染，模擬汚染

1. 緒言

原子力施設の汚染コンクリート除去ははつり等により実施されるが，はつり機の先端に付着した汚染物質や粉塵が除染した面へ再付着する二次汚染が懸念される。本研究では，模擬汚染させたコンクリート表面をはつり，残存した模擬汚染の濃度を確認することで，二次汚染の有無を評価した。

2. 検討内容

2-1. 試験体作製

図-1 に試験概要を示す。汚染模擬試料には，トレーサーとして含浸系表面保護材（含浸材）およびバリウムを混入した仕上モルタルを用いた。含浸材を試験体へ塗布し，深さ 5mm 程度まで浸透させた試験体を作成した。含浸材の浸透深さは試験体から採取したコア供試体の割裂目視で確認し，含浸材の濃度はコア供試体を所定の深度まで研磨して採取した粉体を化学分析することで確認した。また，練混ぜ水に塩化バリウム水溶液を用いた仕上モルタルを厚さ 5mm に塗布した試験体も作成した。

2-2. はつり試験およびトレーサーの濃度確認

スパイキーハンマーを用いて試験体のはつり試験を実施した。はつり深さは 10~15mm を目標とした。はつり片は吸塵装置とブラシを用いてはつりと同時に集塵した。はつり後に試験体のはつり深さを測定した。また，除染面から粉体試料を採取し，トレーサーの濃度を化学分析で確認した。図-2 にトレーサーの濃度と試験体面からの深さの関係を示す。はつり後のトレーサーの濃度は深さ 10mm 以深において 0~500ppm であり，はつり前と同等以下であることから，はつりによる二次汚染がないことを確認した。

3. 結論

模擬汚染を用いて除染効果を定量的に評価し，はつり後の表面には二次汚染がないことを確認した。今後はホット試験を実施し，除染効果と二次汚染の有無を確認する計画である。

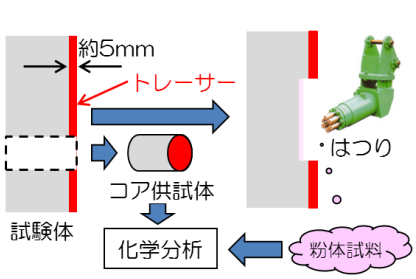
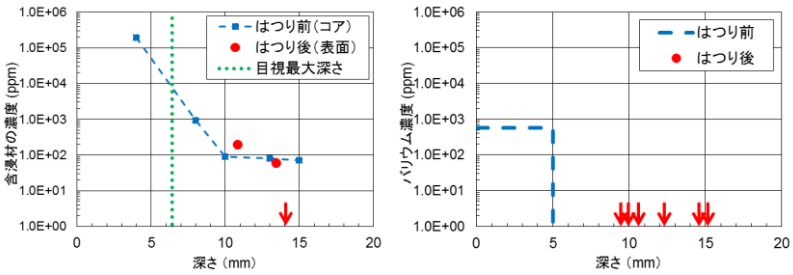


図-1　試験概要



(a) 含浸材の場合　　(b) 仕上モルタルの場合

図-2　トレーサーの濃度と試験体表層からの深さの関係

*Kohei Urabe[1], Kazuyuki Torii[1], Motoyuki Asada[1] and Norikazu Kinoshita[1]

[1]Shimizu Corporation

廃止措置工事における人工数計算モデルの開発

Development of manpower estimation models of decommissioning activities

*杉本 涼太[1]，川崎 大介[1]，柳原 敏[1]
[1]福井大学

JPDR 廃止措置工事の作業内容を詳細に分類し，切断・収納作業の細かな構成要素を反映した人工数計算モデルを作成し，JPDR 解体実績における人工数データに対して最小二乗法でフィッティングした。

キーワード：廃止措置，人工数，統計分析，JPDR

1. はじめに　過去の研究[1]では，JPDR 廃止措置の個々の作業にかかった人工数[2]を統計的に分析し，解体対象機器の重さ等を単一の予測変数として人工数を計算する線形回帰モデルを開発した。より大型の商用炉の解体作業に外挿するためには，各作業における人工数の特性をより詳細に考慮したモデルの検討を行う必要がある。本研究では，作業特性の分析および JPDR の解体実績データの分析に基づき，作業人工数計算モデルを開発することを目的とする。

2. 検討方法　JPDR の解体実績では在来工法が適用されるポンプやタンク等の切断･収納作業については，より細かな構成要素が示されている[2]。これらの作業に必要な人工数は解体対象となる機器の重量以外にも，長さ，面積，体積に比例することが考えられるため，表 1 に示すように作業要素を分類した。これに基づき以下の多項式モデルを用いて，JPDR 解体実績における人工数データに対して最小二乗法でフィッティングした。

$$(\text{人工数})=aW+bW^{2/3}+cW^{1/3}$$

表 1　切断･収納作業の構成要素の分類（ポンプの例）

人工数が長さに比例（長さ∝$W^{1/3}$）	粗断，閉止板・配管の架設，施設の維持管理
人工数が面積に比例（面積∝$W^{2/3}$）	準備，片付け，補修・復旧
人工数が重量・体積に比例（体積∝W）	分解，細断場所への移送，細断，容器への収納

（注）W (kg) は解体機器の重量を表す。

3. 結果・考察

ポンプの実績値へのフィッティングを行った結果，上記の式における a,b,c はそれぞれ 0 人時/kg, 0.30 人時/$kg^{2/3}$, 0.25 人時/$kg^{1/3}$ となった。図 1 に多項式および従来使われていた線形モデルの近似線を示す。実績データの存在する 6000kg 以下では両モデルの間に大きな相違はないがそれ以上では差が顕著に見られた。6000kg 以上のポンプに対して人工数を計算する場合には各モデルの違いによる不確実性の評価が必要と考えられる。

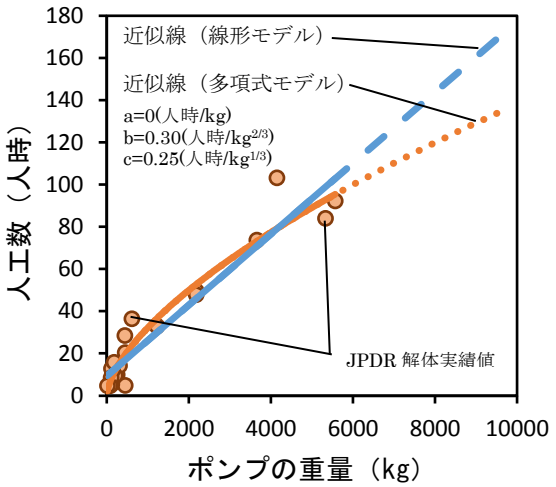


図 1　ポンプ切断・収納作業にかかる人工数モデルのフィッティング結果

4. まとめ　切断・収納作業の細かな構成要素を反映した人工数の計算モデル（多項式モデル）を作成した。今後はデータの詳細な分析により多項式モデルと作業構成要素との関連を検討し，より汎用性のあるモデルの開発を行う。

参考文献

[1] 奥出 他，日本原子力学会 2015 秋の大会, G09, 2015.　[2] 白石 他, JAERI-Data/Code 98-010, 1998.

*Sugimoto Ryota [1], Daisuke Kawasaki[1] and Satoshi Yanagihara[1]
[1]University of Fukui

機器の３D 形状モデルによる解体順序生成システムの開発
廃止措置エンジニアリング技術の開発

Development of dismantling sequence generation system based on 3D model components of machine
Development of decommissioning engineering technology

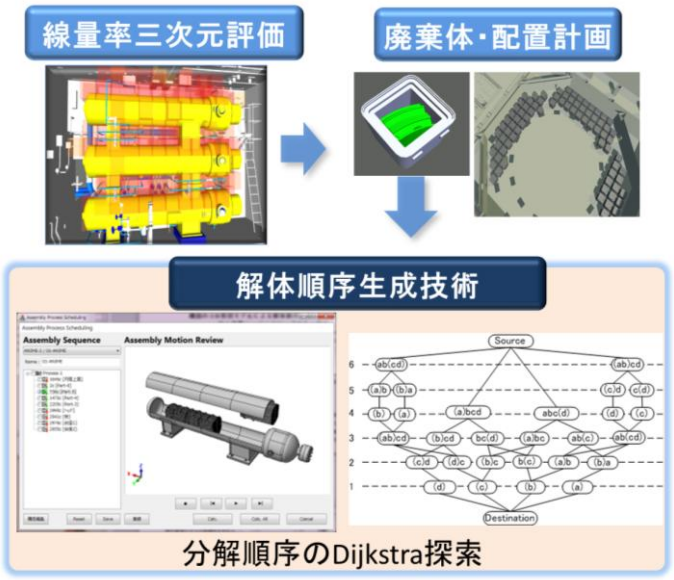
*榎本 敦子[1]，関 洋[1]，吉田 卓弥[1]，今村 光孝[2]，北原 隆[2]，田畑 潤也[2]，
[1]日立製作所 研究開発グループ，[2]日立 GE

原子力施設の廃止措置において，安全性を確保しかつ効率の良い解体作業計画方法の開発が望まれている。本発表では，切断された大型機器の３D形状モデルを入力として，作業性を表す目的関数を最小化する解体順序とその作業時間を自動的に計画する方式を提案する。

キーワード：廃止措置，解体，作業計画，分解順序，3 次元 CAD モデル

1. 緒言

近年，大型機器の解体作業工数を，実績値に基づいた重量に対する線形近似式で作業時間を見積もる方式[1]が主流である。しかし近似精度を確保するために十分な実績値の収集とパラメータ調整を要する。これに対し日立 GE では，プラントの 3 次元モデルとインベントリデータに基づいた放射線量率のシミュレーション，廃棄体・保管計画，解体・搬出計画からなる廃止措置エンジニアリング技術[2]を開発している。これら技術の中で本発表では，大型機器の 3 次元モデルから解体順序を生成する解体順序生成方式を提案する。



2. 大型機器の解体順序の算出

本方式の分解対象とする機器は，３DCAD 上で解体単位の切断パーツで組立品を構成する。切断パーツ間の幾何学的拘束関係を解析し，非干渉で分解できる切断パーツを分解候補とし，夫々の分解候補に対して作業性指標を目的関数として Dijkstra 法により作業性指標を最適化する分解順序を求める。

3. 結論

123 個の切断パーツから構成される熱交換器の 3 次元モデルを用いて本方式による解体順序の自動生成の検証を行った。その結果，Intel® Xeon® CPU（3.33GHz）による計算時間は 6 分 33 秒であり実用可能な処理時間を得た。自動生成された順序のうち修正を要するパーツ数は 123 個の中で 8 個であり，順序の正解率は 93.5%であった。

参考文献

[1] 芝原雄司 他，原子力施設の廃止措置における大型機器解体シナリオの最適化にかかわる検討，日本原子力学会和文論文誌， Vol. 12, No.3, p.197-210 (2013)

[2] Seki, Hiroshi et.al., *Estimation of Decommissioning Quantity Based on #D Intelligent Model*, Proc. of WM2017 Conference, Phoenix, Arizona, USA, March 5-9(2017), 17075

*Atsuko Enomoto[1], Hiroshi Seki[1], Takuya Yoshida[1], Mitsutaka Imamura[2], Takashi Kitahara[2] and Junya Tahata[2]
[1]Hitachi, Ltd. R&D Group, [2]Hirachi GE

原子力施設廃止措置における知識マネジメント支援システムの構築
(8) 知識マネジメント支援システムのこれまでの取り組み成果

Integration of Knowledge Management Support System for the Decommissioning of Nuclear Facilities

(8) The Outcomes of Knowledge Management Support System

*樽田 泰宜[1,2], 加藤 靖章[2], 柳原 敏[1], 井口 幸弘[1,2], 手塚 将志[2], 香田 有哉[2], 北村 高一[2], 溝口 理一郎[3]

[1]福井大学, [2]原子力機構, [3]北陸先端科学技術大学院大学

「ふげん」では長期間にわたる廃止措置をより安全で円滑に行うために、知識マネジメントの取組を進めてきた。特に、2015 年からは原子力知識マネジメントの発展を射程としたふげんのプロトタイプ・システムの開発を行ってきた。そこで、これまでの取り組みから得た知見と今後の課題について検討する。

キーワード：廃止措置、原子力知識マネジメント、知識マネジメント、

1.はじめに

2002 年、国際原子力機関が原子力知識マネジメント(NKM)の重要性を勧告し、NKM 研究会などが設置された。国内では NKM が放射性廃棄物地層処分で試みられている[1]。他方、2003 年にふげんが運転を終了し、2008 年には廃止措置計画が認可された。廃止措置は長期間かつ大規模のため知識継承が重要な課題とされている[2]。ふげんは国内初の大型水炉廃止措置であり、過去の運転成果や経験者の知識の保存と活用といった課題がある。そこで、知識の体系化と継承を目指した知識マネジメント支援システムの開発を行ってきた。ここでは、2015 年からはじまった取り組みとその成果について述べる。

2.研究課題

廃止措置では、原子力のフロントエンドからバックエンドまでの知見を活用し、安全で確実なプロジェクト推進が肝要である。しかし、設計当時の情報は数十年前のものであり、廃止にはさらに数十年の年月がかかる。その間、世代間で情報の授受が発生する。情報の大半は計算機上にあるが、一部は紙ベースや人の記憶といった形で存在している。そのため、情報のやり取りには、閲覧や利用がしやすい状態にすることが望まれる。そこで、まずは(1)対象となる情報・知識の同定、(2)経験者などの知識を引き出す方法、さらに(1)(2)を活用するシステムの構築(3)が必要であると考え、これらを研究課題とする。

3.結果

(1)に対しては、ふげん内の計算機内の情報をサーベイした。結果の一部は設計書、保安規定書、手順書、品質マネジメント、廃棄物統計などがあった。(2)は経験者の手順化されていない知識が対象である。例として問題発生時（緊急時以外）の対処法が知りたいとき、「誰に聞く」「誰が知っているのか」という視点で、人事のデータベース(DB)の活用を検討した。これは、対象職員の経歴・履歴を参照し、必要な技能・資格・経験を持つ人をつなげる試みである。研究の結果、(2) は個人情報保護などの課題への対応が必要であることが分かった。また、(1)は対象データが膨大で計算機上の複数個所に散見するなどし、DB 整備が必要になることが分かった。そこで、分類学の知見を活用し、データ整理を実施した。これにより廃止措置情報を、対象ごと（例えば 1 次系、2 次系、復水器、原子炉）に情報を分類し、整理できた。しかし、実作業では(a)各系統をまたぐ給水管等のパイプ類の分類や(b)系統は異なるが同じ機器（ポンプなど）の重複の解釈問題が発生した。細かく分類するとルールが煩雑化してしまう。そこで、解体というタスクに着目し、オントロジーという手法での整理とその検討を行い、プロトタイプ・システムを構築した。

4.まとめ

タスクを中心としたプロトタイプにより例えば、(a)(b)の問題は種類、機能、属性、構成物といった各要素で整理することで分類から階層的な理解へとシフトした。しかし、すべての DB に対してこのように整理したわけではなく、一部のみである。そのため、今後の DB の拡充や具体的な利用方法を検討したい。

参考文献

[1] 大澤 英昭 他 4 名, 2006, 高レベル放射性廃棄物地層処分に関する知識基盤構築に向けた取り組み : 地層処分技術に関する知識マネジメントシステムの基本概念, 年次学術大会講演要旨集 21(1), 376-379

[2] 立花 光夫, 2016, 原子力施設廃止措置のためのエンジニアリングシステムと知識継承, デコミッショニング技報, (53), 2-16, 2016

---

*Yasuyoshi Taruta[1,2], Yasuaki Kato[2], Satoshi Yanagihara[1], Yukihiro Iguchi[1,2], Masashi Tezuka[2], Yuya Koda[2], Koichi Kitamura[2], Riichiro Mizoguthi[3]

[1]University of Fukui, [2]Japan Atomic Energy Agency, [3]Japan Advanced Institute of science and technology,

「ふげん」廃止措置におけるプロジェクト管理データの評価

A study on Evaluation of project management data in "Fugen" decommissioning

*香田 有哉[1]，手塚 将志[1]，柳原 敏[2]
[1]日本原子力研究開発機構 原子炉廃止措置研究開発センター，[2]福井大学

ふげん廃止措置工事で実施した復水器の解体作業で収集したプロジェクト管理データ（作業人工数、解体物量等）を分析して廃止措置費用評価等に用いるための基本データ（単位作業係数）としてまとめるとともに JPDR 実績データと比較してその妥当性を検討した。

キーワード：ふげん、JPDR、復水器、解体作業、作業人工数、単位作業係数、廃止措置計画

1. 緒言

「ふげん」の廃止措置工事では、プロジェクト管理データを収集し作業管理に用いるとともに今後の大型発電炉の廃止措置計画の検討に役立てるためデータの分析を進めている。本報告では、H22 年度から始めた比較的大型の設備である復水器（2 基：各々約 320ton）の解体作業の実績から得られた作業人工数等の分析に基づき復水器の解体作業の単位作業係数を評価した結果についてまとめたものである。

2. データ収集

廃止措置工事は、準備作業、解体撤去作業、後処理作業から構成され、図 1 に示すように各作業の中で複数の作業項目が実施される。復水器の解体に際しては、基本的に 3 領域（胴部、内部構造物、水室）に分けて、作業人工数や廃棄物量等のデータを収集している。

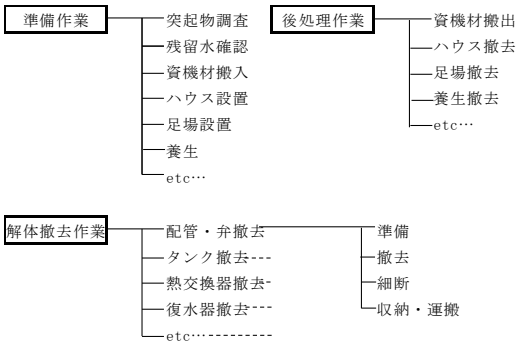


図 1.廃止措置工事における作業概要

3. 結果及び考察

復水器内部は若干の汚染はあるものの、除染によりすべてクリアランス可能なレベルであり、これまでに発生した復水器の解体物量は約 400ton である。解体撤去は、その内容に応じて 8～16 人の体制で実施した。図 2 に作業人工数と物量の関係を示す。赤丸は、3 領域の評価結果であり、更に分類した作業（胴部：上,中,下部胴、内部構造物：上,中,下部及び冷却管、水室：入口,出口）ごとの評価結果を青三角で示す。また、JPDR 解体作業から得られた復水器（タービン及びダンプコンデンサー）の評価結果を緑菱形で示す。復水器の解体に係る単位作業係数は約 32-38 人時/ton であり、物量が小さい場合には「ふげん」と JPDR の評価に大きな相違は見られなかった。

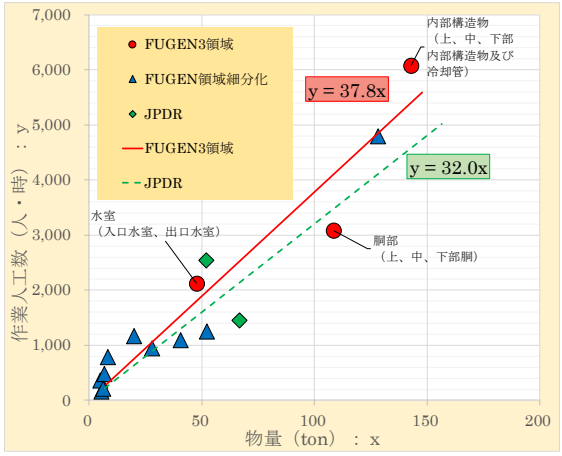


図 2. 復水器単位作業係数の評価

4. 結言

「ふげん」の廃止措置工事で得られた実績データを分析し、大型機器である復水器の解体に係る単位作業係数（人時/ton）を求めた。今後、更にデータ分析を進め大型発電炉への適用性検討を行う。

---

*Yuya Koda[1], Masashi Tezuka[1] and Satoshi Yanagihara[2]

[1]Japan Atomic Energy Agency Decommissioning Engineering Center. [2]University of Fukui.

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-3 Decommissioning Technology of Nuclear Facilities

Thu. Sep 14, 2017 2:45 PM - 4:20 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 5:45 AM - 7:20 AM UTC | Room D B31 - B3 Block

[2D10-15] Development for Fuel Debris Treatment 1

Chair:Satoshi Yanagihara (Fukui Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[2D10] Development of Fuel Debris Canister

(1)Outline of Collection, Transfer and Storage of Fuel Debris

*Toshihiro Matsuoka[1], Hideaki Uchiyama[2], Chihiro Narazaki[3], Manabu Ueno[4] (1. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 2. International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 3. TOSHIBA CORPORATION, 4. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[2D11] Development of Fuel Debris Canister

(2)Specification of Fuel Debris Canister

*Yasuhiro Tomiita[1], Hideaki Uchiyama[2], Toshihiro Matsuoka[1], Chihiro Narazaki[3], Manabu Ueno[4] (1. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 2. International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 3. TOSHIBA CORPORATION, 4. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[2D12] Development of Fuel Debris Canister

(3)Evaluation of Fuel Debris Condition in a Canister for Criticality Safety

*Seiji Yamamoto[3], Hideaki Uchiyama[1], Toshihiro Matsuoka[2], Tetsuro Takeshita[3], Chihiro Narazaki[3], Yoshiki Ida[3], Manabu Ueno[4] (1. International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 2. International Research Institute for Nuclear Decommissioning / Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 3. International Research Institute for Nuclear Decommissioning / TOSHIBA CORPORATION, 4. International Research Institute for Nuclear Decommissioning / Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[2D13] Development of Fuel Debris Canister

(4)Drop Test of Canister

*Yoshiharu Kikuchi[4], Hideaki Uchiyama[1], Toshihiro Matsuoka[2], Chihiro Narazaki[3], Nodoka Miyamoto[4], Kazuma Hirosaka[4], Noboru Saito[4], Manabu Ueno[4] (1. International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 2. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 3. TOSHIBA CORPORATION, 4. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[2D14] Development of Fuel Debris Canister

(5)Verification Test of Impact Limiter

*Noboru Saito[4], Hideaki Uchiyama[1], Toshihiro Matsuoka[2], Chihiro Narazaki[3], Nodoka Miyamoto[4], Kazuma Hirosaka[4], Yoshiharu Kikuchi[4], Manabu Ueno[4] (1. International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 2. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 3. TOSHIBA CORPORATION, 4. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

4:00 PM - 4:15 PM JST | 7:00 AM - 7:15 AM UTC

[2D15] Development of Fuel Debris Canister

(6)Evaluation of Drop Test by Static Numerical Simulation

*Kazuma Hirosaka[4], Hideaki Uchiyama[1], Toshihiro Matsuoka[2], Chihiro Narazaki[3], Nodoka Miyamoto[4], Noboru Saito[4], Yoshiharu Kikuchi[4], Manabu Ueno[4] (1. International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 2. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 3. TOSHIBA CORPORATION, 4. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

4:15 PM - 4:20 PM JST | 7:15 AM - 7:20 AM UTC

Time reserved for Chair

燃料デブリ用収納缶の開発
（1）燃料デブリの収納・移送・保管

Development of Fuel Debris Canister

(1) Outline of Collection, Transfer and Storage of Fuel Debris

*松岡 寿浩[2]，内山 秀明[1]，楢崎 千尋[3]，上野 学[4]

[1]ＩＲＩＤ，[2]ＩＲＩＤ／三菱重工，[3]ＩＲＩＤ／東芝，[4]ＩＲＩＤ／日立ＧＥ

福島第一原子力発電所の廃止措置において、取り出された燃料デブリの収納・移送・保管に関わる技術開発の概要を報告する。

キーワード：燃料デブリ，収納缶

1. 緒言

福島第一原子力発電所（1F）の廃止措置に向けて取り出される燃料デブリを安全かつ合理的に収納・移送・保管する技術が求められている。そこで燃料デブリの収納・移送・保管技術の開発プロジェクトでは燃料デブリの取り出し工法の開発等と連携して燃料デブリの収納・移送・保管に係わる安全評価手法の開発及び燃料デブリの収納・移送・保管システムの概念構築に取り組んでいる。

2. 燃料デブリの収納・移送・保管に関わる技術開発の概要

燃料デブリには核燃料物質が含まれているため、特に放射性物質の閉じ込め（飛散防止）、未臨界等に配慮した取扱いを行う必要がある。米国スリーマイルアイランド原子力発電所 2 号機（TMI-2）の廃止措置では回収した燃料デブリを専用の容器（収納缶）に収納して収納缶単位で取扱い、実績ある使用済燃料の移送・保管技術を活用して放射性物質の閉じ込め他の要求を合理的に達成した事例がある。

TMI-2 の実績を踏まえ、本プロジェクトでも 1F 燃料デブリの収納・移送・保管を安全かつ合理的に行うにあたり燃料デブリを収納缶に収納して実績ある使用済燃料の移送・保管技術を活用する方針とした。また、技術開発は以下に示す 1F 燃料デブリと TMI-2 燃料デブリの相違を考慮して進めている。

・1F では炉内に海水を注入したことにより燃料デブリに海水成分が残留している可能性があること。

・TMI-2 ではなかった MCCI 反応（コンクリートと溶融炉心の相互反応による）生成物の存在が想定されること。また、燃料デブリとともに原子炉一次格納容器内のコンクリートも回収される可能性があること。

・TMI-2 と比較して 1F では燃料の初期濃縮度や燃焼度が高いこと。

さらに、1F 廃止措置の技術開発プロジェクトは、燃料デブリの取り出し工法の開発、燃料デブリ性状把握等、複数が並行して検討されている。そのため、本プロジェクトで仮定した移送・保管システム及び収納缶仕様の基本概念については、関連するプロジェクトの検討状況を反映し、フィードバックを図りつつ技術開発を進めている。以下に示す成果の詳細を別稿で報告する。

・国内で実績のある使用済燃料の移送、プール保管、乾式保管施設を参考に収納缶開発（課題）の前提となる移送・保管システムを設定し、収納缶仕様の基本概念を仮定した。

・TMI-2 と同様の未臨界設計思想で設定した収納缶内径は小さいため、収納缶内径拡大を検討した。未臨界条件のパラメータ評価を行い、未臨界状態を維持するための条件を導出した。内径拡大の一案である水分量制限の適用性を確認するため、模擬燃料デブリの水切り検証試験を実施した。

・収納缶の取扱い時において落下等の事故を想定し、有限要素法解析及びスケールモデルによる落下試験を行い、構造強度評価手法を立案するとともに落下時の衝撃荷重低減のための緩衝構造案の検討を実施した。

・燃料デブリの移送時、放射性物質の閉じ込めのため、移送容器を密閉空間とする計画であり、燃料デブリに残留した水の放射線分解による水素ガス対策が必要となる可能性がある。水素発生量予想の精緻化のため、水素発生に影響のある因子として海水、ヨウ素やコンクリート等の成分を抽出し、影響の検討を行った。

・収納缶の長期健全性検討として、収納缶が曝される水質について燃料デブリ内の海水成分の残留等を考慮して環境条件を仮定して、候補材の耐食性を比較評価した。候補材の一つであるオーステナイト系ステンレス鋼について、塩素イオン含有環境下での材料耐食性向上対策を検討した。

この成果は、経済産業省／平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発）」で得られたものの一部である。

*Toshihiro Matsuoka[1,2], Hideaki Uchiyama[1], Chihiro Narazaki[1,3] and Manabu Ueno[1,4]

[1]International Research Institute for Nuclear Decommissioning, [2]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., [3]TOSHIBA CORPORATION, [4]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

燃料デブリ用収納缶の開発
（2）燃料デブリ用収納缶の仕様

Development of Fuel Debris Canister

(2) Specification of Fuel Debris Canister

*富板 靖博[2]，内山 秀明[1]，松岡 寿浩[2]，楢崎 千尋[3]，上野 学[4]

[1]ＩＲＩＤ，[2]ＩＲＩＤ／三菱重工，[3]ＩＲＩＤ／東芝，[4]ＩＲＩＤ／日立ＧＥ

取り出された燃料デブリを安全に収納し、移送し、安定的な保管に用いる燃料デブリ用収納缶の仕様について検討した。

キーワード：燃料デブリ，収納缶

1. 緒言

福島第一原子力発電所（1F）の廃止措置に向けて燃料デブリの収納・移送・保管技術を確立するため、燃料デブリ用収納缶の開発を行っている。米国スリーマイルアイランド原子力発電所 2 号機（TMI-2）では収納缶を用いで燃料デブリを移送・保管したが 1F での特有の条件を考慮して安全機能、および一連の取扱い作業を設定する必要がある。

2. 移送・保管システムの仮定

TMI-2 での実績を踏まえ、国内実績のある使用済燃料の移送、プール保管、乾式保管施設を参考に 1F 燃料デブリの移送・保管システムを仮定した（図 1）。1F の廃止措置においては、燃料デブリを安全に移送・保管できることに加えて、廃止措置の早期実現、作業性など、全体としての合理性検討も重要である。

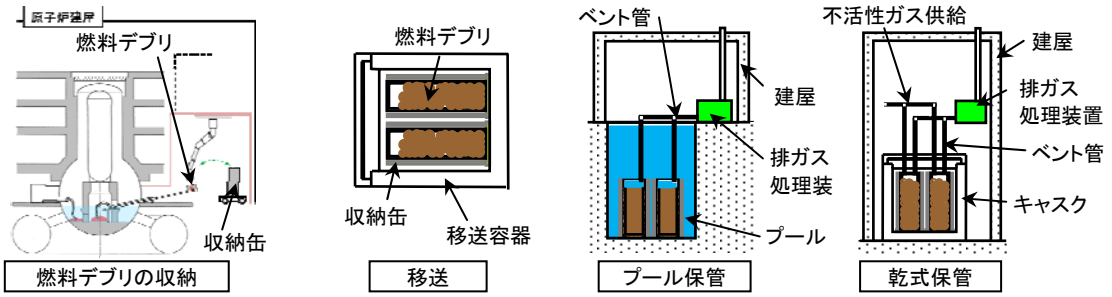


図 1　収納缶開発にあたって仮定した燃料デブリの収納・移送・保管の方法(案)

3. 機能分担を考慮した収納缶仕様

仮定した移送・保管システムに対して必要となる安全機能を設定し、収納缶と収納缶の取扱い時に関連する周辺機器（施設含む）との安全機能の分担を設定した。設定にあたっては TMI-2 の実績等を考慮した（表 1）。また、機能分担に基づき、収納缶の概念形状を設定した（図 2）。

◎安全機能：未臨界、除熱、閉じ込め、遮蔽、構造強度（取扱／事故時）、水素対策※1、材料健全性※2

※1：水の放射線分解により発生する水素の防爆策、　※2：海水成分の残留を想定した材料の耐食性の確保

表 1　機能分担に基づく収納缶仕様

安全機能	設計要求	機能分担		収納缶の設計仕様
		収納缶	他機器	
未臨界	未臨界の維持	○	○	・未臨界条件である幾何形状の維持は取扱モード共通の容器（収納缶）で取扱ったほうが合理的なため。 ・配列時の未臨界は他機器（キャスク，ラック等）で担保。
除熱（冷やす）	収納缶，燃料デブリ他の物性の担保		○	・発熱量は同レベルの使用済燃料以下であり自然冷却で収納缶を冷却可能なため特別な除熱装置等は設けない。
閉じ込め	作業員や公衆の被ばく防止		○	・収納缶には水素滞留防止口を設置。 ・収納缶からの燃料デブリの放出による汚染拡大防止のため，フィルター設置。
遮蔽	作業員や公衆の被ばく防止		○	・収納缶に遮蔽機能を付与すると重量が増え，取扱機器の大型化や保管効率の低下につながるため遮蔽は担保しない。（TMI-2 の収納缶仕様で実績あり）
構造強度	安全機能を維持するための構造強度	○	○	・収納缶の取扱機器等の設計合理化のため最小限の強度は維持。 ・他機器で収納缶への荷重条件や腐食条件の緩和を図る。
材料健全性	強度構造他の維持	○	○	
水素対策	水素の爆発防止	○（触媒）	○	・収納缶内の空間は小さく水素濃度が上昇するため収納缶外部に放出できる構造とし，他機器で掃気等を行う。 ・収納缶内の水素量低減のため，必要に応じ触媒を配置。

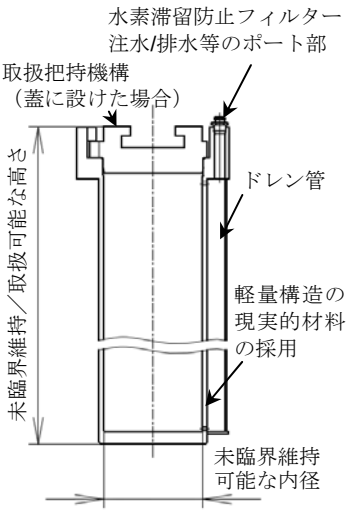


図 2　収納缶の概念形状

この成果は、経済産業省／平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発）」で得られたものの一部である。

*Yasuhiro Tomiita[1,2], Hideaki Uchiyama[1], Toshihiro Matsuoka[1,2], Chihiro Narazaki[1,3] and Manabu Ueno[1,4]

[1]International Research Institute for Nuclear Decommissioning, [2]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., [3]TOSHIBA CORPORATION, [4]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

燃料デブリ用収納缶の開発
（3）未臨界状態を維持する燃料デブリ収納条件の検討

Development of Fuel Debris Canister

(3) Evaluation of Fuel Debris Condition in a Canister for Criticality Safety

*山本 誠二[3]，内山 秀明[1]，松岡 寿浩[2]，竹下 哲郎[3]，楢崎 千尋[3]，井田 吉紀[3]，上野 学[4]

[1]ＩＲＩＤ，[2]ＩＲＩＤ／三菱重工，[3]ＩＲＩＤ／東芝，[4]ＩＲＩＤ／日立ＧＥ

燃料デブリ用収納缶には、燃料デブリとともに水（同伴水）が持ち込まれると考えられる。未臨界状態を維持しつつ、燃料デブリ用収納缶の内径を拡大する場合の燃料デブリ収納条件の検討として、同伴水量の制限に着目して、水量の臨界安全解析および水切り試験を実施した。

キーワード：燃料デブリ，収納缶，未臨界

1. 諸言

福島第一原子力発電所（1F）の廃止措置に向けて燃料デブリの収納・移送・保管技術を確立するため、燃料デブリ用収納缶の開発を行っている。1F に装荷された ^{235}U 濃縮度が最大の条件で、燃料デブリの収納量や形状、収納状態、同伴水量によらず、燃料デブリ用収納缶（収納缶）の形状管理のみで未臨界を維持できる収納缶内径寸法は 220mm である。しかし、燃料デブリの取り出しから保管を合理的に行う（収納缶本数の低減等）観点から、収納缶内径の拡大要求がある。未臨界状態を維持しつつ、収納缶内径を拡大する場合の燃料デブリ収納条件として、同伴水量の制限に着目して検討した。

2. 収納缶内径拡大のための臨界パラメータサーベイ

収納缶形状（内径および高さ）に対する臨界安全上の燃料デブリの収納量、形状、同伴水量を評価した。図 1 は、同伴水量の評価結果の一例である。燃料デブリを UO_2 とみなし、燃料デブリと水が収納缶内で均質・均一混合状態の場合、水量を 35vol%以下に制限できれば、臨界安全上、収納缶内径を 400mm にできる見込みを得た。

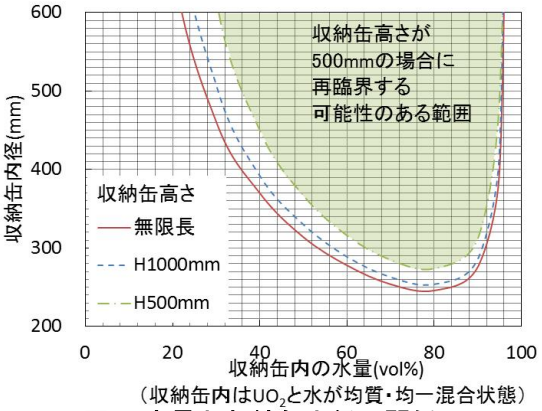
3. メッシュ容器による水切り試験

2.の評価を踏まえ、収納缶内の同伴水量制限の方策を検討した。原子炉内等で燃料デブリを収納缶よりも小型の容器（UC）に入れ、原子炉外で UC を収納缶に装荷するフローにおいて、UC をメッシュ構造にして重力落下により同伴水を水切りすることで、収納缶内の同伴水量制限を期待できる。

収納缶内の同伴水量制限の成立性検証として、燃料デブリを砕石及び砕砂で、UC のメッシュをふるいで模擬して水切り試験をした。表 1 は、水切り試験の条件と水切り後の水量である。塊状の燃料デブリの場合は短時間で水を切れるが、粒径の小さい燃料デブリを含む場合は水量が多くなる傾向が示唆された。

4. 今後の計画

燃料デブリの取り出しから保管までの合理的なシステム検討の中で、収納缶内径の拡大要求を整理し、燃料デブリ形状や同伴水量の設定、収納缶構造の工夫等の方策の組合せにより、燃料デブリ収納の現場で実施可能な未臨界維持の方策を立案する。



（収納缶内はUO_2と水が均質・均一混合状態）

図 1 水量と収納缶内径の関係

表 1　水切り試験マトリクス

No.		1	2	3	4	5	6	7	8	9
模擬燃料デブリ	形状	塊状			粒・小石状（均一）					粒・小石状（分布）
	粒径	20～40mm			5～15mm					粒径分布[1]を模擬
模擬UC	内径(mm)	150	200	200	150	150	200	200	200	150
	目開き(mm)	4	4	8	4	8	4	4	8	4
試験条件	模擬燃料デブリ目標積載高さ	約100mm								
	水切り前の浸水時間	30分						24時間	30分	
水切り30分後の水量(vol%)		2.0	4.0	5.5	9.9	11.0	7.2	12.0	7.7	27.8

この成果は、経済産業省／平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発）」で得られたものの一部である。

参考文献[1] S. Kawano *et al.* “Characterization of Fuel Debris by Large-Scale Simulated Debris Examination for Fukushima Daiichi Nuclear Power Stations,” *2017 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants*, Fukui and Kyoto, Japan, Apr. 24-28, 2017(2017).

*Seiji Yamamoto[1,3], Hideaki Uchiyama[1], Toshihiro Matsuoka[1,2], Tetsuro Takeshita[1,3], Chihiro Narazaki[1,3], Yoshiki Ida[1,3] and Manabu Ueno[1,4]

[1]International Research Institute for Nuclear Decommissioning, [2]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., [3]TOSHIBA CORPORATION, [4]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

燃料デブリ用収納缶の開発
（4）収納缶の落下試験

Development of Fuel Debris Canister

(4) Drop Test of Canister

*菊地義春[4]，内山秀明[1]，松岡寿浩[2]，楢崎千尋[3]，宮本和[4]，廣坂和馬[4]，齋藤昇[4]，上野学[4]

[1]ＩＲＩＤ，[2]ＩＲＩＤ／三菱重工，[3]ＩＲＩＤ／東芝，[4]ＩＲＩＤ／日立ＧＥ

燃料デブリ用収納缶の万一の落下等、衝撃力が加わる事象に対する強度評価手法に適用する解析の妥当性確認に資するため、1/3 スケール落下試験を実施し、妥当性確認用のデータを取得した。

キーワード：燃料デブリ，収納缶，構造強度，落下試験，ひずみ，変形量

1. 緒言

福島第一原子力発電所の廃止措置に向けて燃料デブリの収納・移送・保管技術を確立するため、燃料デブリ用収納缶の開発を行っている。燃料デブリ用収納缶の万一の落下等、衝撃力が加わる事象に対する強度評価手法に適用する解析の妥当性確認に資するため、1/3 スケール落下試験を実施した。

2. 試験方法

図 1 に収納缶の落下試験体系を示す。床に置いたロードセルに鋼板を載せ、これに収納缶模擬体を自由落下させて、収納缶の落下による剛体床への衝突を模擬した。試験装置の制約から、試験体は実機想定の約 1/3 スケールとし、試験では取扱い上の想定最大高さ（暫定値 9m）から収納缶を自由落下させた。また、試験では、収納缶軸方向に落下する鉛直落下に加え、衝突部の変形が厳しくなることが想定される斜め衝突として、衝突部と収納缶重心が鉛直上で一致する、重心落下（落下角度約 3°）も実施した。試験では、落下時の荷重、加速度および収納缶胴部のひずみを計測した。

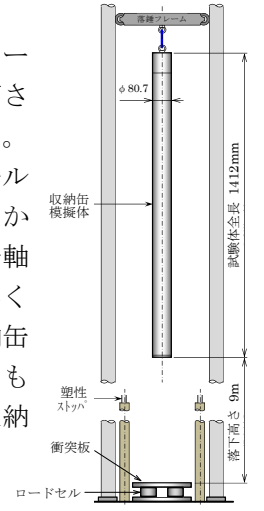


図 1　落下試験体系

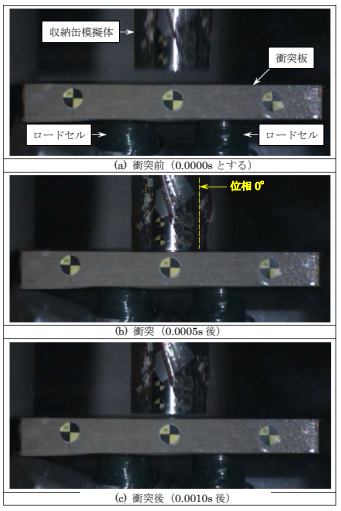


図 2　落下試験状況

3. 試験結果

図 2 に落下試験状況として鉛直落下試験の例を示す。また、試験での計測データの一例として、鉛直落下と重心落下での周方向ひずみの時刻歴を図 3 に示す。収納缶胴部のひずみについては、軸方向、周方向ともに重心落下の方が大きく、落下角度が衝突部付近の変形に影響を与えることを示唆している。なお、鉛直落下および重心落下試験前後での収納缶模擬体に大きな形状変化は見られず、目視では胴部の曲げや底板の割れなどの損傷は確認されなかった。

収納缶模擬体の 9m 鉛直および重心落下試験において計測した荷重や衝突加速度は、同条件で実施した 2 回の試験で有意な差がなく、また、発生ひずみの傾向やレベルも同等であることから、解析の妥当性確認に資するデータが取得できたものと判断される。

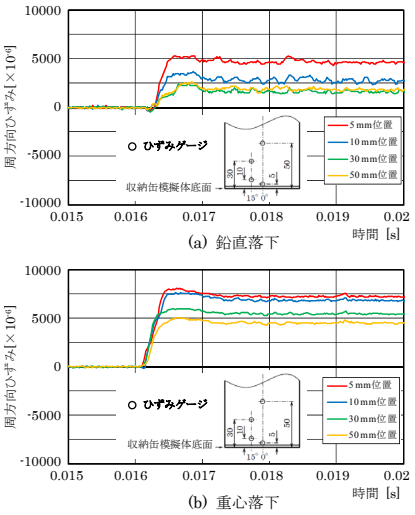


図 3　ひずみ時刻歴

この成果は、経済産業省／平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発）」で得られたものの一部である。

*Yoshiharu Kikuchi[1,4], Hideaki Uchiyama[1], Toshihiro Matsuoka[1,2], Chihiro Narazaki[1,3], Nodoka Miyamoto[1,4], Kazuma Hirosaka[1,4], Noboru Saito[1,4] and Manabu Ueno[1,4]

[1]International Research Institute for Nuclear Decommissioning, [2]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., [3]TOSHIBA CORPORATION, [4]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

燃料デブリ用収納缶の開発
（5）緩衝構造の有効性確認試験

Development of Fuel Debris Canister
(5) Verification Test of Impact Limiter

*齋藤昇[4]，内山秀明[1]，松岡寿浩[2]，楢崎千尋[3]，宮本和[4]，廣坂和馬[4]，菊地義春[4]，上野学[4]
[1]ＩＲＩＤ，[2]ＩＲＩＤ／三菱重工，[3]ＩＲＩＤ／東芝，[4]ＩＲＩＤ／日立ＧＥ

燃料デブリ用収納缶の万一の落下時に対する衝突荷重低減策の一つとして、収納缶下部を緩衝構造とすることを検討し、その有効性を確認した。

キーワード：燃料デブリ，収納缶，構造強度，落下試験，ひずみ，緩衝構造

1. 緒言

福島第一原子力発電所の廃止措置に向けて燃料デブリの収納・移送・保管技術を確立するため、燃料デブリ用収納缶の開発を行っている。万一の収納缶落下が生じた場合の衝突荷重低減策の一つとして収納缶下部の緩衝構造について検討した。1/3 スケール試験体による落下試験を行い、衝突荷重、発生ひずみ等を測定することで、緩衝構造の有効性を評価した。

2. 試験方法

図１に緩衝構造の概略を示す。緩衝構造の一例として、収納缶下部を薄肉管状とする構造を検討した。図２に示すように、落下衝突時は、この緩衝構造が塑性変形することで落下エネルギーが吸収され、衝突荷重が低減される。実機収納缶形状案の約 1/3 スケールの試験体を収納缶の取扱い上想定される最大高さ（暫定値 9 m）から自由落下させ、衝突荷重および試験体胴部のひずみを動的に測定した。

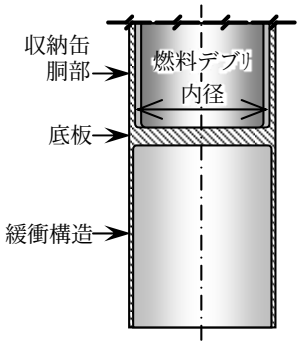
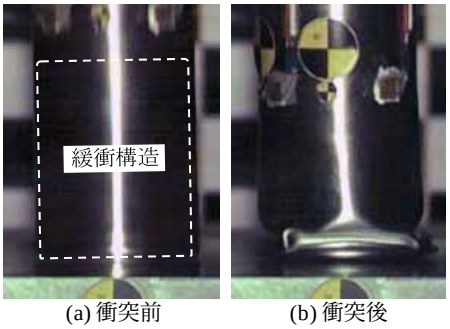


図1　緩衝構造の概略



(a) 衝突前　(b) 衝突後
図2　落下試験の状況

3. 試験結果

図３に衝突荷重の測定結果を示す。緩衝構造がない場合の衝突荷重が約 1700 kN であるのに対して、緩衝構造を設けることで約 70 kN まで低減できた。図４に試験体胴部の周方向ひずみの測定結果を示す。緩衝構造を設けることで、衝突荷重が低減されるため、衝突によって生じるひずみを弾性範囲内に制限することができた。以上から、提案した緩衝構造が衝突荷重低減策として有効であることが確認された。

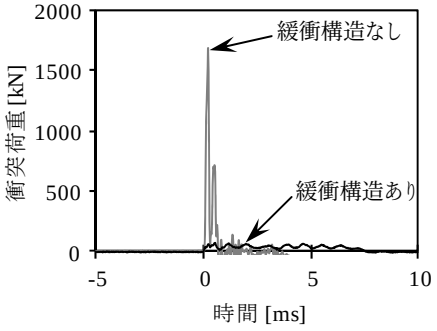


図3　衝突荷重の測定結果

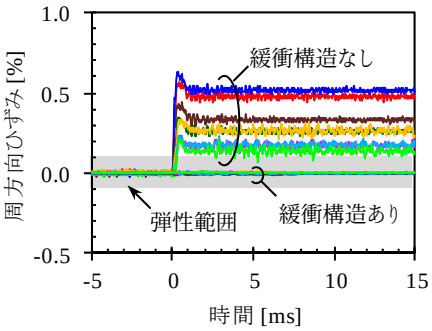


図4　試験体胴部ひずみの測定結果

この成果は、経済産業省／平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発）」で得られたものの一部である。

*Noboru Saito[1,4], Hideaki Uchiyama[1], Toshihiro Matsuoka[1,2], Chihiro Narazaki[1,3], Nodoka Miyamoto[1,4], Kazuma Hirosaka[1,4], Yoshiharu Kikuchi[1,4], Manabu Ueno[1,4]
[1]International Research Institute for Nuclear Decommissioning, [2]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., [3]TOSHIBA CORPORATION, [4]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

燃料デブリ用収納缶の開発
（6）収納缶落下試験の静的解析評価

Development of Fuel Debris Canister

(6) Evaluation of Drop Test by Static Numerical Simulation

*廣坂和馬[4]，内山秀明[1]，松岡寿浩[2]，楢崎千尋[3]，宮本和[4]，齋藤昇[4]，菊地義春[4]，上野学[4]

[1]ＩＲＩＤ，[2]ＩＲＩＤ／三菱重工，[3]ＩＲＩＤ／東芝，[4]ＩＲＩＤ／日立ＧＥ

収納缶の 1/3 スケール落下試験の静的解析を実施した。静的解析は、落下試験で得られた収納缶の変形量を適度に大きく見積もり、収納缶の未臨界維持機能を保守側に評価できることを確認した。

キーワード：燃料デブリ，収納缶，構造強度，落下試験，静的解析，ひずみエネルギー法，未臨界

1. 緒言

福島第一原子力発電所の廃止措置に向けて燃料デブリの収納・移送・保管技術を確立するため、燃料デブリ用収納缶の開発を行っている。燃料デブリ用収納缶の万一の落下等、衝撃力が加わる事象に対する強度評価手法の検討を行っている。収納缶は、万一の落下事象時でも燃料デブリの未臨界維持を担保するため、変形を制限する必要がある。軽水炉機器の構造強度評価では静的解析を用いた実績が多いことから、収納缶の 1/3 スケール落下試験とこれを模擬した静的解析結果を比較し、落下時の変形量評価における静的解析の適用性について検討した。

2. 解析方法

1/3 スケールの収納缶の鉛直落下試験の静的解析モデルを図 1 に示す。モデル形状は 2 種類の長さ（長尺、短尺）の試験体形状とそれぞれ同一とした。材料物性には、試験体に使用した SUS304 および SS400 の室温の応力-ひずみ関係を用いた。解析には汎用有限解析コード Abaqus®を用いた。衝突加速度を静的な慣性力として与える手法としてひずみエネルギー法を用いた。収納物を本体底板に設置し、収納缶模擬体を床に置いた状態で、蓋と本体に発生するひずみエネルギーが想定される最大高さ（暫定値 9 m）での落下エネルギーと等しくなるよう衝突加速度を鉛直下向きに負荷させた。

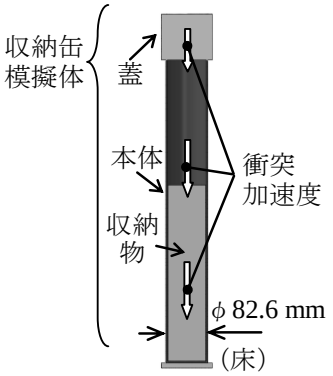


図 1　静的解析モデル

3. 解析結果

静的解析による鉛直落下時の試験体胴部径方向の最大変形量は 0.9 mm であり、落下試験の変形量 0.3 mm に対して大きく評価することを確認した。他の想定落下事象も含めた 1/3 スケール落下試験での試験体胴部径方向の最大変形量を解析と比較した結果を図 2 に示す。両者の差異は最大でも試験体直径の 0.8 %程度で、いずれのケースも静的解析は試験結果より大きく、適度に保守的な結果を与えることを確認した。また、本静的解析手法を内径 220 mm，板厚 10 mm の実機形状案の収納缶に適用し、9m 鉛直落下の静的解析を行った結果、胴部径方向最大変形量は、未臨界維持の目安値 13 mm 以下の約 6 mm であることを確認した。

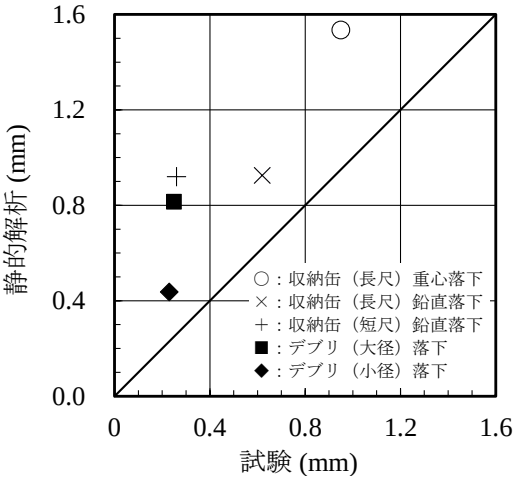


図 2　胴部径方向最大変形量の比較

この成果は、経済産業省／平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発）」で得られたものの一部である。

*Kazuma Hirosaka[1,4], Hideaki Uchiyama[1], Toshihiro Matsuoka[1,2], Chihiro Narazaki[1,3], Nodoka Miyamoto[1,4], Noboru Saito[1,4], Yoshiharu Kikuchi[1,4] and Manabu Ueno[1,4]

[1]International Research Institute for Nuclear Decommissioning, [2]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., [3]TOSHIBA CORPORATION, [4]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.,

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-3 Decommissioning Technology of Nuclear Facilities

Thu. Sep 14, 2017 4:20 PM - 6:30 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 7:20 AM - 9:30 AM UTC | Room D B31 - B3 Block

[2D16-23] Development for Fuel Debris Treatment 2

Chair:Hiroshi Masaki (IRID/TOSHIBA)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[2D16] Development of Fuel Debris Canister

(7)Measurement of Hydrogen Production Amount by Gamma-Radiolysis of Water

*Nodoka Miyamoto[4], Hideaki Uchiyama[1], Toshihiro Matsuoka[2], Chihiro Narazaki[3], Yoshiharu Kikuchi[4], Manabu Ueno[4], Yoichi Wada[4] (1. International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 2. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 3. TOSHIBA CORPORATION, 4. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[2D17] Development of Fuel Debris Canister

(8)Analytical Evaluation of Hydrogen Production Amount by Gamma-Radiolysis of Water

*Yoichi Wada[4], Hideaki Uchiyama[1], Toshihiro Matsuoka[2], Chihiro Narazaki[3], Nodoka Miyamoto[4], Yoshiharu Kikuchi[4], Manabu Ueno[4] (1. International Research Institute for Nuclear Decommissioning , 2. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 3. TOSHIBA CORPORATION, 4. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

4:50 PM - 5:05 PM JST | 7:50 AM - 8:05 AM UTC

[2D18] Development of Fuel Debris Canister

(9)Measurement of Quantity of Hydrogen by Radiolysis of Concrete Component Water under γ-Ray Irradiation

*Taisuke Tsukamoto[2], Hideaki Uchiyama[1], Toshihiro Matsuoka[2], Yasuhiro Tomiita[2], Takayuki Hase[2], Chihiro Narazaki[3], Manabu Ueno[4] (1. International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 2. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 3. TOSHIBA CORPORATION, 4. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

5:05 PM - 5:20 PM JST | 8:05 AM - 8:20 AM UTC

[2D19] Development of Fuel Debris Canister

(10)Examination of Corrosion Resistance for Canister Candidate Material

*Kosuke Inaba[1], Hideaki Uchiyama[2], Ikumasa Koshiro[1], Kenji Sato[1], Toshihiro Matsuoka[1], Yasuhiro Tomiita[1], Chihiro Narazaki[3], Manabu Ueno[4] (1. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 2. International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 3. TOSHIBA CORPORATION, 4. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

5:20 PM - 5:35 PM JST | 8:20 AM - 8:35 AM UTC

[2D20] Development of an immersion ultrasonic imaging method for the shape reconstruction of nuclear fuel debris

*Toshiya Kono[1], Kazushi Kimoto[1], Hiroshige Kikura[2] (1. OKAYAMA Univ., 2. Tokyo Institute of Technology)

5:35 PM - 5:50 PM JST | 8:35 AM - 8:50 AM UTC

[2D21] Fuel debris recovery plan that constantly carries out critical measures at Fukushima Daiichi Power Station

Continuous collection of fuel debris by boron crystal blasting

*Haruo Morishige[1] (1. Fukushima Nuclear Accident Contermeasures Review Group)

5:50 PM - 6:05 PM JST | 8:50 AM - 9:05 AM UTC

[2D22] Study of Pre-treatment of defueling Fuel Debris for drying storage

Evaluation of Drying characteristic focused on form of Fuel Debris

*Seiya Suzuki[1], Nobuo Okamura[1], Masayuki Watanabe[1], Kenji Koizumi[1] (1. International Research Institute for Nuclear Decommissioning(Japan Atomic Energy Agency))

6:05 PM - 6:20 PM JST | 9:05 AM - 9:20 AM UTC

[2D23] Development of simultaneous measurement for multi isotopes by ICP-QQQ-MS

*Maho Iwasaki[1], Soich Sato[1], Naoya Kaji[1] (1. IRID(JAEA))

6:20 PM - 6:30 PM JST | 9:20 AM - 9:30 AM UTC

Time reserved for Chair

燃料デブリ用収納缶の開発
（7）γ線照射下での水の放射線分解による水素発生量の測定

Development of Fuel Debris Canister

(7) Measurement of Hydrogen Production Amount by Gamma-Radiolysis of Water

*宮本 和[4]，内山 秀明[1]，松岡 寿浩[2]，楢崎 千尋[3]，菊地 義春[4]，上野 学[4]，和田 陽一[4]

[1]ＩＲＩＤ，[2]ＩＲＩＤ／三菱重工，[3]ＩＲＩＤ／東芝，[4]ＩＲＩＤ／日立ＧＥ

燃料デブリ移送時の安全評価として、福島第一原子力発電所での燃料デブリ移送時の収納缶内の水質環境を想定し、海水成分、ヨウ素およびコンクリートからの溶出成分を含む体系が水の放射線分解による水素発生へ及ぼす影響をガンマ線照射試験により評価した。

キーワード：燃料デブリ，収納缶，ガンマ線，放射線分解，水素発生，G 値

1. 緒言

福島第一原子力発電所（1F）の廃止装置に向けて燃料デブリの収納・移送・保管技術を確立するため、燃料デブリ用収納缶の開発を行っている。収納缶を移送する際に、収納缶内の水の放射線分解によって発生する水素への対策が課題となっている。1F 燃料デブリ用収納缶特有の海水成分、ヨウ素およびコンクリートから溶出する成分が共存する水質における水素発生量の影響を検討する必要がある。1F 燃料デブリ用収納缶特有の水質を考慮した試験水を用いたガンマ線照射試験で水素発生の G 値を算出した。

2. 試験

燃料デブリは密閉条件での移送を想定していることから、密閉可能な照射容器（図１）を用い、内部の水の体積に対する気相部体積の比率（気液比）をパラメータ（約 10～900%）とし、ガンマ線照射（約 1 kGy/h、約 1,000 h）による水素発生 G 値を測定した。試験は、収納缶内の水質を模擬し、海水成分（塩化物イオン濃度として 2.8×10^{-3} mol/L）およびヨウ化物イオン（濃度 0～10^{-4} mol/L）が溶解した水（試験水①）で実施した。また、試験水①に加え、コンクリートからの溶出成分を模擬し、水酸化カルシウムを添加（pH8～12）した場合も実施した（試験水②）。試験水②では、照射容器のアスペクト比（容器内径／容器高さ）もパラメータとして考慮した。照射容器内の圧力変化から水素発生量を算出し、水素発生量と水の吸収線量を用いて水素発生の G 値を算出した。

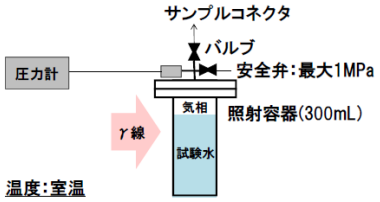


図１　ガンマ線照射試験の概略

3. 結果および考察

試験結果の一例として、試験水①に対するガンマ線照射試験における気液比依存性の結果を図２に示す。気液比が 10～50%の比較的小さな条件では、気液比が大きくなるにつれて、G 値が上昇した。一方、気液比が 500~900%の比較的大きな条件では、気液比が大きくなるにつれて、G 値が低下する傾向を確認した。これは、液相部における放射線分解の速度と気相部へのガス放出の速度の競争が関係していることによると考えられる。

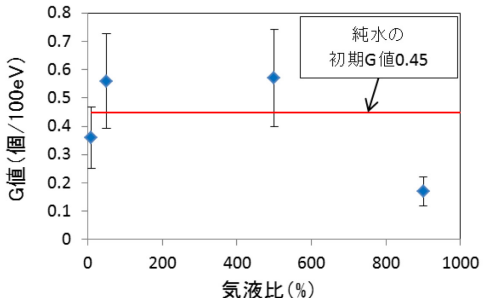


図２　G 値の気液比依存性
（ヨウ化物イオン濃度 10^{-4} mol/L）（誤差 2σ の場合）

試験より、1F 燃料デブリ用収納缶条件を想定し、海水成分、ヨウ素およびコンクリートからの溶出成分を考慮したときの G 値は概ね純水の初期 G 値 0.45 程度であった。また、一部試験条件では、G 値 0.45 以上となったが、試験での誤差要因を考慮すると、純水の初期 G 値 0.45 から大きく変わらなかった。

この成果は、経済産業省／平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発）」で得られたものの一部である。

*Nodoka Miyamoto[1,4], Hideaki Uchiyama[1], Toshihiro Matsuoka[1,2], Chihiro Narazaki[1,3], Yoshiharu Kikuchi[1,4], Manabu Ueno[1,4] and Yoichi Wada[1,4]

[1]International Research Institute for Nuclear Decommissioning. [2]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd. [3]TOSHIBA CORPORATION, [4]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

燃料デブリ用収納缶の開発
（8）γ線照射下での水の放射線分解による水素発生量の解析的評価

Development of Fuel Debris Canister

(8) Analytical Evaluation of Hydrogen Production Amount by Gamma-Radiolysis of Water

*和田 陽一[4]，内山 秀明[1]，松岡 寿浩[2]，楢崎 千尋[3]，宮本 和[4]，菊地 義春[4]，上野 学[4]

[1]ＩＲＩＤ，[2]ＩＲＩＤ/三菱重工，[3]ＩＲＩＤ/東芝，[4]ＩＲＩＤ/日立ＧＥ

燃料デブリ移送時の安全評価として、福島第一原子力発電所での燃料デブリ移送時の収納缶内の水質環境を想定し、海水成分、ヨウ素およびコンクリートからの溶出成分を含む体系における水の放射線分解による水素発生量を解析的に評価する方法を検討し、実験結果との比較から評価式の妥当性を確認した。

キーワード：燃料デブリ，収納缶，ガンマ線，放射線分解，水素発生，G 値

1. 緒言

福島第一原子力発電所（1F）の廃止措置に向けて燃料デブリの収納・移送・保管技術を確立するため、燃料デブリ用収納缶の開発を行っている。収納缶を移送する際に、収納缶内の水の放射線分解によって発生する水素への対策が課題となっている。1F 燃料デブリ用収納缶特有の海水成分、ヨウ素およびコンクリートから溶出する成分が共存する水質での水素発生量の影響を検討する必要がある。収納缶内のガンマ線により水が放射線分解したときの水素発生量評価方法を検討した。

2. 計算方法

気液二相条件での水の放射線分解による水素発生量は、収納缶の形状・寸法、水量及び気相部体積、水質、放射線の種類、吸収線量率など多くのパラメータの影響を受ける。そこで、①液相だけでのガンマ線による水の放射線分解を水の放射線分解モデル[1]で解き平衡濃度を計算し、②次に水素発生量を時間比例で計算し平衡濃度になるまで状態方程式とヘンリー則により気液分配する、という２段階の方法[2]の適用を検討した（図１）。なお、この際、水素発生の G 値は純水の初期 G 値 0.45 とした。

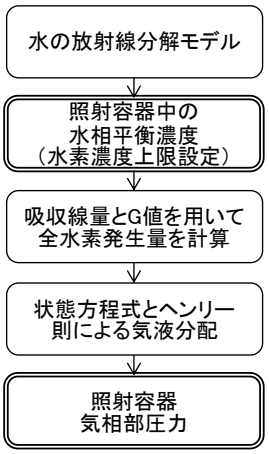


図１　水素発生量評価の流れ

3. 結果および考察

評価の一例として、海水成分（塩化物イオンとして 2.8×10^{-3} mol/L）およびヨウ化物イオン（10^{-4} mol/L）が溶解した水と、空気が気液比（=気相部体積/液相部体積）約 10%で存在しているときの水素発生量の計算結果を図２に示す。それぞれ、Δゲージ圧は容器内圧の変化量（水素分圧＋酸素分圧）、Δ水素分圧が水素分圧の計算結果である。水素濃度は水中の水素濃度の計算結果である。本燃料デブリ用収納缶の開発で得た実験結果を示すゲージ圧（試験開始時大気圧を基準とした内圧変化量）と計算によるΔゲージ圧を比較すると、水素発生による容器内圧変化の吸収線量依存性の実験値を本評価方法によって保守的に評価できた。

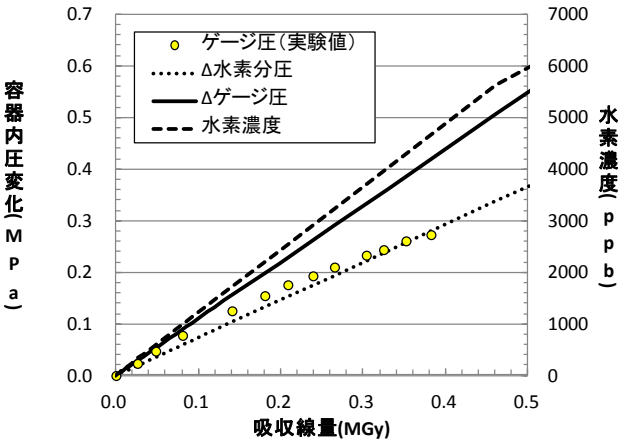


図２　水素発生量の計算結果と実測値との比較の例
（ヨウ化物イオン濃度 10^{-4} mol/L，気液比約 10%）

1F 燃料デブリ用収納缶条件を想定し、海水成分やヨウ素の共存体系ならびにコンクリートからの溶出成分の水素発生量への影響を実験した結果に対して、誤差要因を考慮すれば純水での水素の G 値 0.45 を用いて評価可能であると考えられる。

この成果は、経済産業省／平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発）」で得られたものの一部である。

参考文献

[1] Wada Y., et al. (2015), J. Nucl. Sci. Technol., DOI:10.1080/00223131.2015.1074876, Published online: 06 Oct
[2] 和田陽一他４名，（2015）：“密閉容器内の放射線分解による水素発生”，日本保全学会第 12 回学術講演会要旨集，1-D-1-4

* Yoichi Wada[1,4], Hideaki Uchiyama[1], Toshihiro Matsuoka[1,2], Chihiro Narazaki[1,3], Nodoka Miyamoto[1,4], Yoshiharu Kikuchi[1,4], and Manabu Ueno[1,4]
[1]International Research Institute for Nuclear Decommissioning. [2]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd. [3]TOSHIBA CORPORATION, [4]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

燃料デブリ用収納缶の開発
（9）γ線照射下でのコンクリート含有水の放射線分解による水素発生量の測定

Development of Fuel Debris Canister

(9) Measurement of the Quantity of Hydrogen by the Radiolysis of the Concrete Component Water under the γ-Ray Irradiation

*塚本 泰介[2]，内山 秀明[1]，松岡 寿浩[2]，富板 靖博[2]，長谷 隆之[2]，楢崎 千尋[3]，上野 学[4]
[1]ＩＲＩＤ，[2]ＩＲＩＤ／三菱重工，[3]ＩＲＩＤ／東芝，[4]ＩＲＩＤ／日立ＧＥ

格納容器（PCV）床コンクリート及び MCCI 生成物を模した模擬体及び溶出液のγ線照射試験を行い、水素発生量と水分の状態について整理・考察を行った。

キーワード：燃料デブリ、収納缶、放射線分解、コンクリート

1. 緒言

福島第一原子力発電所（1F）の廃止措置に向けて燃料デブリの収納・移送・保管技術を確立するため、燃料デブリ用収納缶の開発を行っている。1F の収納缶には、溶融炉心が再固化した部分、溶融炉心と格納容器床部のコンクリートが反応した（MCCI）生成物、併せて近傍のコンクリートも同伴して収納されると考えられる。コンクリートは水分を含んでいるが、その放射線分解による水素発生量は水分の性状（自由水・ゲル水・結晶水）により異なることが報告されている[1]。そこで、床コンクリートの模擬体及び MCCI 生成物模擬体について、γ線照射試験を行い、水素発生量と水分の状態について整理・考察を行った。

2. 照射試験

1F のコンクリート組成を模したコンクリート供試体を調整し、床面コンクリートの模擬体とした。また、一部はコンクリートの融点温度近傍（1300℃）まで加熱してから水中に浸漬し MCCI 生成物模擬体とした。さらに、両模擬体の一部を 300℃の真空乾燥処理を行った。これら模擬体を、γ線照射試験を実施し、試験容器内の発生水素量を測定した。また、模擬体試料を純水に浸漬した溶出液もγ線照射試験を実施し発生水素量を測定した。

3. 試験結果及び考察

真空乾燥処理を実施したコンクリート模擬体及び MCCI 生成物模擬体は熱天秤測定において結晶水の残留が確認されたが、水素の発生は認められず、結晶水の残留は水素発生に寄与しないことが示唆された（図 1）。未乾燥の模擬体、溶出液の水素量測定結果と水分量とから水素発生実効 G 値を求めた（図 2）。溶出液試料の G 値は別途行った $Ca(OH)_2$ 水溶液の場合と同様、照射量に従って減少する傾向を示しコンクリート成分の影響は水の初期 G 値（0.45）に包絡される程度と考えられる。なお、未乾燥のコンクリート及び MCCI 生成物模擬体の G 値は水の初期 G 値と同等または包絡されるものの溶出液より高い結果となったが、模擬体内に残留した自由水の分散等の形状的な影響と考えられる。

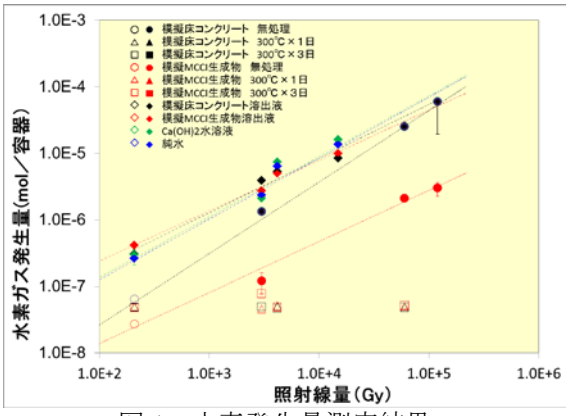


図 1　水素発生量測定結果
（白抜きマーカは検出下限値以下を示す）

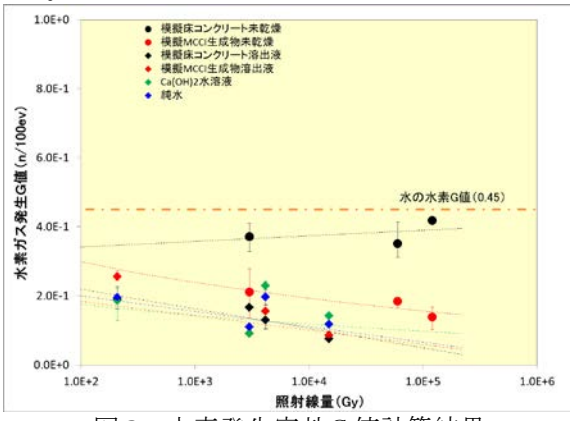


図 2　水素発生実効G値計算結果

本研究にご協力いただきましたニュークリア・デベロップメント㈱甲川憲隆氏に深謝いたします。

この成果は、経済産業省／平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発）」で得られたものの一部である。

参考文献

[1] 高橋賢臣ら, (2013): 水素ガス発生に及ぼすセメント水和物試料中における水分の存在状態の影響, 電力中央研究所

*Taisuke Tsukamoto[1,2], Hideaki Uchiyama[1], Toshihiro Matsuoka[1,2], Yasuhiro Tomiita[1,2], Takayuki Hase[1,2], Chihiro Narazaki[1,3] and Manabu Ueno[1,4]
[1]International Research Institute for Nuclear Decommissioning, [2]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., [3]TOSHIBA CORPORATION, [4]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

燃料デブリ用収納缶の開発
（10）収納缶候補材料の耐食性の検討

Development of Fuel Debris Canister

(10) Examination of Corrosion Resistance for Canister Candidate Material

*稲葉 康介[2]，内山 秀明[1]，小城 育昌[2]，佐藤 賢二[2]，松岡 寿浩[2]，富板 靖博[2]，楢崎 千尋[3]，上野 学[4]

[1]ＩＲＩＤ，[2]ＩＲＩＤ／三菱重工，[3]ＩＲＩＤ／東芝，[4]ＩＲＩＤ／日立ＧＥ

燃料デブリ用収納缶の健全性維持の観点から、収納缶候補材料（オーステナイト系ステンレス鋼）を対象に、湿式保管を想定した時のすきま腐食感受性を試験により評価し、耐食性向上策について検討した。
キーワード：燃料デブリ、収納缶、耐食性

1. 緒言

福島第一原子力発電所の廃止措置に向けて燃料デブリの収納・移送・保管技術を確立するため、燃料デブリ用収納缶の開発を行っている。福島収納缶材料の有力な候補として、オーステナイト系ステンレス鋼（SUS316L）を選定している。しかし、福島第一原子力発電所 1～3 号機は事故初期段階に炉内に海水が注入されたため、燃料デブリ内に海水成分が残留している可能性を考慮すると、当該候補材料においては、特に塩化物イオンが濃縮し得る構造すきま部での腐食発生の感受性を予め評価しておく必要がある。

2. 評価方法

格納容器内滞留水の水質は 1ppm as Cl 以下という報告[1]があるが、すきま部等で塩化物イオンが濃縮する可能性がある。加えて、環境中の酸化性は水の放射線分解により発生する過酸化水素の影響で上昇すると推定される。そこで、表 1 に示す条件下で SUS316L の腐食すきま再不動態化電位を測定し、過酸化水素による腐食電位上昇の試算結果[2]と比較することで SUS316L のすきま腐食感受性を評価した。測定は、JIS G 0592(2002)「ステンレス鋼の腐食すきま再不動態化電位測定方法」に準拠した。

表 1 試験条件

条件	濃度 / ppm	
	Cl	B
1	20	-
2	50	-
3	100	-
4	20	6000

3. 評価結果

SUS316L の腐食すきま再不動態化電位測定試験の外挿結果から、過酸化水素による腐食電位上昇[2]を考慮すると、すきま腐食を防止するには塩化物イオン濃度を数 ppm 以下にする必要があることが示唆された（図 1）。一方、五ホウ酸ナトリウム（$Na_2B_{10}O_{16}$）を 6000 ppm as B 添加する条件下では、滞留水の約 20 倍の塩化物イオン濃度（20ppm as Cl）で酸素発生電位より貴な 970mV vs. SSE で 4Hr 定電位保持しても、すきま腐食発生の兆候が認められず、また、試験後の試験片にもすきま腐食は確認されない結果となり、塩化物イオン濃度（20ppm as Cl）での五ホウ酸ナトリウム添加による耐食性向上効果を確認した。（図 2）

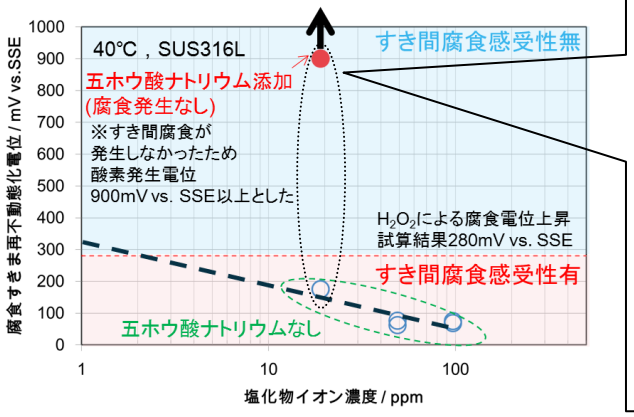


図 1　腐食すきま再不動態化電位測定結果(N=2)

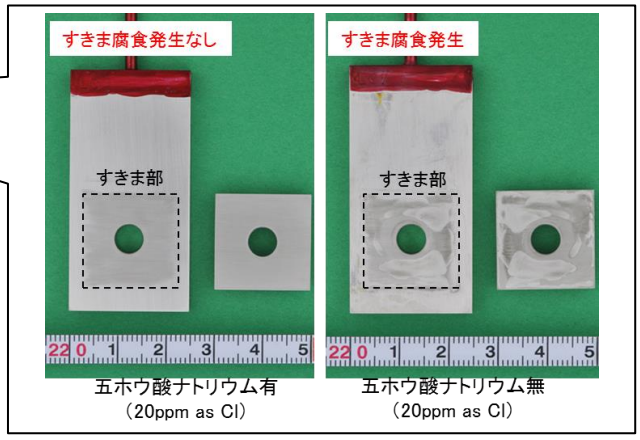


図 2　試験後供試体外観
（970mV vs. SSE×4Hr 定電位保持）

この成果は、経済産業省／平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発）」で得られたものの一部である。

参考文献

[1] 深谷祐一ら, (2016):福島第一の格納容器・配管類の腐食抑制に係る現状と課題, 第 63 回材料と環境討論会発表資料

[2] J.Takagi et al. (2016) : Alpha-radiolysis Simulation to Predict Hydrogen Accumulation under Fuel Debris Condition, The International Workshop on Radiolysis and Electrochemistry NPC2016, Brighton, United Kingdom-Oct 7,2016

*Kosuke Inaba[1,2], Hideaki Uchiyama[1], Ikumasa Koshiro[1,2], Kenji Sato[1,2], Toshihiro Matsuoka[1,2], Yasuhiro Tomiita[1,2], Chihiro Narazaki[1,3] and Manabu Ueno[1,4]

[1]International Research Institute for Nuclear Decommissioning, [2]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., [3]TOSHIBA CORPORATION, [4]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

燃料デブリの形状再構築に向けた超音波可視化技術の開発

Development of an immersion ultrasonic imaging method for the shape reconstruction of nuclear fuel debris

*河野 隼也[1]，木本 和志[1]，木倉 宏成[2]
[1]岡山大学，[2]東京工業大学

東京電力福島第一原子力発電所における燃料デブリの取り出しへ向けて、燃料デブリの形状把握技術の開発が求められている。本研究は燃料デブリの形状評価を目的とした超音波画像化技術の開発について研究を行い、試料の形状や大きさの定量評価が可能である有効なアプローチとなり得ることを示す。

キーワード：燃料デブリ 1，　超音波可視化技術 2，　開口合成法 3，　東京電力福島第一原子力発電所 4

1. 序論

本研究を行う上で重要な点は、①デブリが多孔質かつ 3 次元的に複雑な形状をしていること、②格納容器内へのセンサ搬送を考えたときセンサは少数かつ小型のものを用いて計測する必要があることの 2 つである。以上を考慮し今回の研究に取り組んだ。

2. 研究内容及び結果

2-1. 研究内容

試料を含む計測領域に対して超音波を照射し反射波を計測する。その計測結果を開口合成法により画像化し試料の形状評価を行った。さらに超音波計測よりも高精度である写真測量結果との比較により超音波計測における精度を確認した。

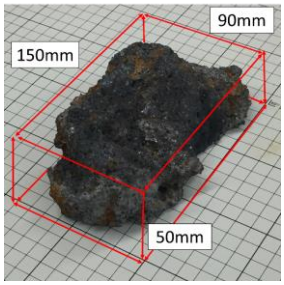


図 1 計測試料

2-2. 計測試料及び計測システム

計測試料に多孔質でカルシウムシリケートと鉄の混合物である製鉄スラグ塊を用いた（図 1)。デブリは冷却水中にあるため水浸法による計測が行えるシステムを作成した(図 2)。作業を行う多関節ロボットを考え 4 軸ステージやセンサホルダーで多自由度系を模擬した。計測には Olympus 社の周波数 1MHz、素子系 0.5 インチの水中用センサを使用した。

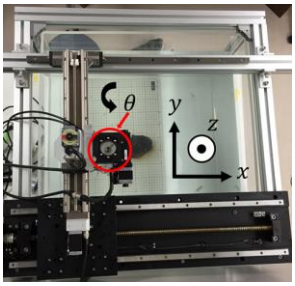


図 2 計測装置

2-3. 計測内容

一探触子により試料上を格子状に計測を行った。試料の大きさ、超音波ビームの広がりを考慮し x,y 軸方向 180mm×100mm の範囲を計測領域とし、5mm 間隔で対象領域からの反射波を計測した。

2-4. 画像化結果

画像化結果を図 3 に示す。図におけるカラー表示が超音波計測による画像化結果、点群で示すものが写真測量による結果である。画像化結果より超音波画像化結果が写真測量結果とよく一致し、試料の大きさ及び形状の定量評価可能な方法であることが示された。

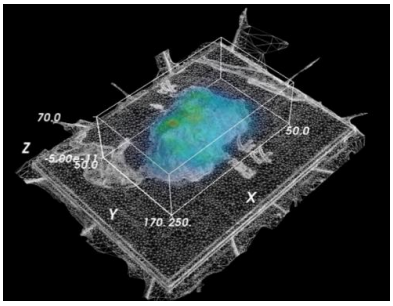


図 3 画像化結果

3. 結論

本研究結果より超音波画像化によるアプローチが形状、大きさの定量評価として有効となり得ることが示せた。今後の目標として計測範囲やスキャンピッチの違いが与える計測結果への影響について検証していきたい。

---

*Toshiya Kono[1], Kazushi Kimoto[1] and Hiroshige Kikura[2]　[1]Okayama Univ., [2]Tokyo Institute of Technology.

福島第一発電所における臨界対策を常時行う燃料デブリ回収案

ホウ素結晶ブラストによる燃料デブリ連続回収

Fuel debris recovery plan that constantly carries out critical measures at Fukushima Daiichi Station

Continuous collection of fuel debris by boron crystal blasting

*森重晴雄[1]，森重晴貴[1]，山敷庸亮[2]
[1]福島事故対策検討会，[2]京都大学

2016 年春の大会において投稿者は東京電力福島第一発電所向けに燃料デブリの回収工法を提案した。引き続き臨界を阻止する為に、回収中、常時、臨界対策を加えた工法を提案する。

キーワード：福島事故対策，臨界，プルトニウム，自発核分裂，燃料デブリ回収，ホウ素結晶，切削，アイス，真空蒸着，保管

1. 緒言

表 1 燃料デブリの自発核分裂の割合

元素	原子個数密度	自発核分裂
	atoms/b cm	回/sec-kg
235U	6.310E-04	5.60 E-3
238U	2.284E-02	6.93
239Pu	1.038E-04	7.01
240Pu	1.931E-05	489000

発電炉においてU237 は中性子を吸収し Pr238 となり、さらに吸収を繰り返し Pr239, Pr240 へと転換が進む。燃料デブリに含まれる主な原子の原子個数密度[1]と自発核分裂の割合を表-1 に示した。燃料デブリにはプルトニウムの 15.4%相当する Pr240 が存在すると推定されている。Pr240 はｋｇあたり 50 万に近い自発核分裂を繰り返し、少量であっても自発的に臨界する可能性が高い。7%を超えると制御が困難とされている。世界の再処理施設の臨界事故の多くが Pr240 の自発核分裂に起因している。燃料デブリは炉心や燃料ピットなどに 700ｔを超える核燃料が眠る福島第一発電所において臨界、核爆発が起これば取り返しのつかない惨事となる。熔融した燃料デブリは各号機約 100ｔであり、約 84kg の Pr240 が存在すると推定され毎秒 4000 万回を超える自発核分裂があり中性子が毎秒 1 億以上発生し連鎖反応に進む可能性が潜在している。プルトニウムはウランより融点が低いために燃料デブリが冷え固まる過程でプルトニウムが集結しやすく、さらに臨界の可能性が高い。

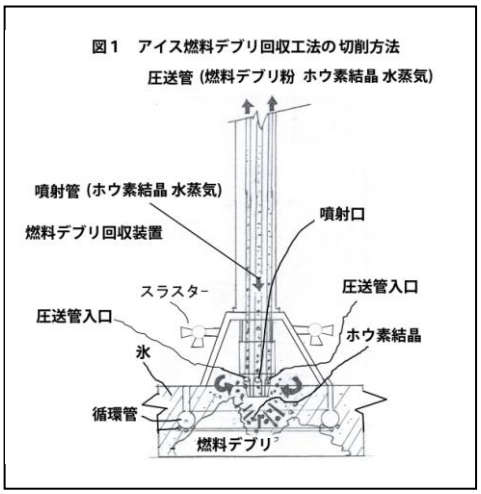
2. 臨界を阻止する燃料デブリ回収工法

2-1. 切削方法の原則

(1) 臨界質量に達しないように少しずつ燃料デブリを削る。
(2) 回収した燃料デブリから発生する中性子を吸収させる。
(3) 回収した燃料デブリに中性子を近づけないようにする。

2-2. 臨界させない回収工法

図-1 のように研磨材として一般的に使用されているホウ素結晶をブラストとして燃料デブリを削り取る。
燃料デブリの硬さは最大 20Gpa あると推定される。このホウ素結晶は立方晶系でダイヤモンド並みの硬さ 40～80Gpa の硬さを持つ。ホウ素は中性子を吸収する。燃料デブリをホウ素結晶のブラストでミクロ単位で削り取りながら燃料デブリに出入りする中性子を吸収し燃料デブリを臨界させない。そのほか前後の手順及び工法は前回に同じ。[2][3]



3. 結論

燃料デブリは Pr240 を多量に含んでいるために臨界しやすい。特に燃料デブリを回収する際には吸収体が外れ中性子が反射し臨界しやすい。この危険を避ける為に前回提案した工法を改善しホウ素結晶のブラストを用いて常時、臨界対策を行うことができるようになった。

参考文献

［1］原子力規制庁 平成 26 年度原子力施設の臨界管理安全基盤強化委託費（東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリの 臨界評価手法の整備）事業 報告書 平成 27 年 3 月 （独）日本原子力研究開発機構
［2］日本原子力学会　2016年春の大会 福島事故対策・燃料デブリアイス回収工法　森重晴雄、山敷庸介
[3] ASME　PVP2017　ICE FUEL DEBIRIS COLLECTION METHOD AT FUKUSHIMA NUCLEAR POWER STATION (PRESENTAION ONLY) 2017 年 7 月 18 日　Haruo Morishige,Yousuke Yamashiki.

*Haruo Morishige[1], Haruki Morishige[1] and Yosuke Ymashiki[2]
[1] Fukushima Nuclear Accident Countermeasures Review Group,[2] Kyoto Univ

取出した燃料デブリを乾式保管するための前処理にかかわる検討
-燃料デブリの形状に着目した乾燥特性の評価-

Pre-treatment of defueling Fuel Debris for drying storage
-Evaluation of Drying Characterization focused on form for Fuel Debris-

*鈴木誠矢，岡村信生，渡部雅之，小泉健治
技術研究組合国際廃炉研究開発機構（日本原子力研究開発機構）

取出した燃料デブリを中長期的に安定して保管するために，乾式による方法が検討されている。乾燥に時間を要することが予想される粉粒体について，模擬物質を用いて乾燥工程の検討に有益となる乾燥特性を取得し，粉粒体の粒径や乾燥前の含水状態などが乾燥特性に及ぼす影響を把握した。

キーワード：燃料デブリ，乾式保管，乾燥処理

1. 緒言

福島第一原子力発電所の廃炉作業において取り出される燃料デブリの処置方策は未定であるが，何れの方策が選定されても中長期にわたり保管されることが予想される。この際，スリーマイル島原子力発電所 2 号機での事故処理で実績のある乾式保管を適用する場合，残留水分の放射線分解により発生する水素によるリスクを低減するため，事前に乾燥処理を施して水分を可能な限り除去することが望ましい。このための乾燥プラントの設計や運転条件の選定には，燃料デブリの物理形状や材質などの因子と含水率や乾燥速度などとの関係を理解するための基礎データが重要となる。

本検討では，乾燥に時間を要する燃料デブリの物理形状を多孔質体又は粉粒体と想定し，材質が異なるこれらの形状の模擬体に関して基礎データを取得した。多孔質体に着目したこれまでの検討では，酸化物では材質の違いによる乾燥特性への影響は確認されなかったものの，セメントペーストは水和水の影響により完全に乾燥することが困難であることが判明している（2014～2015 年度）[1][2]。本報では粉粒体に着目し，材質や粒子径，含水状態などが乾燥特性へ与える影響について報告する。

2. 実験

平均粒子径を変化させた粉粒体を用いて，含水率が小さいケーキ状と大きいスラリー状の 2 種類の試料を準備した（表参照）。前者は水中に浮遊する粉粒体をフィルターで回収してある程度脱水した状態を，後者は吸引などで回収した粉粒体が収納缶の中で堆積した状態を想定した。含水試料は内径が 10mm$^{\phi}$の SUS 製坩堝で調整した後，熱重量測定装置にて坩堝ごと加熱しながら水分の蒸発による重量変化を測定し，得られたデータから乾燥特性を評価した。乾燥条件は He 掃気系で 100，200，300℃とした。

表　粉粒体試料のパラメータ

材質		平均粒子径[μm]	含水状態
酸化物	ZrO_2	1,10,30,100	ケーキ状 又は スラリー状
	SiO_2	1,10,30	
	Al_2O_3	1,10,30	
	UO_2	100	
セメントペースト		100	

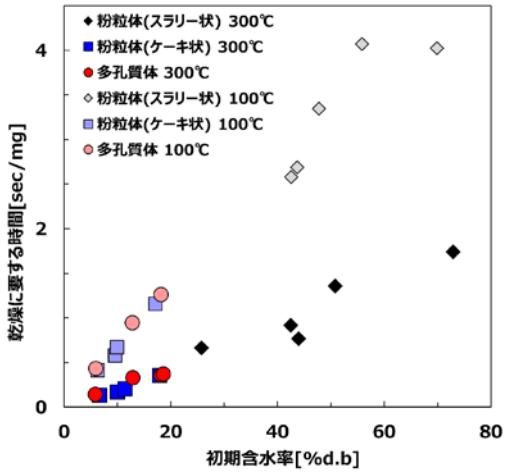


図　ZrO_2 の乾燥に要する時間に対する形状および初期含水率の影響

3. 結果・考察

多孔質体と同様に，粉粒体についても酸化物では材質の違いによる顕著な影響はみられなかった。粒子径については含水状態や乾燥温度に依らず，平均粒子径 1μm の試料のみ乾燥時間が長くなることを確認した。含水状態に関しては，同じ粒子径の粉粒体でもケーキ状よりスラリー状の方が大きい乾燥速度を示した。これは粉粒体の流動化の影響によるものであり，流動性が高い初期含水率の大きい状態から乾燥を開始することで効率的な乾燥が可能であると推察された。しかしながら，単位重量の乾燥した粉粒体を得るために要する時間を評価すると（図参照），流動化の有無や平均粒子径の違いの影響はなく，さらに粉粒体と多孔質体の差もなく初期含水率のみに比例した。試料の形状や初期含水率により微細な構造に起因した乾燥速度の変化の履歴や最大値に違いは生じるものの，乾燥プラントの設計や運転で重要とされる初期含水率と乾燥に要する時間の関係が比例していること，並びにその勾配が乾燥温度のみの影響を受けることが示された。本試験は 10mm 程度の試料を用いた基礎的なものではあるが，燃料デブリの乾燥において供給される熱は試料の加熱および水の蒸発に費やされ，物理形状や材質の影響は小さいことが明らかになった。唯一，セメントペーストを含む場合は熱がセメントペーストの変性に用いられるため，酸化物と比べて乾燥速度は格段に落ちる傾向がみられた。

参考文献

[1]. 仲吉ら，燃料デブリの性状把握（27’A）（11）燃料デブリの含水・乾燥特性の評価，2015 年秋の大会（2015）
[2]. 鈴木ら，燃料デブリの性状把握（28’A）（8）燃料デブリの含水・乾燥特性の評価（種々の燃料デブリを想定した材質について），2016 年秋の大会（2016）

*Seiya SUZUKI，Nobuo OKAMURA，Masayuki WATANABE，Kenji KOIZUMI
International Research Institute for Nuclear Decommissioning (Japan Atomic Energy Agency)

本件は、IRID が補助事業者として実施した平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリ性状把握・処置技術の開発）」に係る補助事業の成果の一部を取りまとめたものである。

ICP-QQQ-MS による多核種分析手法の開発

Development of simultaneous measurement for multi isotopes by ICP-QQQ-MS

*岩崎 真歩[1]，佐藤 宗一[1]，鍛治 直也[1]

[1]IRID(原子力機構)

福島第一原子力発電所の廃炉作業に向けた燃料デブリ等の核種分析において、多核種の分析が可能な ICP-MS を用いた分析手法の適用性について検討を行っている。本報では、燃料デブリのマトリクス成分である Zr についての検討結果等を報告する。

キーワード：ICP-QQQ-MS，廃止措置，多核種分析，燃料デブリ

1. 緒言　福島第一原子力発電所(1F)の燃料デブリ等の核種分析ではさまざまな核種を対象として放射能測定法が使用される。β線を測定する核種に対しては、単離・精製するために、核種毎に複雑な化学分離操作を必要とされ、時間を要するうえに煩雑な操作による分析値の不確かさが増加する。そこで、複雑な分離操作を要せず、短時間で測定が可能なトリプル四重極プラズマ誘導結合質量分析装置(ICP- QQQ-MS)の適用を試みた。今回は燃料デブリに含まれる放射性同位体である Zr-93(半減期:1.5×10^6 年)の分析において、被覆管の成分である天然の Zr による妨害の影響を評価した。さらに Zr-93 と同重体である、Nb-93(安定同位体), Mo-93(放射性同位体 半減期：4.0×10^3 年)については、リアクションガスを用いることによる同重体干渉の除去の可能を検討した。

2. 方法　Agilent 社製の ICP-MS（Agilent 8900）を用いた。本装置は四重極質量分析計(MS)を直列に二段で配置し、2 つの MS の間にコリジョン/リアクションセルを配置した構造である。はじめに、全 Zr 濃度 0, 1, 2, 5, 10 ppb の標準試料を用いて検量線を作成し検出限界値を算出したうえで、天然 Zr 中の同位体である Zr-90, Zr-91, Zr-92 の Zr-93 への妨害の程度を評価した。次に、リアクションガスとして酸素を導入し、同重体である Zr-93, Nb-93 および Mo-93 に異なる質量のイオンを生成させることによる測定の可能性を検討した。

3. 結果

(1) 測定感度　作成した検量線より Agilent 8900 における Zr-90（存在比 51%）の検出限界値を 3.1ppt と求め、Zr-93 に対しても同等と仮定すると、Zr-93 の放射能濃度検出限界値は 1.4×10^{-4} Bq/mL である。この値は、通常の液体シンチレーションカウンターによる放射能分析の検出限界値と同程度であり、Zr 濃度測定は放射能濃度測定と同程度の感度を有していることがわかる。

(2) 妨害評価　Zr-93 に対する妨害評価の結果、全 Zr 濃度が 1 ppb の時、質量数が 90, 91, 92 に対するカウント(cps)は、それぞれ、2.0×10^5(Zr-90), 4.4×10^4(Zr-91), 7.0×10^4(Zr-92)であった。一方、質量数 93(Zr-93)の位置でのカウントは、硝酸のブランク溶液と同程度の約 100(cps)であった。このことから、全 Zr 濃度が 1 ppb 程度の比較的濃度の高い溶液においても、Zr-90, 91, 92 の検出値と Zr-93 の検出値の間には 10^3 程度の差があり、Zr-93 に対する妨害の程度は軽微であると考えられる。

(3) 同重体の測定　リアクションガスとして酸素を用いることにより、Zr, Nb および Mo のイオンを酸化させた結果を図 1 に示す。Zr は一酸化物、Nb および Mo は二酸化物の質量数に該当する質量数のピークにシフトしている。すなわち、ICP- QQQ-MS が有するリアクションセルを用いることにより、複数の同重体イオンも区別して測定できる可能性を示した。

以上のことから、ICP- QQQ-MS による Zr-93 の測定では、天然 Zr による妨害の程度は無視できるほど小さく、また、同重体である Nb-93 および Mo-93 を Zr-93 と区別して測定することができること、すなわち放射能測定に寄らず、ICP-QQQ-MS の機能のみで Zr-93 濃度測定が可能になる見通しが得られた。

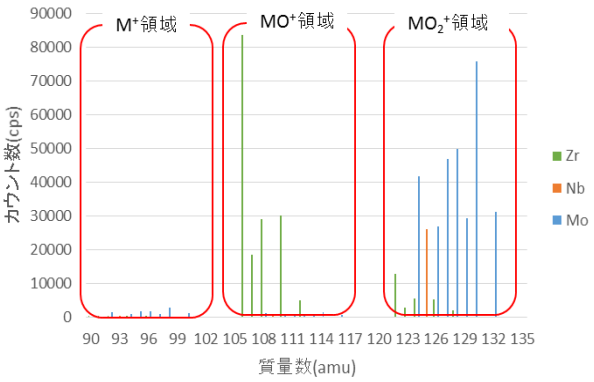


図1　Zr,Nb,Moの酸化挙動

*Maho Iwasaki[1], Soichi Sato[1], Naoya Kaji[1]　[1]IRID(JAEA)

本件は、IRID が補助事業者として実施した平成 28 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金(燃料デブリの性状把握)」に係る補助事業の成果の一部を取りまとめたものである。

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：304-1 Thermal Hydraulics, Energy Conversion, Energy Transfer, Energy Storage

Thu. Sep 14, 2017 9:30 AM - 10:35 AM JST | Thu. Sep 14, 2017 12:30 AM - 1:35 AM UTC | Room E B32 - B3 Block

[2E01-04] Phase Change

Chair:Ayako Ono (JAEA)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2E01] On Improvement of Pool Boiling Heat Transfer coefficient by Honeycomb Porous plate

*Shoji Mori[1], Ryuta Yanagisawa[1], Kunito Okuyama[1] (1. Yokohama National university)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2E02] Mechanism of the flashing phenomena induced by microwave heating

*Shunya Fujita[1], Yutaka Abe[1], Akiko Kaneko[1], Tomohisa Yuasa[1], Tomoomi Segawa[2], Yoshikazu Yamada[2] (1. University of tsukuba, 2. Japan Atomic Energy Agency)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[2E03] Study on Cooling Process of High-Temperature Body Using Nanofluids

*Yutaro Umehara[1], Tomio Okawa[1], Koji Enoki[1], Wei Liu[2] (1. UEC, 2. KYUSHU Univ.)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[2E04] The impacts of scale effect on heat transfer and momentum transport on steam-water interface of a supersonic steam injector.

*Masaya Fujishiro[1], Yutaka Abe[1], Akiko Kaneko[1] (1. University of tsukuba)

10:30 AM - 10:35 AM JST | 1:30 AM - 1:35 AM UTC

Time reserved for Chair

ハニカム多孔質体によるプール沸騰熱伝達率向上に関する考察

On Improvement of Pool Boiling Heat Transfer coefficient by Honeycomb Porous plate

*森 昌司[1]、柳沢 隆太[1]、奥山 邦人[1]

[1]横浜国立大学

本報では、著者らが提案するハニカム多孔質体とナノ流体を組み合わせて飽和プール沸騰の限界熱流束向上するについてITOヒータとIRカメラを用いて検討した結果について述べる。

キーワード：限界熱流束向上、飽和プール沸騰、多孔質体、ナノ流体

1. 研究背景

現在，原子炉事故時の冷却に沸騰冷却を利用する技術が提案されている．しかし事故時の熱流束は最大で1.6 MW/m²[1]にも達し，水の飽和プール沸騰のCHFが約1.0 MW/m²であることから，冷却技術の実現にはCHFの向上が必要である． これまでの研究[2]で，作動流体にナノ流体(0.1vol.% TiO_2)を用い，図1に示すハニカム多孔質体(HPP)を伝熱面に装着することでCHFが3.2 MW/m²に向上することを確認している．しかし本手法を用いた際に伝熱面上のどこでどのような現象によってdry outに至ったかについては未解明である．そこでさらなるCHF向上を目指す上で，時々刻々の局所の伝熱面温度変化やdry out挙動を把握し，CHF向上機構について検討した．

2. 実験方法

作動流体は飽和温度の蒸留水またはナノ流体(0.1vol.% TiO_2)500 mL で, システム圧は大気圧である. 厚さ 1 mmのサファイア基板上に成膜された20 mm× 20 mm，厚さ250 nmの透明導電膜(ITO film)を1 kHzの交流で通電加熱して沸騰させた．ここでITO膜は濡れ性が悪いため，その上に厚さ100 nmのTiO_2コーティングがされている．熱流束は電源装置から得られる電圧値と電流値及び伝熱面積 20 mm× 20 mm より求めた．赤外線カメラのframe rateは480 fps，解像度は160× 128 pixels，空間分解能は約130 μmである．

3. 結果及び考察

図2に伝熱面条件HPPで作動流体がナノ流体での$q_{burnout}$時の各場所における局所の温度変化を示す．図より大きな温度変動を持ち，最も早く温度が300°C以上の高温に達したセルがdryとなってburnoutに至ったと考えられる．セルへ液供給している方法はセル上部からの重力による液流入とナノ粒子層によるHPP直下からセルへの液供給の2つである．これらの液供給が出来なくなる原因として考えられることは，発生した蒸気によってセル上部からの液流入やHPP上部で合体気泡が滞留したことによる多孔質体への液供給が阻害されたこと，ナノ粒子層の毛管力や濡れ性によってセルまで液供給出来なくなったこと，HPPの毛管力によって液供給出来なくなったことが考えられる．

4.参考文献

[1] K. Aoki, C. Iwaki, H. Sato, S. Mimura, and D. Kanamori, *ICONE-23*, 2015, pp. 1–5.

[2] S. Mori, S. Mt Aznam, R. Yanagisawa, and K. Okuyama, *J. Nucl. Sci. Technol.*, vol. 53, no. 7, pp. 1028–1035, 2016.

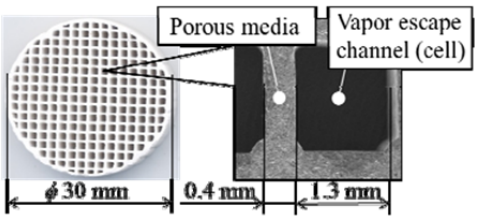


Fig.1 Honeycomb porous plate (HPP).

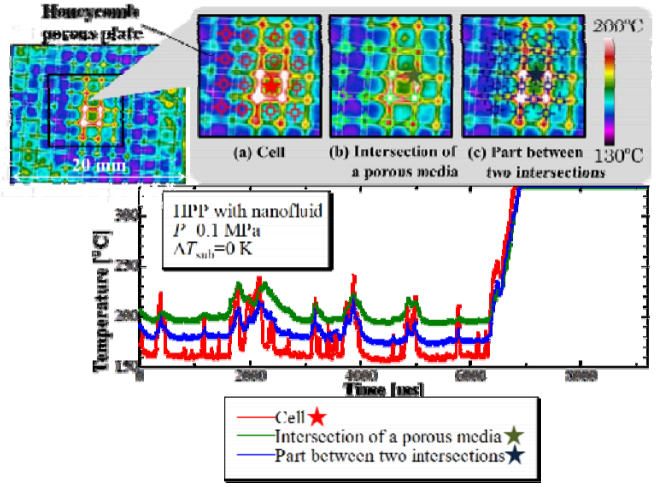


Fig.6 Time evolution of local temperature at each location for the case of HPP with nanofluid at 2.84 MW/m².

*Shoji Mori[1], Ryuta Yanagisawa[2] and Kunito Okuyama[1]
[1]Yokohama National Univ.

マイクロ波加熱による突沸現象の発生メカニズム

Mechanism of the flashing phenomena induced by microwave heating

*藤田峻也[1]，阿部豊[1]，金子暁子[1]，湯淺朋久[1]，瀬川智臣[2]，山田美一[2]
[1]筑波大学，[2]日本原子力研究開発機構

マイクロ波加熱時に生じる溶液の突沸現象の発生機構解明を目的として，突沸現象時の液面近傍での微小気泡の可視化観測を行い，発生した微小気泡径を計測し，液相過熱度を予測し，微小気泡の内圧や核生成頻度を算出し，突沸メカニズムの考察を行った．

キーワード：核燃料サイクル，脱硝，過熱，気泡生成，突沸

1. 緒言

核燃料サイクルの再処理工程にて，マイクロ波加熱脱硝法が使用されている．マイクロ波加熱では沸騰現象を伴うことから，突沸及び噴き零れを避ける運転条件を十分に把握する必要がある．

本研究では，マイクロ波加熱時に生じる突沸現象の発生機構の解明を目的として，液面近傍での微小気泡生成・成長挙動の可視化観測を行い，気泡径を計測し，核生成頻度 J[1]を算出し，突沸発生機構の考察を行った．

2. 実験

マイクロ波加熱装置は，オーブン上部からマイクロ波を照射する構造である．マイクロ波周波数は 2.45 GHz，試験流体には蒸留水を用いて，大気圧下・室温の環境下で実験を行った．突沸時の液面近傍に着目して計測範囲を絞り，観測を行った．

3. 結果と考察

図 1 に突沸現象の例と図 2 に示す液面近傍の撮影範囲を示す．単一気泡生成瞬間を 0 s と定義した．図 2 に図 1 で示した計測範囲での微小気泡の生成・成長時の詳細可視化観測結果を示す．この時，任意の微小気泡生成瞬間を 0 s と定義した．そこで，微小気泡径の時間変化を計測した．図 3 に，微小気泡の気泡径の時間変化と一様過熱液相内の気泡成長を記述する Mikic の式[2]と併せて示す．これより液相過熱度は，約 30℃と評価された．また，図 2 から核生成頻度 J[1]を算出し，気泡生成・成長に必要な熱量を見積もり，突沸によって放出された熱量と比較検討を行った結果を図 4 に示す．図 4 より，突沸によって放出される熱量と微小気泡生成･成長に必要な熱量は，オーダーで一致していることがわかる．

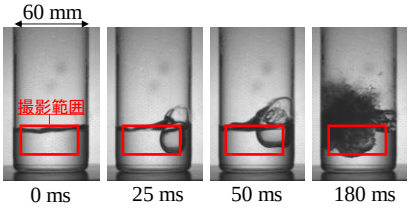


図 1　突沸現象の可視化結果と液面近傍の撮影範囲

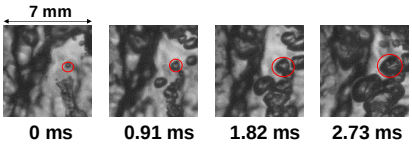


図 2 液面近傍での微小気泡生成・成長

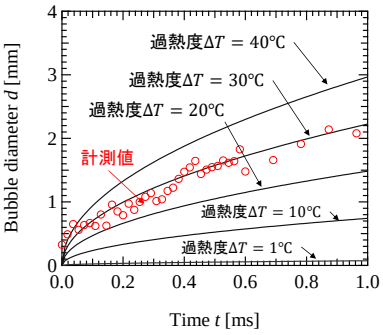


図 3　微小気泡の直径の計測値と気泡成長曲線[2]

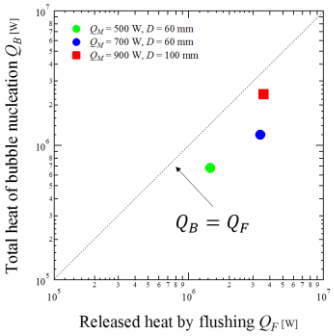


図 4 突沸による放出熱量と微小気泡生成・成長に必要な熱量

参考文献

[1] S. Fujita et al, ICONE25-67354, 2017

[2] B. B. Mikic et al, Int. J. Heat & Mass Transfer, Vol. 13, pp. 657-666, 1970

* Shunya Fujita[1], Yutaka Abe[1], Akiko Kaneko[1], Tomohisa Yuasa[1], Tomoomi Segawa[2] and Yoshikazu Yamada[2].

[1]University of Tsukuba, [2]Japan Atomic Energy Agency.

ナノ流体を用いた高温物体の伝熱特性の解明

Study on cooling process of high-temperature body using nanofluids

*梅原 裕太郎[1]，榎木 光治[1]，劉 維[2]，大川 富雄[1]
[1]電気通信大学, [2]九州大学

ナノ流体中に高温物体を浸漬すると，表面にナノ粒子層が形成される．この結果，純水の場合と比較して CHF が増加する他，通常は膜沸騰となる過熱度域でも高熱流束徐熱が可能となる．本研究では，ナノ粒子層の形成により伝熱特性が変化するメカニズムについて検討した．

キーワード：クエンチング，ナノ流体，IVR，膜沸騰

1. 緒言

福島第一原子力発電所での事故以降，原子炉の安全性の向上に対する要求は高まっている．特に，燃料溶融を伴うシビアアクシデントへの対策が多く講じられている．対策の一つに，溶融燃料を原子炉容器内に保持する方策（IVR）がある．IVR の冷却液は，通常は水である．本研究では，水の CHF を飛躍的に向上させるナノ流体を試験流体として(1)，沸騰熱伝達特性を実験的に調べる．ナノ粒子による伝熱面表面状態の改質を計測し，表面状態が伝熱特性に与える影響を調査する．

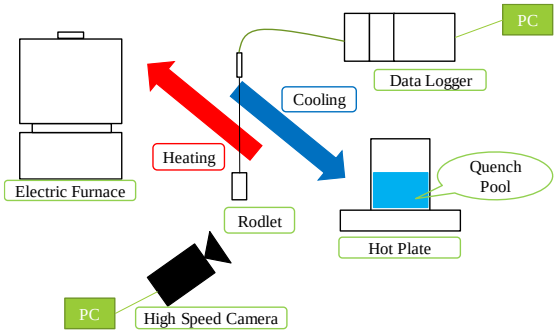


Fig.1 Schematic diagram of experimental apparatus

2. 実験方法

実験装置の概略を Fig.1 に示す．電気炉で試験体を 1000℃まで加熱した後，冷却液中に浸漬した．各試験体で，これを 5 回繰り返した．試験体は，SUS304 またはインコネル 718 製の円柱で，直径は各々15mm, 16mm, 長さは共通で 30mm である．壁面から各々1.3mm, 1.8mm 及び中心部，深さ 15mm の位置に，熱電対を設置して温度計測を行った．実験条件としては，冷却液は純水と 3 種類のナノ流体（粒子材料：シリカ，アルミナ，二酸化チタン），サブクール度は 20，50，70K の 3 種類とした．ナノ流体は，蒸留水とナノ粒子を超音波洗浄機に入れ，3 時間攪拌したものを使用した．また，表面計測器を用いて，試料の表面粗さを測定した．

3. 実験結果

Figure2 に，SUS304 で 2 回目の浸漬時における純水とシリカナノ流体の沸騰曲線を比較して示す．ナノ粒子の伝熱面への付着が伝熱特性に大きな影響を与えていることがわかる．Fig. 3 に，表面粗さとクエンチ温度の関係を示す．SUS304 で酸化により表面粗さが増加しても，クエンチ温度はあまり変化しないが，インコネル 718 でナノ粒子付着により表面粗さが増加すると，クエンチ温度が急激に上昇している．これより，表面粗さの増加とともにクエンチ温度は上昇する傾向であるが，表面粗さ以外にもクエンチ温度に影響を及ぼす因子があると考えられる．

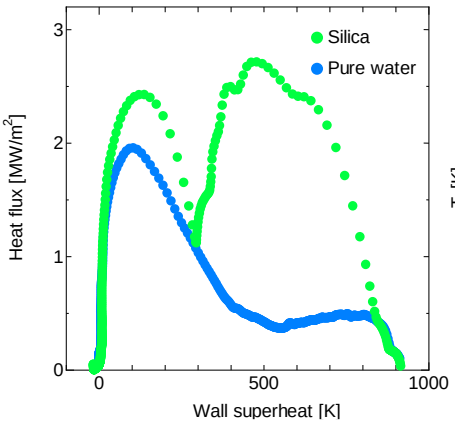


Fig.2 Boiling curves of SUS304 rodlets (Silica vs pure water) at ΔT_{sub}=20K

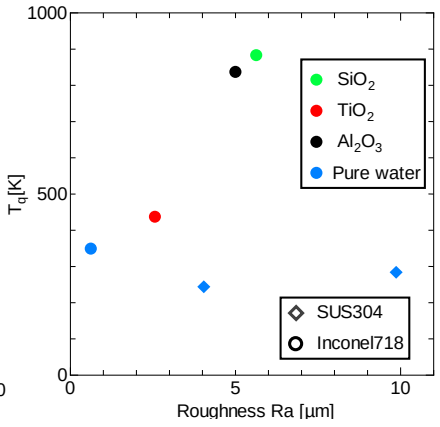


Fig.3 Roughness vs temperature of quenching (Inconel718, SUS304)

謝辞

第 25 回鉄鋼研究振興助成受給結果による。

参考文献

[1] G. Dewitt, et al. Eng. Tech. Vol.45, No. 3, pp. 335-346(2013).

*Yutaro Umehara[1], Koji Enoki[1], Wei Liu[2] and Tomio Okawa[1]

[1]The University of Electro-Communication, [2]Kyushu University

超音速蒸気インジェクタ内の気液間伝熱と運動量輸送に及ぼすスケール効果

The impacts of scale effect on heat transfer and momentum transport on steam-water interface of a supersonic steam injector.

*藤城 雅也[1]，阿部 豊[1]，金子 暁子[1]
[1]筑波大学

蒸気インジェクタ(SI)のスケール効果の解明に向け，サイズの異なる 3 種類のテスト部を用いて実験を行った．半径方向の温度分布を計測し，水噴流の熱伝達率を算出した．

キーワード：二相流，蒸気インジェクタ，スケール効果

1. 緒言

SI は，水と蒸気の直接接触により無電源で駆動する噴流ポンプであり，高い伝熱性能および吐出能力を有するため，原子炉の安全システムへの適用が期待されている．しかしながら，現状 SI の作動メカニズムは明らかになっていない[1]．また，SI の装置サイズの影響に関する研究は乏しい．そこで，本研究ではスケール効果が水・蒸気間のエネルギー輸送に及ぼす影響を調べた．

2. 実験結果

図 1 から 3 に示すように喉部径の異なる 3 種類のテスト部それぞれについて，半径方向の温度分布を計測した．小型においては，計測点間の 32 mm の間で噴流中心水温はおよそ 30℃上昇し，3 種類のテスト部の中で最も加熱された．熱輸送は気液界面でなされるため，小型になるほど水噴流の単位体積あたりの界面積が大きくなったことが要因であると考えられる．

次に，計測した温度分布から水噴流の局所熱伝達率を算出した．さらに式(1)に示す理想凝縮熱伝達率と比較した．

$$H_c = \frac{2^{1/2} {h_{sw}}^{3/2}}{[v_s(v_s - v_w)T_s(T_s - T_w)]^{1/2}} \quad (1)$$

図 4 の結果より，水噴流の局所熱伝達率は理想凝縮熱伝達率のおよそ 20～30 %で見積もられることが分かる．これは，気液間の伝熱が噴流内部の熱輸送に支配されているためであると考えられる[2]．

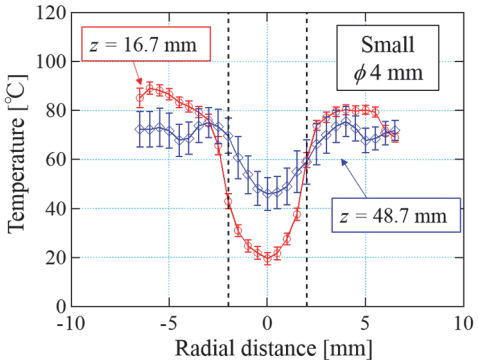


図 1 半径方向温度分布（小型 ϕ4 mm）

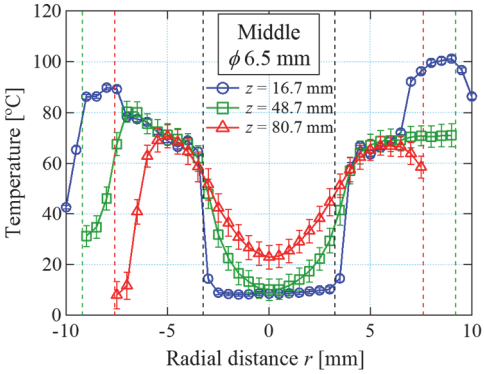


図 2 半径方向温度分布（中型 ϕ6.5 mm）

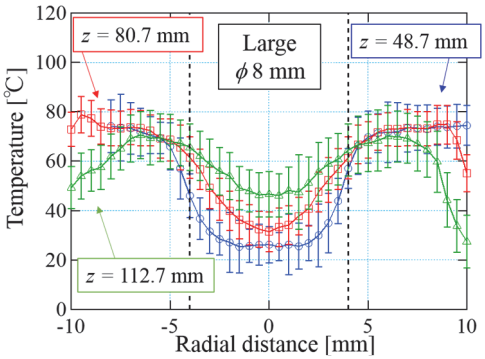


図 3 半径方向温度分布（大型 ϕ8 mm）

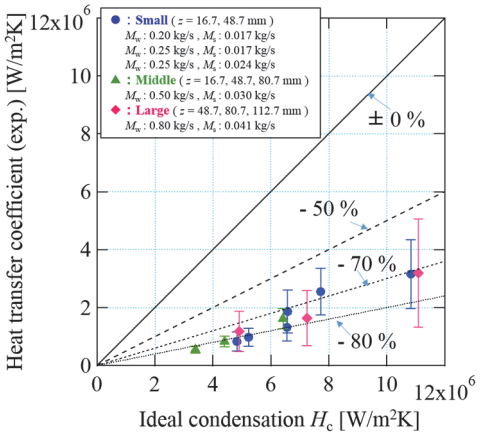


図 4 気液間熱伝達率

参考文献

[1] Y. Takeya., Progress in Nuclear Energy, 78, 80-100, 2015.
[2] Y. Takahashi, Progress in Multiphase Flow Research I, 241-248, 2006.

*Masaya Fujishiro[1], Yutaka Abe[1] and Akiko Kaneko[1]
[1]Univ. of Tsukuba.

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：304-1 Thermal Hydraulics, Energy Conversion, Energy Transfer, Energy Storage

Thu. Sep 14, 2017 10:35 AM - 12:00 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 1:35 AM - 3:00 AM UTC | Room E B32 - B3 Block

[2E05-09] Thermal Hydraulics Simulation 1

Chair:Tatsuya Hazuku (Tokyo Univ. of Marine Sci. and Tech.)

10:35 AM - 10:50 AM JST | 1:35 AM - 1:50 AM UTC

[2E05] Development of evaluation method on thermal stratification by cavity flow in a vertical branch pipe with elbow and horizontal section

Measurement and understanding of thermal hydraulics phenomena about thermal stratification

*Yoshiteru Komuro[1], Atsushi Kodama[1], Keiichi Hori [1], Hironori Noguchi[1], Yoshiyuki Kondo[1], Koichi Tanimoto[1] (1. MHI)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[2E06] Development of evaluation method on thermal stratification by cavity flow in a vertical branch pipe with elbow and horizontal section

Development of evaluation method for cavity flow penetration depth

*Atsushi Kodama[1], Yoshiteru Komuro[1], Keiichi Hori[1], Hironori Noguchi[1], Yoshiyuki Kondo[1], Koichi Tanimoto[1] (1. MHI)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[2E07] Numerical analysis of the bubble condensation on subcooled flow boiling

*Shintaro Sakamoto[1], Hiroki Ohori[1], Koji Enoki[1], Tomio Okawa[1] (1. UEC)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[2E08] Numerical simulation for steam-air mixture flow and wall condensation heat transfer in a circular tube

*Yoichi Utanohara[1], Michio Murase[1] (1. INSS)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[2E09] Submergence behavior of liquid jet falling into a shallow pool

Comparison of detailed simulation and results of visualization in a simplified system

*Fumihito Kimura[1], Hiroyuki Yoshida[2], Akiko Kaneko[1], Yutaka Abe[1] (1. University of Tsukuba, 2. Japan Atomic Energy Agency)

11:50 AM - 12:00 PM JST | 2:50 AM - 3:00 AM UTC

Time reserved for Chair

鉛直－水平大口径配管におけるキャビティフロー型熱成層の機構論に基づく考察 第 1 報、熱成層の熱流動挙動の計測及び現象の把握

Development of evaluation method on thermal stratification by cavity flow in a vertical branch pipe with elbow and horizontal section

(1) Measurement and understanding of thermal hydraulics phenomena about thermal stratification

*小室 吉輝[1]，児玉 敦司[1]，堀 慶一[1]，野口 浩徳[1]，近藤 喜之[1]，谷本 浩一[1]

[1]三菱重工業株式会社

キャビティフロー型熱成層について大口径配管特有の現象を明らかにするため、口径 200A 配管の試験を実施した。試験結果より、自然循環領域における高温層と低温層の物質輸送量、及びキャビティフロー領域と自然循環領域の熱成層界面における物質輸送量を評価した。

キーワード：キャビティフロー、熱成層、自然循環、熱疲労、旋回流

1. 緒言

閉塞水平配管のキャビティフロー型熱成層に伴う高サイクル熱疲労に関する日本機械学会指針の内、鉛直－水平管は口径 50A 配管のみが適用対象となっている。大口径配管ではスケール効果が顕著に現れ、配管内部の熱流動挙動が変化し、特に熱成層界面における物質移動量の把握は重要となる。本研究では、大口径配管特有の現象を明らかにするため口径 200A 配管（約 200mm）の試験を行い、物質移動量を直接計測し、汎用的な評価手法構築に必要となる現象を把握する。

2. 水平管自然循環試験

2-1. 試験概要

水温が常温～60℃の大気圧条件下で、水平閉塞配管の両端にキャビティフロー侵入側からの入熱を模擬したヒータと、閉塞バルブからの放熱を模擬したチラーを設置して自然循環流れを再現する試験を実施した。配管周囲からの放熱条件を明確にするため、配管周囲にはアクリル板で流路を形成しており空冷により雰囲気温度を下げた試験を実施した。

2-2. 試験結果

可視化結果及び温度計測結果より、自然循環領域は高温層（高温側から低温側への流れ）、低温層（低温側から高温側への流れ）及び層流底層（定義：水平管底部近傍の流速、及び温度が低い領域）の 3 層で形成されることが明らかとなった。また、高温層と低温層の界面における物質移動量を光ファイバ温度計による温度計測結果から評価した。

3. 鉛直-水平管キャビティフロー試験

3-1. 試験概要

水温が常温～60℃の大気圧条件下で、鉛直管と水平管を接続した装置を用いてキャビティフロー試験を実施した。水平管自然循環試験と同様に、配管周囲はアクリル板による流路が形成されている。自然循環領域長さのキャビティフロー侵入深さへの影響を評価するために、水平管長さが 2 種類の体系で試験を実施した（Fig.1）。

3-2. 試験結果

キャビティフロー侵入深さと温度変動挙動の関係を取得し、大口径配管の熱成層界面における温度変動幅は小口径配管と同程度であることが明らかとなった。また、水平管下部から塩化リチウム水溶液を注入して鉛直管上部の電気伝導度及びリチウム濃度を計測し、キャビティフロー領域と自然循環領域の熱成層界面の物質移動量を評価した。

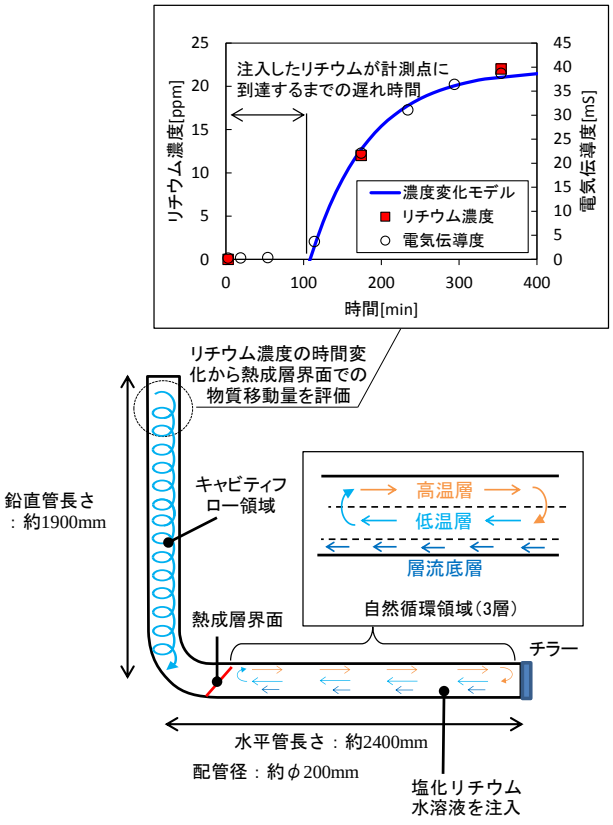


Fig.1 Test section and temperature (Vertical and horizontal pipe)

参考文献

[1] 日本機械学会編，配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針 JSME S 017-2003(2003)，日本機械学会

* Yoshiteru Komuro[1], Atsushi Kodama[1], Keiichi Hori[1], Hironori Noguchi[1], Yoshiyuki Kondo[1], and Koichi Tanimoto[1],

[1]Mitsubishi Heavy Industries, LTD.

鉛直－水平大口径配管におけるキャビティフロー型熱成層の機構論に基づく考察 第 2 報、キャビティフロー侵入深さ評価モデル構築

Development of evaluation method on thermal stratification by cavity flow in a vertical branch pipe with elbow and horizontal section

(2) Development of evaluation method for cavity flow penetration depth

*児玉 敦司[1]，小室 吉輝[1]，堀 慶一[1]，野口 浩徳[1]，近藤 喜之[1]，谷本 浩一[1]

[1]三菱重工業株式会社

キャビティフロー型熱成層について大口径配管特有の現象を明らかにするため、口径 200A の試験を実施した。試験結果より、大口径配管に適用可能なキャビティフロー侵入深さ予測評価モデルを構築した。

キーワード：キャビティフロー、熱成層、自然循環、熱疲労、旋回流

1. 緒言

本報は、第 1 報で得られた大口径配管（口径約 200mm）における温度、流速分布、及び熱成層界面の物質移動量のデータを用いて、大口径配管にも適用可能なキャビティフロー侵入深さ評価モデルを提案する。

2. 試験結果概要

口径約 200mm の水平管、及び鉛直-水平管の試験を実施し、キャビティフロー領域及び水平管内に形成される自然循環領域の温度分布及び流速分布を計測した。可視化と温度計測の結果より、高温層と低温層の物質輸送量を評価した。また、キャビティフロー先端の熱成層界面における物質移動量を計測し、キャビティフロー侵入深さを決める熱成層界面における物理量を取得した。

3. キャビティフロー侵入深さモデル

3-1. 自然循環領域の物質輸送モデル

水平管試験では光ファイバ温度計を用いた温度計測結果より高温層と低温層間の物質移動量を評価した。試験結果より算出した物質輸送量を、レイノルズ数とリチャードソン数で整理されている連行係数の文献式[2]と比較した。本試験結果から算出される連行係数は文献における試験データのばらつき範囲内であることから、文献式は本試験体系に適用可能であることを確認した。

3-2. 熱成層界面の物質輸送モデル

鉛直-水平管試験では水平管下部から塩化リチウム水溶液を注入し、上部タンク内のリチウム濃度を計測することで熱成層界面における物質輸送量を評価した。試験結果から評価された物質輸送量を、実際の現象に基づいたパラメータで整理し、キャビティフロー領域と自然循環領域の熱成層界面における物質輸送モデルとした。物質輸送モデルは、高温層と低温層の密度差による浮力の効果、キャビティフローによる運動量、自然循環による運動量を考慮している。

$$\Gamma_{st}/\Gamma_{cv} = f(MR, u, D, \rho, \mu)$$

Γ_{st} は熱成層界面における物質移動量、Γ_{cv} はキャビティフロー流量、MR はキャビティフローと自然循環の運動量比、u は流速、D は配管径、ρ は液密度、μ は液粘性係数である。

3-3. キャビティフロー侵入深さの予測

大口径配管に適用可能なキャビティフロー侵入深さモデルを構築した。Fig.2 に示すように 200A 配管においてキャビティフロー侵入深さが予測可能となった。

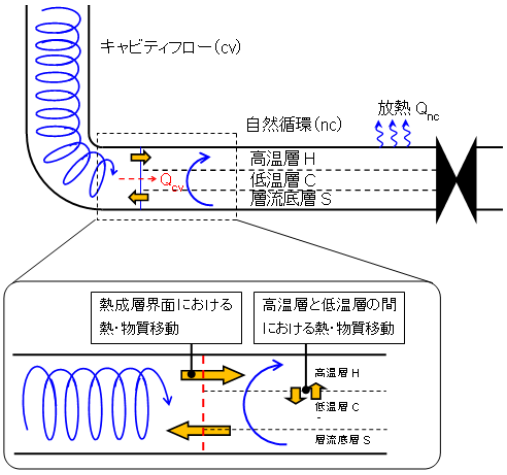


Fig.1 Cavity flow model

*層流底層（定義：水平管底部近傍の流速、及び温度が低い領域）

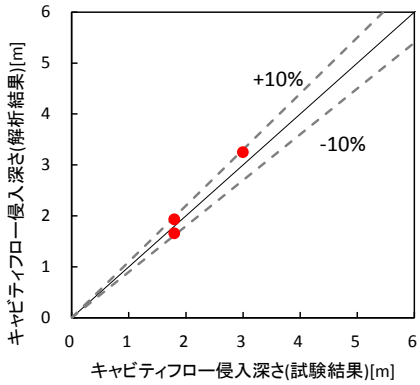


Fig.2 Validation for cavity flow penetration length(200A pipe test)

参考文献

[1] 日本機械学会編, 配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針 JSME S 017-2003(2003), 日本機械学会

[2] 中野ら, “成層二層流における界面抵抗と連行係数”, 海岸工学講演会論文集, Vol. 32 (1985), pp. 717 - 721.

*Atsushi Kodama[1], Yoshiteru Komuro[1], Keiichi Hori[1], Hironori Noguchi[1], Yoshiyuki Kondo[1], and Koichi Tanimoto[1],

[1]Mitsubishi Heavy Industries, LTD.

強制対流サブクール沸騰における気泡凝縮の数値解析

Numerical analysis of the bubble condensation in subcooled flow boiling

*坂本 新太郎[1]，大堀 浩輝[1]，榎木 光治[1]，大川 富雄[1]

[1]電気通信大学

強制対流サブクール沸騰の数値解析で，気泡の伝熱面離脱速度がボイド率に与える影響を調べた．離脱速度の気泡サイズ依存性を考慮した場合と離脱速度一定とした場合で，ボイド率が異なることを検証した．

キーワード：強制対流サブクール沸騰，気泡追跡法，伝熱面離脱速度，気泡サイズ，ボイド率

1. 緒言

強制対流サブクール沸騰域のボイド率は，軽水炉の二相流動安定性や燃料燃焼度に影響を及ぼす．このため，ボイド率の高精度予測を目的としていくつかの詳細モデルが提案されている[1]．サブクール沸騰域では様々なサイズの気泡が生成され，各気泡の挙動はサイズにより異なる[2]．本研究では，伝熱面離脱時の伝熱面離脱速度の気泡径依存性を考慮して，サブクール沸騰の数値解析を実施する．離脱速度一定としたときの解析結果と気泡の凝縮過程を比較することで，気泡離脱速度がボイド率に及ぼす影響を検討する．

2. 数値解析手法

解析体系は，Kaiho らの実施した強制対流サブクール沸騰実験[2]と同じとする．流路は 14mm×10mm の矩形で，幅 14mm の流路壁の 1 面を均一加熱した．流体は大気圧の水，流動方向は鉛直上向き，熱流束は q_w = 350 kW/m^2，入口サブクール度は ΔT_{sub} = 30 K，質量流束は G = 300 kg/m^{2}s とした．一方，気泡の伝熱面離脱速度は，次に示す 3 通りの方法で設定し，ボイド率の計算結果に及ぼす影響を調査した．

ケース a：個々の気泡にサイズに応じた速度を与える（実験相関式）．

ケース b：全気泡に体積加重平均速度 $\boldsymbol{u}_{wm}$ を与える（一定値）．

ケース c：全気泡に算術平均速度 $\boldsymbol{u}_{am}$ を与える（一定値）．

3. 解析結果と考察

Fig. 1 に，離脱時気泡径 d_{lift} = 0.52 mm の気泡の凝縮過程を示す．実験相関式で離脱速度を与えた気泡の凝縮が最も遅く計算されている．これは体積加重平均速度及び算術平均速度が，実験相関式による離脱速度よりも大きいため，気泡が低温のバルク液中に速やかに移動し，凝縮が促進されたためである．これより，気泡の離脱速度は，凝縮速度に多大な影響を及ぼすことが確認できる．Fig. 2(a)-(c)に，流路断面平均ボイド率の軸方向分布を示す．また，同図下部に解析領域全体での時間平均ボイド率を示す．平均ボイド率が最大となるケース a では，ボイド率最小のケース c と比較して，ボイド率の計算結果が 1.6 倍に及んでいる．したがって，サブクール沸騰域のボイド率を正確に評価するには，伝熱面離脱時における気泡サイズ及び気泡速度の気泡サイズ依存性を正確に予測することが必要といえる．

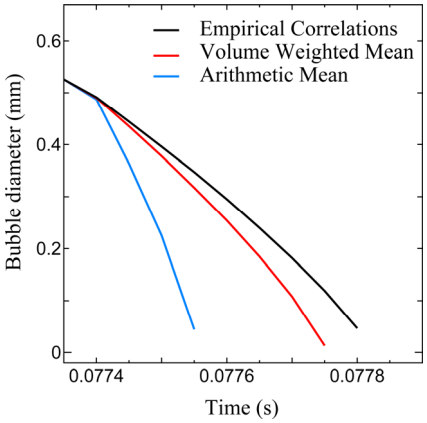


Fig. 1 Condensation process of a bubble (d_{lift} = 0.52 mm)

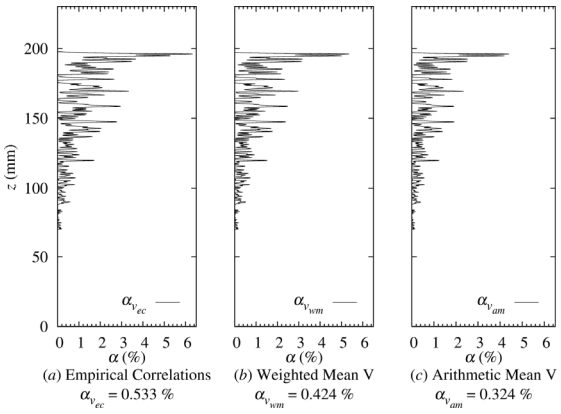


Fig. 2 Axial distributions of time-averaged cross-sectional area void fraction.

4. 結言

気泡追跡法を用いて，サブクール沸騰域のボイド率予測を実施した．高精度のボイド率予測を行うためには，気泡径分布と，気泡サイズに応じた各気泡の伝熱面離脱速度を正確に評価する必要があることを示した．

謝辞 本報告は原子力規制庁からの委託「平成 28 年度低圧時サブクール沸騰挙動解明試験」にて実施した成果です．

参考文献 [1] G. H. Yeoh, Int. J. Heat Mass Transf. 75 (2014) 754. [2] K. Kaiho et al., Int. Conf. Nucl. Eng. (2016) ICONE24-60318.

*Shintaro Sakamoto[1], Hiroki Ohori[1], Koji Enoki[1], Tomio Okawa[1]

[1]The University of Electro-Communications

円管内蒸気・空気混合流の壁面凝縮熱伝達の数値シミュレーション

Numerical Simulation for Steam-Air Mixture Flow and Wall Condensation Heat Transfer in a Circular Tube

*歌野原 陽一[1]，村瀬 道雄[1]
[1]（株）原子力安全システム研究所

冷却材喪失事故（LOCA）における PWR 原子炉格納容器(CV)では、CV 内壁面での凝縮熱伝達が CV 内温度の主要な影響因子と考えられる。壁面凝縮熱伝達の数値流体計算（CFD）モデルを確立するため、円管内蒸気・空気混合流の壁面凝縮熱伝達実験を対象に数値計算を行い、温度分布の再現性を検討した。

キーワード：壁面凝縮熱伝達，冷却材喪失事故，格納容器，数値シミュレーション

1. 緒言　PWR の LOCA 時における CV 健全性評価の一環として、CFD による LOCA 時の温度・圧力の予測に取り組んでいる[1]。CV 内の圧力・温度変化に影響する主要因子として、壁面凝縮伝熱が想定されるため、壁面凝縮伝熱量を実験で測定し[2]、実験を対象とした CFD に取り組んでいる[3]。

2. 実験・計算条件　配管内径 D = 49.5 mm，肉厚 5.5 mm の伝熱管に蒸気・空気混合気体（蒸気流量 5.9 g/s，空気流量 9.0 g/s）を流入させ、伝熱管の外面に冷却水を通水させ、熱電対で混合気体、伝熱管壁内、および冷却水の温度分布を計測している[2]。実験を対象とした CFD では FLUENT 15 を用い、混合気体、伝熱管壁内、および冷却水を計算領域とした。壁面へは対流熱伝達に加え、凝縮伝熱の効果も簡易的に考慮している[3]。さらに、混合気体が常に飽和状態であると想定して、飽和蒸気圧曲線からずれると元に戻るように蒸発・凝縮させ、空間中の各セルに質量および熱のソース項を与えた。

3. 結果　図 1 に速度場と温度場の計算結果[3]を示す。混合気体温度は伝熱管内面に近いほど，流れ方向下流に進むほど低下する．定量的に再現性を検討すると、図 2 に示すように、これまでは壁面近傍の混合気体温度と伝熱管壁内の温度を過小評価していた[3]。しかし、空間中の相変化を考慮することで混合気体の温度分布の再現性は改善された。だが、伝熱管壁内の温度は依然過小評価であり、今後改善が必要である。

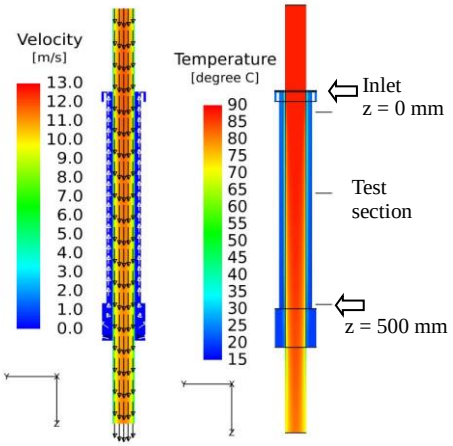


図 1 速度場と温度場の計算結果[3]

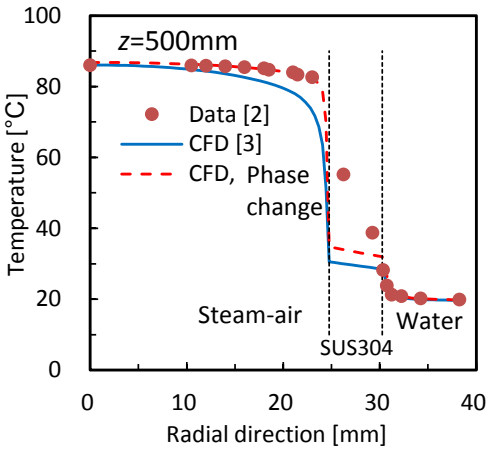


図 2 温度分布（試験部出口近傍）[2] [3]

参考文献

[1]歌野原ら，原子力学会 2017 春, 3K15, [2] Mori et al., ICAPP2017, No. 17418, [3] Utanohara et al., ICAPP2017, No. 17394

*Yoichi Utanohara[1] and Michio Murase[1]
[1]Institute of Nuclear Safety System, Inc.

浅水プール中に落下する液体ジェットの侵入挙動
（1）簡易体系に対する詳細解析と可視化観測結果の比較

Submergence behavior of liquid jet falling into a shallow pool

(1) Comparison of detailed simulation and results of visualization in a simplified system

*木村 郁仁[1]，吉田 啓之[2]，金子 暁子[1]，阿部 豊[1]

[1]筑波大学，[2]原子力機構

原子力発電所の過酷事故においては，冷却プールが浅水化した際の溶融ジェットの挙動把握が重要となる．本研究では，簡易体系における浅水プール中に落下する液体ジェットの可視化観測，ならびに詳細二相流解析コード TPFIT を用いて実験を模した解析を行い，比較検討した．

キーワード：シビアアクシデント，浅水プール，液体ジェット，侵入挙動，TPFIT

1. 緒言

原子力発電所の過酷事故において燃料が溶融した際，ジェット状に落下する溶融燃料のブレイクアップ挙動の理解が求められている．本研究では，Fig.1 に示すような，浅水化したプール中における溶融ジェットの侵入挙動，微粒化，拡がり，堆積という一連の現象把握を目的とし，実験および数値解析を実施した．本報では浅水プール中に落下する液体ジェットの可視化観測，ならびに詳細二相流解析コード TPFIT を用いて実験を模した解析の結果について報告する．

2. 実験手法および解析手法

本報では，予備実験として先行研究[1]の実験装置を用い，水深 10–50mm の連続相に液体ジェットを落下させた．試験流体として，連続相にシリコンオイル，分散相に wt34%グリセリン水溶液を用いた．可視化観測には高速度カメラを使用し，正面からの撮影に加え，底面からの撮影を行った．撮影にはそれぞれバックライト法と LIF 法を用いた．また，詳細二相流解析コード TPFIT[2] を用いて，実験体系を模した条件で解析を行った．

3. 結果・考察

可視化観測によって正面からの画像 Fig.1 および底面からの画像 Fig.2 が得られた．Fig.1(a)および Fig.2(a)はバックライト法による全体形状，Fig.1(b)および Fig.2(b)は LIF 法による断面形状である．数値解析によって得られた結果(Fig.3)と可視化観測結果を比較すると，連続相中でのジェットの界面形状を良好に再現できている．しかし，着底後の挙動には大きな相違が確認でき，解析コードの改良の必要性が示唆された．

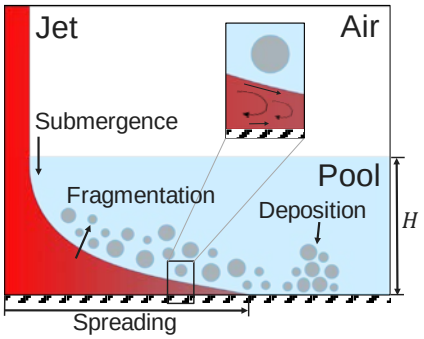


Fig. 1. Jet behavior model

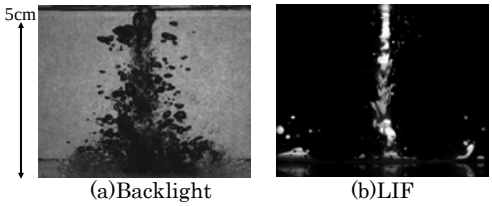


Fig. 2. Snap shot of the jet from front view

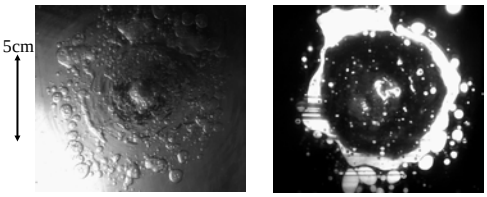
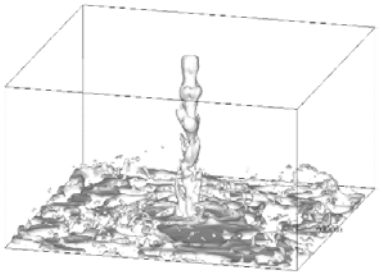


Fig.3. Snap shot of the jet from bottom view


Fig.4. Analysis result by TPFIT

参考文献

[1] S. Saito et al., Nucl. Eng. Des. **315**, 128 (2017); [2] 吉田他，日本原子力学会和文論文誌 **3**, 233 (2004).

*Fumihito Kimura[1], Hiroyuki Yosida[2], Akiko Kaneko[1] and Yutaka Abe[1]

[1]University of Tsukuba, [2]JAEA

Planning Lecture (Free Entry) | Board and Committee：Ethics Committee

Thu. Sep 14, 2017 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room E B32 - B3 Block

[2E_PL] Ethics of nuclear power stakeholders necessary to prepare for disasters

Chair: Tomohito Nakano (TOSHIBA)

[2E_PL01] Safety Enhancement of Tomari NPP based on the New Regulatory Guide

*Atsushi Yamada[1] (1. HEPCO)

[2E_PL02] Lesson and Learn of Fukushima Daiichi NPP Accident and Regulatory Comparison between Japan and US

*Tadashi Narabayashi[1] (1. Hokkaido Univ.)

[2E_PL03] Nuclear safety measures from the view point of ethics

*Kyoko Oba[1] (1. JAEA)

2017年秋の大会

倫理委員会セッション

災害に備えるために必要となる原子力関係者の倫理

Ethics of nuclear power stakeholders necessary to prepare for disasters

（1）新規制基準に基づく泊原子力発電所の安全性向上への取組み

(1) Safety Enhancement of Tomari NPP based on the New Regulatory Guide

*山田　篤

[1]北海道電力株式会社　原子力部

1. はじめに

泊発電所では、平成２３年３月１１日の福島第一原子力発電所の事故後、従来の設計想定を超える大規模な地震・津波等の自然災害や全交流動力電源喪失等をもたらす多重事故が発生した場合でも炉心損傷の防止、原子炉格納容器の破損防止、放射性物質の拡散抑制・影響緩和ができるよう様々な安全対策を実施してきた。これらの安全対策においては、設備面での対策に加え、事故対応手順の整備、事故対応体制の強化、教育訓練の充実のような運用面での対策もまた欠かすことができない。本稿では、このような泊発電所の安全性向上への取組みについて紹介する。

2. 安全性向上への取組みについて

2-1. 設備面での対策

新規制基準においては、強化された耐震・耐津波対策や新設された火山・竜巻等への対策を含む設計基準事故対策の他、従来は事業者の自主的な取組みであった重大事故対策が要求事項として取り入れられている。重大事故対策では可搬型設備等の配備により、炉心損傷の防止、原子炉格納容器の破損防止、放射性物質の拡散抑制・影響緩和などに適切に対応できる手立てをとっている。

＜設計基準事故対策の例＞

- 基準地震動に耐える耐震補強、基準津波に耐え施設を守る防潮堤
- 竜巻による飛来物から重要な機器を守る防護ネット等の防護設備

＜重大事故対策の例＞

- 炉心損傷を防止するための、代替電源、可搬型の送水ポンプ
- 原子炉格納容器の破損を防止するための、水素爆発対策、代替スプレイポンプ
- 放射性物質の拡散抑制・影響緩和のための、放水設備、拡散抑制設備

2-2. 運用面での対策

設計基準事故あるいは重大事故が起こった場合に、年間を通して昼夜を問わず適切に所定の対策がとれるよう、あらかじめ事故対応手順を整備するとともに、事故対応体制の強化、事故対応要員が様々な環境下で技量を発揮できるよう教育訓練の充実を行っている。

2-3. さらなる安全性向上に向けて

当社は、福島第一原子力発電所のような事故を二度と起こさないという決意のもと、現状の規制基準への適合に満足することなく、泊発電所の安全対策の一層の向上に継続的に取組んでいく。



配管耐震補強



代替電源



可搬型の送水ポンプ



放水砲による放水訓練

*Atsushi Yamada

[1]Hokkaido Electric Power Co.,Inc.

2017年秋の大会

倫理委員会セッション

災害に備えるために必要となる原子力関係者の倫理
Ethics of nuclear power stakeholders necessary to prepare for disasters
（2）福島第一事故の教訓と日米の原子力規制の比較
(2) Lesson and Learn of Fukushima Daiichi NPP Accident and Regulatory Comparison between Japan and US

*奈良林　直[1]　　[1]北海道大学

1. 緒言

2017 年 3 月 17 日に、東京電力福島第一原発事故（以下,「1F 事故」）で福島県から群馬県などに避難した住民ら 137 人が国と東電に計約 15 億円の損害賠償を求めた訴訟の判決で、前橋地裁は、「東電は巨大津波を予見しており、事故は防げた」と判断、東電と安全規制を怠った国の賠償責任を認め、うち 62 人について計 3855 万円の支払いを命じた。全国で約 30 件ある集団訴訟の最初の判決である。原道子裁判長は、政府が 2002 年､「福島沖を含む日本海溝沿いでマグニチュード 8 級の津波地震が 30 年以内に 20%程度の確率で発生する」とした長期評価を発表した数カ月後には、国と東電は巨大津波の予見は可能で、東電は長期評価に基づき津波の高さを試算した 2008 年には実際に予見していたと指摘。さらに、配電盤を高台に設置するなどの措置は容易で、こうした措置を取っていれば事故は発生しなかったとし、安全より経済的合理性を優先させたことなど「特に非難に値する事実がある」と述べた。国については 2007 年 8 月に東電の自発的な津波対策が難しい状況を認識しており、規制権限に基づき対策を取らせるべきだったのに怠ったとして「著しく合理性を欠き、違法だ」とした。

しかし、私見を述べれば、自然災害を確実に予見することは不可能に近く、司法の判断で有罪とすることに違和感をもつ。東日本大震災は発生してしまったので、あたかも当然予見されたように思われるが、3.11 前にはわが国の大部分はそのような大震災が 2011 年 3 月に来るとは予想していなかった。例えば首都圏の大地震や南海トラフによる大地震などがかなり高い確率でその発生を警告している。そのような自然現象による大災害が実際に発生した場合に、今回の前橋地裁の判決の考え方によれば､「予見されていたのに十分な対策をとっていなかった」となり、大地震やそれに伴う津波による死傷者や避難者が出たすべての自治体の首長や国土交通大臣は有罪となってしまう。これでは、怖くてだれも自治体の首長や大臣に就任できなくなってしまう。それでは、自然災害による原発事故をどう防ぐかという問いに対しては､「技術者倫理」の徹底であると思う。以下、その要因や日米の原子力規制の比較から、考察する。

2. 1F 事故の要因

過酷事故の拡大を防ぎ、事故の影響緩和に積極的に取り組むこと、それらのために必要な方策を準備することを過酷事故対応緩和措置（AM: Accident management）と呼ぶ。**表** 1 に示すように TMI-2 事故を契機とした基準等の見直しがなされたが、我が国では電気事業法の精神､「物が健全であれば安全である」という構造強度偏重の考え方が根強く、機能評価やシビアアクシデントの解析には進まなかった。

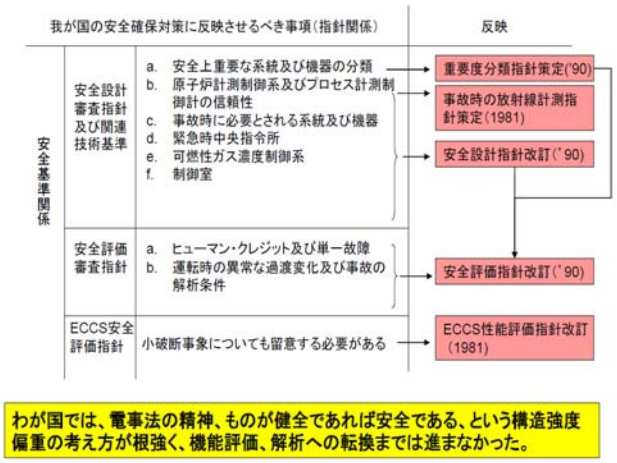
TMI-2 事故やチェルノブイリ原発 4 号機の事故を契機にシビアアクシデント対策としてのアクシデントマネージメント（AM）や確率論的リスク評価(PRA)導入についての検討がなされたが、安全審査で安全とされた原子力発電所にあっては、事業者の自主的取り組みにしかならなかった。その後、東電問題と呼ばれるシュラウドや配管の SCC による亀裂進展などから新たな保全プログラムによる QMS が取り入れられたが､品質保証の考え方による細部までの詳細な検査記録の作成が求められ､4 階建てのビルの高さに相当するような書類の作成とそのチェックが求められるようになった（**図** 1)。科学技術の知見に基づく合理的な検査を目的とする新検査制度により改善することになったが、品質保証制度による書類重視の制度はそのまま残っており、本質的な安全のための抜本的な改善や新しい知見を速やかに安全規制に取り込むことができなかった。

*Tadashi Narabayashi[1]、

[1]Hokkaido Univ.,

図 2 は平成 19 年度の原子力安全基盤機構（JNES）の報告書である。平成 19 年度の段階で、福島第一原発のような津波に起因する炉心損傷のリスクや早期の電源復旧の必要性を指摘している。

表 1　TMI-2 事故以降の指針類の改訂



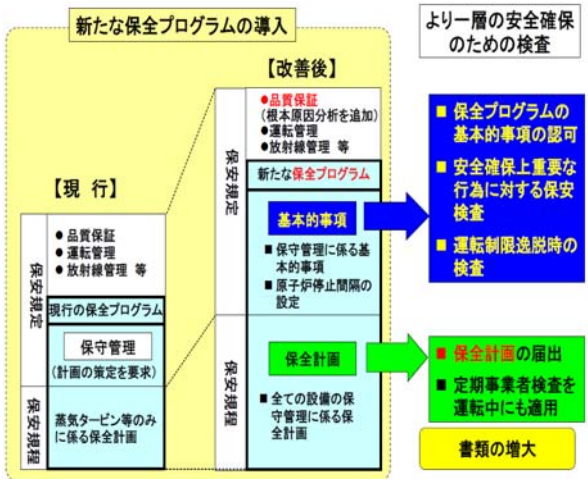


図 1　QMS 導入に伴う審査書類の増大

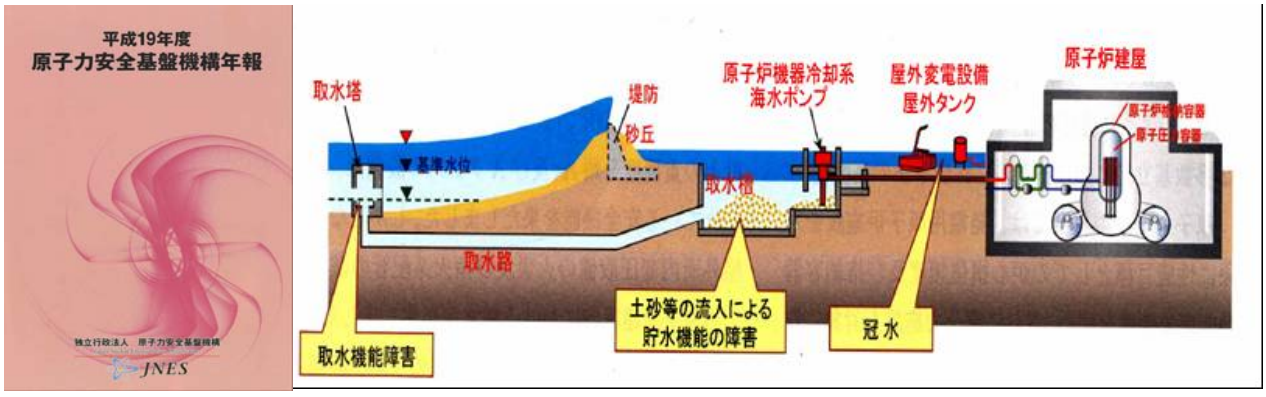


図 2 「地震 PSA の適用手順の整備と津波・地震起因火災 PSA 手法の高度化」（平成 19 年度 JNES 年報）

なぜ、原子力安全保安院から速やかに安全規制として全国の発電所の津波耐対策の指示が出なかったのか？なぜ、電力事業者が自主的取り組みとして屋外の変電設備や海水冷却系の電気品や非常用ディーゼル発電機の浸水対策に取り組まなかったのか？　事業者の反省とともに、規制側の及び腰も反省事項と思う。原子力関係者全てが反省し、今後の緊張感を持った原子力の安全性確保に邁進すべきと思う。反対派の起こした訴訟を気にしていて、原子力発電所の技術的な問題点に対して、それを改善するために、適切かつ毅然とした規制を行えない状況となっていた。言わば「規制が反対派の虜」になっていたのである。

3.我が国の規制の問題点

我が国の検査制度も、欧米の検査を目指してきたが、検査の重点化や保全の最適化が進んでおらず、全ての設備や機器を網羅的に検査しているのが現状である。これは、実務運用上に保全や検査に膨大な人的資源（リソース）を必要とし、安全上重要な箇所の保全検査活動が手薄になってしまう問題がある。網羅主義に陥ると、例えば津波のような、潜在的に非常にリスクが高い事象を見落とすことになる。福島第一原子力発電所は、そのような網羅主義、書類検査偏重主義によって防げなかったと言っても過言ではない。事業者は、単調な分解点検をして膨大な書類を作成していき、その書類を規制に提出し、規制は、その書類の誤字脱字検査から開始する（誤字脱字は報告書の品質が悪い（QMS 上の考え方）といような規制が行われていた。駐在検査官自身も、「このように毎日、誤字脱字も含めて入念に書類を検査しているが、このような繰り返しで、原子力発電所の安全性が高まるとはとても思えない。」と機械学会の訪問調査の質問に回答していた。

一方、NRC は、検査を安全上重要なものに限定することで、4000 人の職員で任務が遂行できているとし、全ての系統機器の検査をしたら、職員はこの 10 倍の 4 万人が必要であると言っている。

旧原子力安全・保安院時代に、保安規定に QMS が取り入れられ、それが規制の厳しさを示すためのツールとなったため、事業者の保安活動が硬直化し、膨大な資料作成と審査が実施されてきた。規制当局、事業者とも膨大な労力と時間を費やし、疲弊することとなった。

プラント運転実績（事業者保安活動の結果）の総合評価による規制、いわゆるパフォーマンス規制とインセンティブ制度の導入により、検査の実効性を向上させようとしたが、効果が出る前に震災が発生し、中断。効果の検証ができなかった。結果として、欧米からは、日本の検査制度の後進性の指摘（安全文化の後進国）を受けることとなった。

4.米国 NRC の規制の変遷

世界の規制当局と電力が、緊張感を持った協調体制を確立している。特にアメリカの規制は 2000 年の ROP 採用で、SALP という些細なことも指摘をして罰金を取るような北風規制から太陽規制（ROP）に大転換した。**表 3** に米国の規制制度の用語を、**表 4** に米 NRC の規制の変遷を、**表 5** に米 NRC の規制のスタンスを示す。

表 3　米国の規制制度の用語

- SALP(Systematic Assessment of Licensee Performance)プログラム実施(1980年から約20年)
- NEI(Nuclear Energy Institute;原子力エネルギー協会)からNRCの検査制度に対する批判、改善提案
- NRCの制度改善努力
- OIG(Office of Inspector General;NRCに対する監査組織)の調整
- ROP(Reactor Oversight Process)全発電所に施行(2000年4月)

↓

海外の制度を「自らの姿を見る鏡」として、我が国が引き続き学ぶべきこと

○プラントパフォーマンスの論理的な安全評価
○規制者と事業者の円滑なコミュニケーションと不断の改善の姿勢
○検査の質の一層の向上

表 4　米国の規制制度の変遷

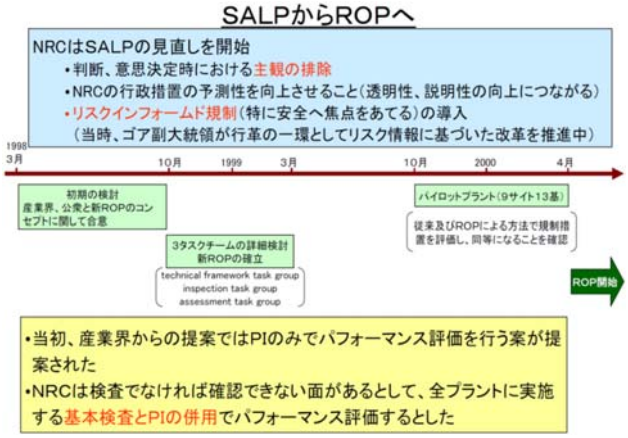


表 5　米 NRC の規制のスタンス

(1)アメリカNRCは15年前の北風から太陽政策に変身
SALP：違反があれば、すぐに罰金を徴収
ROP：原子力発電所で良い運転成績のプラントは、Basic Line（年間1800時間）検査のみ。
電力をまず信頼して、情報交換を促進する。
(2)NRCは、事業者の自主性を引き出す規制の姿勢
(3)アメリカの電力会社は、NRCを信頼し、人事、経営情報以外の発電所に関する全ての情報をNRCに提供。
(4)電力は経営上、原子力の安全運転が第一を基本、科学的な合理性を追求している。
(5)電力は、CBM(状態監視保全)及びOLM(運転中保全)の採用による科学的・合理的な保全方式・周期を選択。

Dr. Nils Diaz 元 NRC の委員長は、ROP 導入に当たり、「規制当局（NRC）は、国民の健康を放射線障害から守ることが責務。その為 NRC は電力の安全運転を監督する。」と宣言した。一方、NEI の元会長の Dr. Joe Colvin 氏は、「電力会社は、電力の安定供給及び利益確保が社会的責務であり、その為原子力の安全運転が重要。NRC も電力も安全運転は最重要であり、従来のように喧嘩する必要はなく協調すべきである。」とした。ここから米国の規制と事業者の安全への取り組みは飛躍的な進化を遂げ、設備利用率は 90%台に向上した。我が国の原子力発電所の近年の設備利用率は先進国のなかで最低であり、東日本大震災後は更に、0~5%台になってしまった。東日本大震災前でも、米国では、OLM（運転中保全(On Line Maintenance）と CBM（状態監視保全）を徹底している。その結果、燃料交換時の保全は 20%、運転中の保全は 80%に達している。

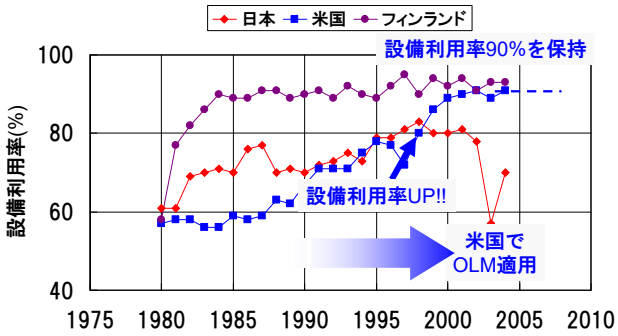


図 3　日米欧の保全の適正化と設備利用率の改善

表 6　米国の規制制度の変遷

◆震災前の我国の実態(稼働率平均70%)
・運転サイクル長さ：約13ヶ月
・定検期間：2～3ヶ月程度（1年以上の場合も多い）
・停止時定検作業が多い。機器の分解点検が主体。
・規制当局が関与する検査が多い。
・運転中保全等の保全適正化が進んでいない（次頁）

◆米国の実態（近年、稼働率90%以上）
・運転サイクル長さ：通常約18ヶ月（24ヶ月まで可）
・定検期間：1ヶ月程度が多い
・リスク情報を活用した、徹底した保全最適化が進んでいる（特に運転中保全、CBM等による予防保全最適化）
・特段の事がない限り、規制当局が停止時及び運転中の事業者活動（運転保守や運転再開等）に影響を与えることはない。
・米国の停止時検査とOLMの比率は2:8、日本は逆

日本は逆の 80%対 20%である（**表 5**）。2000 年 4 月から NRC は、原子力発電所のパフォーマンス評価のために実施してきた複数の従来のプログラムを統合し、パフォーマンス指標（PI: Performance indicators）及び検査の知見から規制対応を判断する包括的な原子炉監督プロセス（ROP: Reactor Oversight Process）を開始した（**表 6**）。**図 4** に米国 ROP の概要と 7 つの分野を示す。この 7 つの分野はコーナーストーン（CS：礎石）を示す。監視や検査の結果、事業者のパフォーマンスの低下が確認された場合、その重要度に応じ、追加検査、確認措置文書（Confirmatory Action Letter）の発行などの措置をとる。NRC は、事業者の安全文化醸成の取組を安全規制の対象として扱えるよう ROP における 3 つの横断的要素を取り込んだ。すなわち、①人的能力向上、②問題の発見と解決する仕組み（CAP）、③安全第一である。また、NRC は**表 7** に示す SDP（Significance Determination Process）と呼ばれる潜在的な危険性を見抜く能力開発を検査官に対して実施している。特に、安全またはセキュリティ上の重要度を、リスク（⊿CDF:炉心損傷確率の変化量）を評価し、そのリスクを防止または許容できる範囲に低下させていくことが進められている。

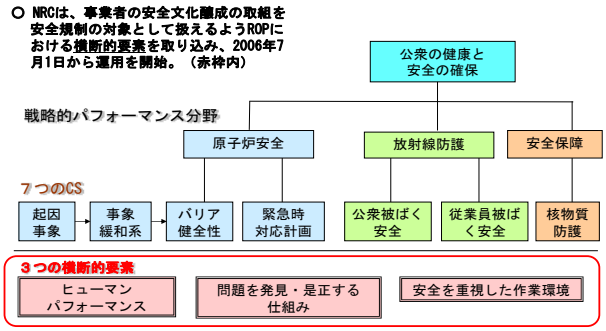


図 4　ROP における 7 つの CS と横断的要素

表 7　SDP（重要度評価プロセス）

- 起因事象
- 緩和系
- バリア健全性

に係るSDPの評価基準（基本的な基準）

SDP区分	定性的評価基準	定量的評価基準	
		炉心損傷頻度変化量 ⊿CDF	大規模早期放出頻度 ⊿LERF
赤（安全又はセキュリティ上の高い重要度）	事業者のパフォーマンスについて、供用できない安全裕度の低下を示している。なお、公衆の健康と安全に対する過度なリスクから防止する安全裕度は依然として存在している。	⊿CDF＞10^{-4}	＞10^{-5}
黄（安全又はセキュリティ上の相当な重要度）	事業者のパフォーマンスについて、安全裕度の重要な低下を伴っているが、許容できる範囲であることを示している。	10^{-4}≧⊿CDF＞10^{-5}	10^{-5}≧⊿LERF＞10^{-6}
白（安全又はセキュリティ上低～中程度の重要度）	事業者のパフォーマンスについて、許容範囲内であり、安全裕度の最小限の低下を伴っている。	10^{-5}≧⊿CDF＞10^{-6}	10^{-6}≧⊿LERF＞10^{-7}
緑（安全又はセキュリティ上最も低い重要度）	事業者のパフォーマンスについて、許容可能であり、かつリスク及びその保護上コーナーストーンの目的を完全に満たしている。	10^{-6}≧⊿CDF	10^{-7}≧⊿LERF

- 防災、従業員被ばく、公衆被ばく、物理的防護、火災防護、運転員資格再認証の性能などについてはSDP評価フロー図等により評価。

原子力規制検査により保安活動の状況を確認・指摘することを通じて、原子力事業者等の様々な取り組みが、実際に安全を保つことに結実し、さらによい取り組みが促されるという、継続的な安全の向上をもたらす流れが実現され、必要十分な保全に繋げることが重要である。

5. 1F 事故の教訓

福島第一原子力発電所では、構造強度偏重の規制が行われ、分解点検で、き裂や減肉の有無などが品質マネージメントシステム（QMS）の膨大な書類づくりと共に重点的に実施された。しかし、津波による海水の浸水だけで、工学的安全施設の多くの系統が機能喪失した。ここで原子炉を減圧して SA 機器で炉心へ注水すべきであったが、十分な訓練を積んでいなかったため、弁の開閉動作に手間取り、非常用復水器（IC）の作動復旧やベントによる格納容器の減圧と炉心注水が間に合わず、炉心が空だきになって過酷事故に進展してしまった。

3 号機は、復水器へ排水するメカニカルシール注水の弁が閉じられず、炉心にほとんど注水されない状態が続いた。2 号機はベント弁の空気喪失で弁が開かず、格納容器の内圧が高いまま、空だきの炉心に海水を注入したために、水蒸気と水素を多量に発生して格納容器が損傷し、放射性物質を近隣の町や村に飛散させることになってしまった。

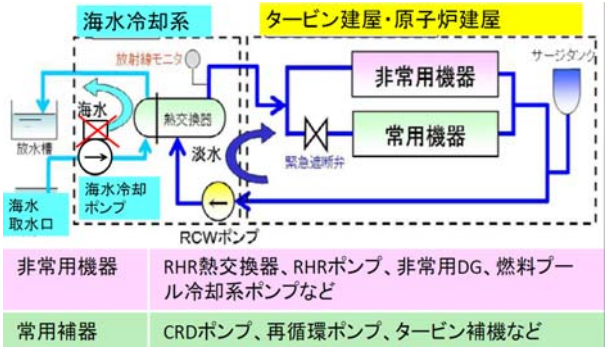


図 5　補機冷却系の冷却水や空気、DC 電源の重要性

図 5 は、補機冷却系によって冷却されている非常用機器（第 3 層）と常用機器（第 1 層）を示す。非常用 DG や ECCS や RHR のポンプの軸受けの冷却など、ヒートシンクを絶たれると東日本大震災時の福島第２原子力発電所のように、格納容器からの除熱ができなくなり、原災法第 15 条通報に至った教訓もあり、補器冷却系や RHR 系のメンテナンスのタイミングはプラントのリスクを高めないように行うことが重要である。定格運転中は、巨大なヒートシンクである復水器が作動しており、プラントの冷却はしっかり確

保されている。つまり、第 4 層の SA 機器を安全重要度のクラス 1、クラス 2 で分類して、定期検査時（今後は原子炉停止時）に第 3 層と同じ分類で　点検することは、安全重要度の共倒れを引き起こすことになりかねない。プラント全体のリスクを考えれば、非常用炉心冷却系などの工学的安全系の点検中に図 6 に示す SA 機器を横付けしてメンテナンスすべきである。従って、第 4 層では、各種の事象を想定して、SA 機器を使いこなして過酷事故の防止または緩和操作ができるように習熟訓練すべきで、人的なマネージメントを含めて訓練し、巡視によりその効果を確認することが必要である。事業者は消防車のエンジンの分解点検よりも、エンジンの整備状態やエンジンを始動してしっかり作動状態になることを確認し、規制側は人的な操作の習熟も含めてパフォーマンスを検査すべきである。

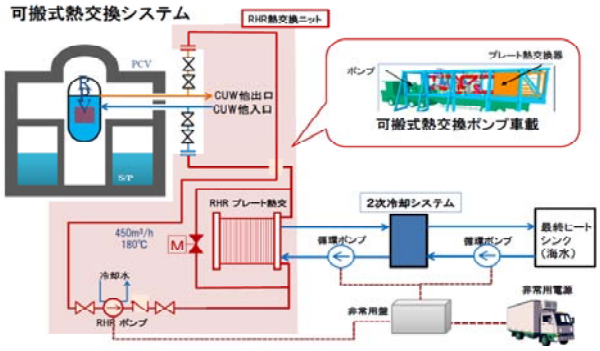


図 6　移動冷却車によるヒートシンク回復

6. IAEA の総合規制評価サービスの指摘

IAEA の 2015 年に実施された総合規制評価サービス（IRRS）では、要約すると以下の指摘がなされた。

①原子力規制委員会は、その人的資源、マネジメントシステム、及び特にその組織文化において、初期段階にある。この問題は、1F 事故を受けた新しい規制の策定、及び新しい安全基準に従った原子力発電所の申請審査に伴う負担の大きい作業量と併せて、原子力規制委員会にとって大きい課題となっている。

②原子力規制委員会がその法定義務を効率的にかつ一貫性を持って履行し、また、その資源を安全の程度に相応して配分することを確実なものとするために、IRRS チームは、原子力規制委員会は分野横断的なコアプロセスを実施し、年間活動の立案に際して利害関係者からの情報収集を強化し、そのパフォーマンスを測定し、組織構造の有効性を評価するためのツールを開発すべきであると勧告した。

③マネジメントシステムの文書化には、220 の運用要領が含まれる。マネジメントシステムの説明、組織構造、職能的責任と説明責任、及び原子力規制委員会のプロセスの説明を記載した要領はまだ作成されていない。業務マニュアル作成要領には、マニュアル作成方法の詳細が含まれている。

④運用マニュアルの全体のうち約 40%はまだ作成中である。原子力規制委員会が実施する全活動を網羅するために必要とされる運用要領の分析が行われていないため、運用要領のリストがまだ完全に仕上がっていないと考えられる。IRRS チームは、原子力規制委員会の組織変更管理プロセス、安全文化を促進、醸成及び評価するための活動の実施に関するプロセス、記録管理に関するプロセス、マネジメントシステムのレビューを実施するプロセス、利害関係者からの期待事項の収集と対処に関するプロセスを含め、一部のプロセスが前述のリストから欠落している点を確認した。

⑤勧告：原子力規制委員会は、所掌業務を遂行するために必要なすべての規制及び支援プロセスに対する統合マネジメントシステムを構築し、文書化し、完全に実施すべきである。マネジメントシステムには等級別扱いを一貫して適用し、文書・製品・記録の管理、及び変更管理などの組織共通のプロセスを組織内すべてに展開すべきである。改善の機会を特定するために、包括的な方法で原子力規制委員会マネジメントシステムの有効性を監視及び測定するようにすべきである。

7. 結言

以上に述べたとおり、1F 事故の要因は、書類偏重規制に代表されるように、日米の規制のスタンスの差に起因していると考えられる。欧米では、リスク評価により原発の弱点を抽出し、リスクの大きなものから重点的に対策を取るような規制が行われている。PRA は人間が気づき、それを PRA モデルに組み込んでいないとその事象に対するリスクが評価できない。そのためには、日常業務のなかで、「原発の危ない探し」をし、それを職場で討論し、改善提案をする。上司は、それを受けて必要なアクションをする。これは規制も事業者も同じである。これを促すのは各自の心に刻み込んだ「技術者倫理」であり、「安全文化の実践」である。原子力学会の倫理委員会が、これを広く会員に呼びかけなければならない。

2017年秋の大会

倫理委員会セッション

災害に備えるために必要となる原子力関係者の倫理

Ethics of nuclear power stakeholders necessary to prepare for disasters

（3）原子力安全に求められる倫理

(3) Nuclear safety measures from the view point of ethics

*大場恭子[1]

[1]日本原子力研究開発機構

1. はじめに

倫理委員会では，東京電力福島第一原子力発電所事故（以下，「1F 事故」）以降，この事故を倫理の視点でみた時にどのような問題があるのか。倫理規程に合致していない行動はなにか。倫理規程に足りなかった事項はなにか。事故が起きた現実を踏まえ，原子力学会会員は何を考え，どのような倫理を持つべきなのか等の議論を行い，2014 年に日本原子力学会倫理規程[1]（以下「倫理規程」）を改定した。また，その改定作業と並行しつつ，改定作業終了後も継続的に，春の年会，秋の大会や倫理研究会に，関係者を招聘し，さまざまな角度から 1F 事故，事故時の対応，事故後の対応を倫理的視点で捉えた，あるいは捉えるための参考となるご講演を行っていただいてきた。

倫理委員会の活動の軸には，常に倫理規程があり，たとえば「さまざまな会員の活動を倫理規程に照らし合わせた場合にどのような改善検討が望まれるか」といったことを検討している。本発表では，その議論の中から規制に関する議論を紹介するとともに，原子力安全に求められる倫理の実現として，倫理規程のさらなる活用について提案する。

2. 1F 事故と倫理規程

1F 事故の反省を踏まえ，委員会では，原子力安全に求められる倫理について，さまざまな角度から議論を行い，その成果のひとつとして倫理規程を改定した。事故後初の改定となった倫理規程 2014 年版では，それ以前の最新版であった 2009 年版から，主に以下の条項を追加等する変更している。

- 憲章 1：「行動の原理」として，広い視野からみた会員の責務を述べた
- 憲章 7：組織文化については，「5-7 組織の文化」として行動の手引で触れるのみであったが，憲章の条文とし，さらに行動の手引 7-1～7-6 を追加した
- 行動の手引 2-8：「経済性優先への戒め」，「効率優先への戒め」と並べて，「規制適合が目的化することへの戒め」を追加した
- 行動の手引 3-1：以前から「新知識の取得」という項目はあったが，関係するさまざまな情報を的確に取得し，判断することを明確にするため，同条項はそのままに，さらに「最新知見の追求と自らの判断」を追加した
- 行動の手引 5-5：事故からの学びを貪欲に行うために「経験からの学習と技術の継承」の条項を充実させ，良好事例についての研究の必要性についても追求した
- 行動の手引 5-9：事故当事国の責任として世界の原子力技術とその安全性の向上への貢献を行うため「国際社会への貢献」を追加した
- 行動の手引 6-1：原子力が総合科学技術であり，それぞれの専門分野が細分化する中，隙間ができないよう注意喚起として「学際的な取り組みの必要性」を追加した

3. 新規制基準と倫理規程

1F 事故後，原子力施設の稼働に最低限必要な安全の確保と確認の条件を示すものは，原子力規制委員会による「規制基準」である。この規制基準，あるいは規制基準に基づいて行われている規制は，2.で示した

倫理規程 2014 年版において追加された項目，特に最新知見，学際的な取り組み，俯瞰的な視点等への重視がなされていると評価できる。

一方，最新知見，学際的な取り組み，俯瞰的な視点は，いずれもが，時に過去の評価を変更させる，あるいは幅を持たせる可能性が高いものであると同時に，それら自身も当然に不確定要素を持っている。そのため，重要と考える単語を並べて示すことは簡単であるが，それらを「適切に」規制に反映させる制度の設計は大変に難しい。そのため，より高い安全を求め続けるのであれば，現状の制度が適切であるのかを常に検討するしくみを作り，時には結果として改悪となってしまうことも恐れず，継続的に改善を目的とした変更を実施することが必要であろう。

さらに，規制基準および倫理規程は，いずれもが原子力安全の実現を目指したものである。安全は，国際基本安全規格（ISO/IEC GUIDE 51:2014）において，「許容できないリスクがないこと(freedom from risk which is not tolerable risk)」と定義されているように，その技術を専門とする組織，あるいは科学的知見だけで検討すればよいものではない。すなわち，目指すべき原子力安全についても，関係組織による社会との対話は不可欠である。社会との対話の制度設計もまた大変に難しいが，対話をしようとする主体が，常にその制度設計についても貪欲に取り組む必要がある。

4. より高い原子力安全の実現を目指すにおける倫理規程の役割

1999 年～2001 年まで倫理規定制定に尽力した倫理規定制定委員会は，条文一つ一つについて徹底した議論を行った結果としてまとめた倫理規程について，その行動の手引で「見直すことを約束する」とし，実際に規程制定後に設置された倫理委員会の任務の 1 番目には，倫理規程の見直しを含めた事項が挙げられている[2]，[3]。

より高い原子力安全を目指す中，目標とすべき安全について，それを実現する体制，制度等，見直しは必要である。倫理規程は，倫理規程制定委員会が述べている通り，それ自身が見直される必要のあるものだが，同時に，体制や制度をはじめとする安全を実現するために必要なさまざまについて，現状を客観的に捉え，見直すべきポイントを把握するツールでもある。今回は規制を例として取り上げたが，個人および組織において，倫理規程が自らの改善を検討するためのツールとして利用できることを理解いただき，倫理規程を活用した，より高い原子力安全の実現を期待したい。

参考文献

[1] 日本原子力学会，日本原子力学会倫理規程（2014），http://www.aesj.net/about_us/action_rule_of_aesj

[2] 日本原子力学会倫理規定制定委員会，原子力学会倫理規程の制定にあたって，日本原子力学会誌，Vol.43, No8(2001)

[3] 日本原子力学会倫理委員会規程，http://www.aesj.or.jp/ethics/document/pdf/kitei/kitei01.pdf

*Kyoko Oba[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：304-1 Thermal Hydraulics, Energy Conversion, Energy Transfer, Energy Storage

Thu. Sep 14, 2017 2:45 PM - 4:05 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 5:45 AM - 7:05 AM UTC | Room E B32 - B3 Block

[2E10-14] Thermal Hydraulics in Fast Reactor 1

Chair:Yoshihisa Nishi (CRIEPI)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[2E10] Thermal-hydraulic numerical evaluation for thermal striping of sodium-cooled fast reactor

Study on applicability of temperature fluctuation intensity estimation method to triple parallel jets sodium test

*Masaaki Okano[1], Hiroyuki Sakamoto[2], Tomoaki Ogata[2], Hironori Nakamura[3], Kazuhiro Oyama[3], Osamu Watanabe[3], Masaaki Tanaka[4], Hiroyuki Ohshima[4] (1. MHI, 2. MHI NSE, 3. MFBR, 4. JAEA)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[2E11] Study on Gas Entrainment in Sodium Cooled Fast Reactors, 11;

Applicability of Vortex Model Based Evaluation on Vortex Type Gas Entrainment

*Toshiki Ezure[1], Kei Ito[2], Yuri Kameyama[3], Masaaki Tanaka[1], Akikazu Kurihara[1], Hiroyuki Ohshima[1] (1. JAEA, 2. Kyoto Univ., 3. NDD Corp.)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[2E12] A Study on Cooling Process of Decay Heat Removal Systems in a Reactor Vessel of Sodium-cooled fast Reactor by Scaled Water Experiments

Flow Visualization Experiments Simulating Operation of Decay Heat Removal Systems under a Severe Accident

*Ayako Ono[1], Akikazu Kurihara[1], Masaaki Tanaka[1], Hiroyuki Ohshima[1], Yasuhiro Miyake[2], Masami Ito[4], Shigeru Nakane[3] (1. JAEA, 2. NDD, 3. NESI, 4. ASCEND)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[2E13] Study on splashing phenomenon of liquid jet collision

*Yi Zhan[1], Naoki Oya[1], Koji Enoki[1], Tomio Okawa[1], Mitsuhiro Aoyagi[2], Shuji Ohno[2], Takashi Takata[2] (1. UEC Univ., 2. JAEA)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[2E14] Study on coolant behavior in damaged core of sodium-cooled fast reactor

(1)Measurement of gas-liquid two-phase flow in a simulated debris bed

*Daisuke Ito[1], Milka Rivera Nava[1], Kei Ito[1], Yasushi Saito[1], Mitsuhiro Aoyagi[2], Kenichi Matsuba[2], Kenji Kamiyama[2] (1. KURRI, 2. JAEA)

4:00 PM - 4:05 PM JST | 7:00 AM - 7:05 AM UTC

Time reserved for Chair

ナトリウム冷却高速炉のサーマルストライピングに係る熱流動解析評価
－平行三噴流ナトリウム試験を対象とした温度乱れ強さ評価手法の適用性検討－

Thermal-hydraulic numerical evaluation for thermal striping of sodium-cooled fast reactor

-Study on applicability of temperature fluctuation intensity estimation method to triple parallel jets sodium test-

*岡野 匡哲[1]，坂本 裕之[2]，緒方 智明[2]，中村 博紀[3]，大山 一弘[3]，渡辺 収[3]，田中 正暁[4]，大島 宏之[4]

[1]三菱重工業，[2]MHI NS エンジ，[3]三菱 FBR システムズ，[4]日本原子力研究開発機構

勾配拡散近似に基づく流体温度乱れ強さの輸送方程式を商用 CFD コードに組み込み、平行三噴流ナトリウム試験を対象に本評価手法の適用性を検討した。

キーワード：高速炉、サーマルストライピング、温度乱れ強さ、CFD 解析

1. 緒言

高速炉の炉心出口部では、燃料集合体出口と制御棒集合体出口から流出する温度の異なる流体の混合により生じる温度変動が構造物に伝達し、高サイクル熱疲労を引き起こすサーマルストライピングが懸念されている。これまで、勾配拡散近似に基づく流体温度乱れ強さの輸送方程式に対して局所平衡（生成と散逸の釣り合い）を仮定して温度乱れ強さを簡易的に評価し、炉心出口の構造形状の検討を行ってきた。本研究では上記仮定をせずに同輸送方程式を解くことで予測精度の向上を図った。具体的には、商用 CFD コード（STAR-CCM+）に同輸送方程式を組み込み、平行三噴流ナトリウム試験[1]を対象とした解析を行い、本評価手法の適用性を検討した。

2. 流体温度乱れ強さ評価手法

温度乱れ強さの二乗時間平均$\overline{T'^2}$に関する輸送方程式[2]を以下に示す。

$$\frac{\partial \overline{T'^2}}{\partial t}+\overline{u_j}\frac{\partial \overline{T'^2}}{\partial x_j}=2\alpha_t\left(\frac{\partial \overline{T}}{\partial x_j}\right)^2-\frac{C_\mu k\overline{T'^2}}{\nu_t R}+\frac{\partial}{\partial x_j}\left\{\left(\frac{\alpha_t}{\sigma_h}\right)\frac{\partial \overline{T'^2}}{\partial x_j}\right\}+\alpha\frac{\partial^2 \overline{T'^2}}{\partial x_j^2} \quad (1)$$

$\overline{T'^2}$：温度乱れ強さの二乗時間平均、$\overline{T}$：時間平均温度、C_μ：Realizable $k-\epsilon$ のモデル定数、R：速度場と温度場の拡散に関する時間スケール比、σ_h：モデル定数、k：乱流エネルギー、ν_t：乱流粘性係数、α：温度拡散係数、α_t：温度の渦拡散係数

コード内では、タイムステップ毎に計算される流速、温度及び乱流量の瞬時値が式(1)に代入され、温度乱れ強さが計算される。乱流モデルには Realizable $k-\epsilon$を適用した。

3. 解析条件

平行三噴流ナトリウム試験体における奥行方向中央の領域（厚さ 20mm）を解析範囲とした（図 1）。3 箇所の入口ノズル上流を入口境界とし、中央を 312℃（Tc）、左右を 332℃、両者の流量比（低温側基準）を約 5.6 とした。

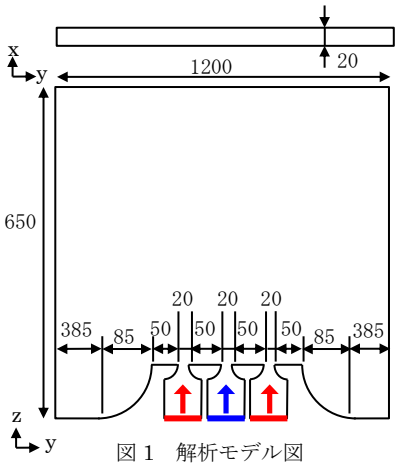


図 1　解析モデル図

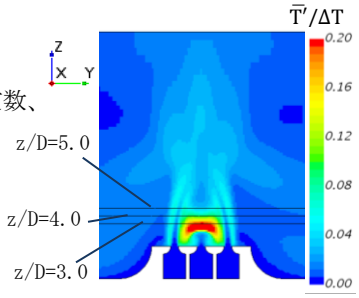


図 2　温度乱れ強さ分布

4. 解析結果

左右の入口ノズルから流入する高温噴流は、上方で合流し一部は下降する。中央のノズルから流入する低温噴流は上昇し、両者が衝突し混合するため、図 2 に示すように低温側入口ノズル上方の z/D=3（入口ノズルスリット幅 D=20mm）付近で温度乱れ強さが最大となる。図 3 に示すように、z/D=3 における温度乱れ強さ分布は試験結果と良い一致を示し、同試験条件での流体混合現象に対する本評価手法の適用性を確認した。

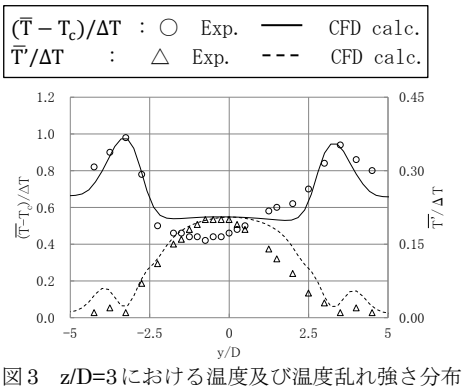


図 3　z/D=3 における温度及び温度乱れ強さ分布

謝辞　本報告は経済産業省からの受託事業である「高速炉国際協力等技術開発」の一環として実施した成果を含む。

参考文献

[1] M.Tanaka et al., “Fundamental Validation of Fluid-Structure Thermal Interaction Simulation Code for Thermal Striping in Sodium-Cooled Fast Reactors with Parallel Triple Jets Mixing Experiments”, CFD4NRS-6, 2017.

[2] P.Jones, “Research at the Berkely Nuclear Laboratories on the Modelling of Thermal Stress Boundary Conditions in an LMFBR”, 4th IAHR Mtg. on Liquid Metal Thermal Hydraulics, 1984.

*Masaaki Okano[1], Hiroyuki Sakamoto[2], Tomoaki Ogata[2], Hironori Nakamura[3], Kazuhiro Oyama[3], Osamu Watanabe[3], Masaaki Tanaka[4] and Hiroyuki Ohshima[4]

[1]Mitsubishi Heavy Industries, [2]MHI NSE, [3]Mitsubishi FBR Systems, [4]Japan Atomic Energy Agency

ナトリウム冷却高速炉のガス巻込みに関する研究 11;
せん断流れ体系でのガス巻込みに対する渦モデル評価の適用検討

Study on gas entrainment in sodium cooled fast reactors 11;
Applicability of vortex model based evaluation on vortex type gas entrainment under shearing flow geometry

*江連俊樹[1]、伊藤啓[2]、亀山祐理[3]、田中正暁[1]、栗原成計[1]、大島宏之[1]
[1]原子力機構、[2]京大、[3]NDD

ナトリウム冷却高速炉におけるガス巻込み評価手法確立の一環として、せん断流れ体系で発生するくぼみ渦型のガス巻込みを対象に、試験で得られた速度分布とガスコア形状を元に、渦モデルに基づくガス巻込み評価法の適用性を検討した結果、妥当なくぼみ量評価が可能であることを明らかにした。

キーワード：ガス巻込み、渦モデル、PIV、ナトリウム冷却高速炉

1. 緒言　原子力機構では、ナトリウム冷却高速炉におけるガス巻込み評価に向け、渦モデルに基づく評価手法の構築を進めている[1]。本研究では、評価手法の適用性確認を目的として、せん断流れ体系[2]にて発生するくぼみ渦型のガス巻込みを対象に、粒子画像流速計測(PIV)と可視化計測を実施し、くぼみ渦周囲の速度分布およびくぼみ深さの同時計測を実施した。試験で得られた速度分布に対して渦モデルに基づくガス巻込み評価（くぼみ量評価）を適用し、実測によるくぼみ量との比較を行った。

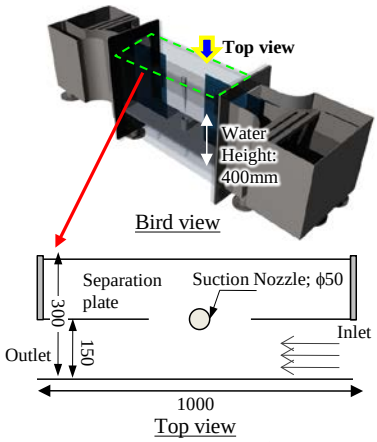


図 1 試験体

2. 試験体系・試験　図 1 に試験装置の概略を示す。試験部は長さ 1.0m、幅 0.30m、深さ 0.55m の矩形の開水路である。作動流体（水）は、試験部の一方の側面から流入し、試験部中央に設けられた高さ 0.10m,半径 0.05m の吸込み管、および反対側の側面から流出する。試験部は、中央の吸込み管周辺(0.38m)を除き、流れ方向に仕切り板によって 2 分割されている。くぼみ渦は、仕切り板で分割されない吸込み管周辺上部に発生する。本体系において、液位、出口側流路および吸込み管平均流速を試験パラメータとして変化させ、渦周囲の速度分布と渦形状を同時計測した。

3. 試験結果　図 2 に、液位 0.40m、出口側流路平均流速 0.30m/s、吸込み管平均流速 1.4m/s の条件における、評価結果の一例（0.5 秒の移動平均）を示す。ここで、L_eは、ガスコア長の実験値、Γ_∞は速度分布から算出した循環の径方向最大値である。ガスコア長の成長につれ、Γ_∞も増加する様子が確認できる。次に、伊藤らの評価方法[3]により、ガスコア長の評価値 L_mを以下の通り計算した。

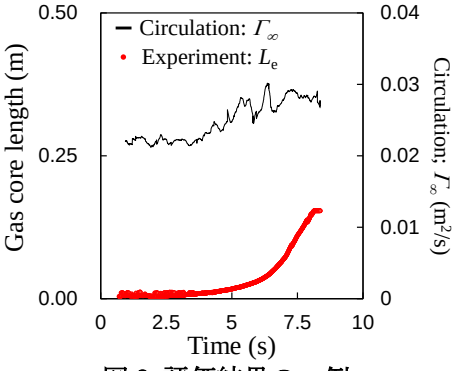


図 2 評価結果の一例

$$L_m = \frac{\ln 2}{16 g \pi^2} \frac{\alpha \Gamma_\infty^2}{\nu + \nu_t} \qquad (1)$$

ここで、νは動粘性係数、g は重力加速度である。αは鉛直方向流速勾配であり、大島らの方法により[1]計算した。また、ν_tは乱流渦粘性係数であり伊藤らの方法[3]により与えた。式(1)による L_m の最大値は 0.36m であり、図 2 の L_eと比較して保守側の評価ではあるが妥当なくぼみ量評価が可能とわかった。なお、結果の保守性については、計測のノイズ等の影響があると考えられるが、今後詳細を検討予定である。

4. 結言　せん断流れ体系で発生するくぼみ渦型のガス巻込みを対象に、試験で得られた速度分布とガスコア形状を元に、渦モデルに基づくガス巻込み評価法の適用性を検討した。その結果、渦モデルに基づく減圧量評価により、保守側の評価ではあるが妥当なくぼみ量評価が可能であることがわかった。

参考文献 [1]大島ら，原子力学会和文誌, Vol.11, No.4, (2012), p.329-339.　[2]江連ら, 2009 秋の大会,C49
[3] K. Ito, et. al., Journal of Power and Energy System, Vol. 6, (2012), pp. 151-164.

*Toshiki Ezure[1], Kei Ito[2], Yuri Kameyama[3], Msaaki Tanaka[1], Akikazu Kurihara[1], Hiroyuki Ohshima[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Kyoto University, [3]NDD Corporation

縮尺水流動試験による高速炉の炉容器内自然対流崩壊熱除熱特性の把握
シビアアクシデント時における炉内冷却器の起動を模擬した流動可視化試験

Study on Cooling Process of Decay Heat Removal Systems
in a Reactor Vessel of Sodium-cooled fast Reactor by Scaled Water Experiments
Flow Visualization Experiments Simulating Operation of Decay Heat Removal Systems
under a Severe Accident

*小野　綾子[1]，栗原　成計[1]，田中　正暁[1]，大島　宏之[1]，
三宅　康洋[2]，伊藤　真美[3]，中根　茂[4]
[1]原子力機構，[2]NDD，[3]アセンド，[4]NESI

ナトリウム冷却高速炉の炉容器を模擬した縮尺水流動試験装置における可視化試験により、炉容器内浸漬型熱交換器からの低温流体挙動および炉心部や炉内の各所に配置した発熱体の冷却過程を調べた。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，シビアアクシデント，崩壊熱除去，水流動試験

1. 緒言　ナトリウム冷却高速炉の安全性強化に向けた炉内冷却機器の設計と運用の最適化に資するため、シビアアクシデント時を含む炉容器内の熱流動特性および崩壊熱除熱特性を把握する縮尺水流動試験を実施した。本報では、蛍光染料を用いた可視化試験と数値解析により、炉容器内の DHX(Direct heat exchanger)からの低温流体挙動および炉内の各所に配置した発熱体近傍の温度分布を調べた結果について報告する。

2. 実験　シビアアクシデント時を含む炉容器内の自然対流による熱流動挙動および崩壊熱除熱特性を把握するために縮尺水流動試験装置(PHEASANT)を製作した[1]。実験では、初期バルク温度を 40℃とし、炉心部ヒータおよびコアキャッチャ上の燃料デブリによる発熱を模擬したヒータについて、それぞれ炉心部 4kW、コアキャッチャ部 1kW で発熱させ、十分に炉心およびコアキャッチャ上からの上昇流が発達した後に浸漬型 DHX もしくは貫通型 DHX を起動した。DHX の１次側に蛍光染料を注入することで低温流体の挙動を可視化した。図１上段に、上部プレナム内の浸漬型 DHX からの低温流体可視化の一例を示す。DHX からの低温流体は、上部プレナムの底面部を容器壁面側に沿って対面側に流れ、一部は炉心の遮蔽体領域を模擬した非加熱領域に侵入し下部プレナムへ、一部は DHX の対面において合流する。炉心の遮蔽体領域を通過して下部プレナムへ流入した低温流体はコアキャッチャ上まで到達し、下部プレナム内を対流する流路が確立されることを確認した。

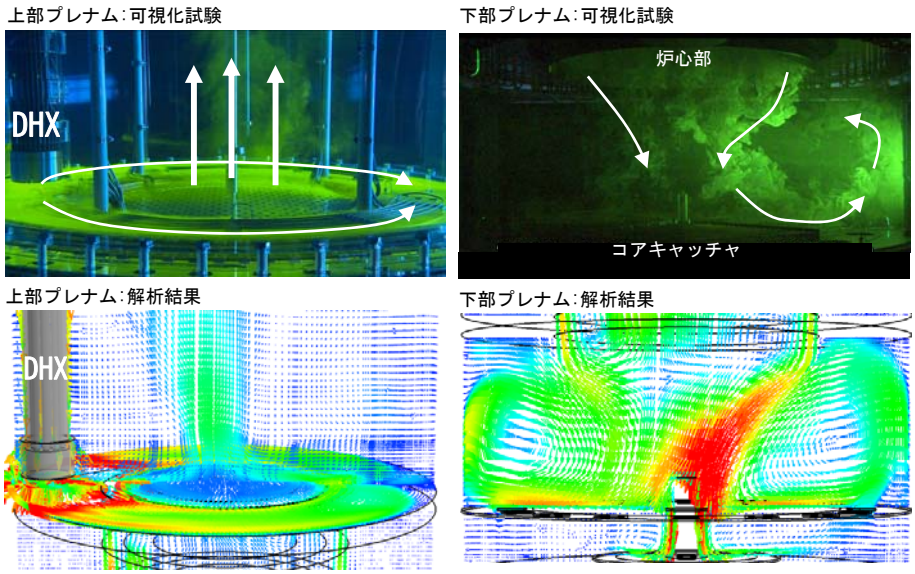


図１ 流動可視化試験結果と流速場の比較

3. 実験解析　実験と同様の条件において、FLUENT14.5 を用いた定常解析を行った。図１下段に流速場の計算結果を示す。可視化試験で観察された上部プレナム底面部での周方向の流れ、炉心中央部での上昇流、非加熱領域へのもぐりこみ、下部プレナム内において炉心の遮蔽対領域下端からコアキャッチャへ到達し再度上昇する同様の傾向を確認した。

4. 結論　縮尺水流動試験装置（PHEASANT）による DHX からの低温流体の可視化および FLLUENT による定常解析により浸漬型および貫通型 DHX 運転時の炉内熱流動挙動の特徴を把握した。

謝辞 本報告は、経済産業省からの受託事業である「高速炉国際協力等技術開発」の一環として実施した成果を含む。

参考文献　[1] Ono. A. et al., “Study on reactor vessel coolaility of sodium-cooled fast reactor under severe accident condition – Water experiments using a scale model-”, Proc. of ICAPP2017, Fukui & Kyoto, (2017).

*Ayako Ono[1], Akikazu Kurihara[1], Masaaki Tanaka[1], Hiroyuki Ohshima[1], Yasuhiro Miyake[2], Masami Ito[3], Shigeru Nakane[4]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]NDD, [3]ASCEND, [4]NESI

液噴流衝突時における飛散現象に関する研究

Study on splashing phenomenon of liquid jet collision

*Zhan Yi[1]，大箭直輝[1]，榎木光治[1]，大川富雄[1]，青柳光裕[2]，大野修司[2]，高田孝[2]
[1]電気通信大学，[2]日本原子力研究開発機構

ナトリウム冷却高速炉における冷却材漏えい時の燃焼解析手法の高度化に向け，鉛直下方へ噴出させた液体噴流が水平固体面に衝突する際の，液滴生成メカニズムおよび飛散液滴量相関式について検討した．

キーワード：液体噴流、液滴飛散、ナトリウム燃焼解析

1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉で冷却材が漏えい・燃焼する場合の熱影響解析評価では，漏えいした液体ナトリウムが構造物等へ衝突し，液滴となって飛散する際の挙動を把握することが重要となる．具体的には，燃焼評価を行う上で，衝突時の液滴飛散量や飛散液滴径について，定量的な実験情報が必要となる．このため，著者等は，ノズルから鉛直下方に噴出させた水噴流が水平固体面と衝突する事象について，実験的検討を実施した[1]．本報では，液体物性の影響を明らかにするため，試験流体を水からエタノール水溶液に変更して同様の実験を実施したので，その結果を報告する．

2. 実験

本実験では，文献[1]と同様に，噴流の流動及び液滴の飛散の状況を，高速度カメラを用いて観察する．また，飛散液滴を紙製のウエスに吸収させ，実験前後におけるウエスの重量変化より，噴流が固体面に衝突した際の液滴飛散量を計測する．

3. 結果・考察

液滴飛散率 Sp^*の計測結果を図 1 に示す．Sp^*は，衝突 Weber 数 We_p，ノズルから十分下流における液滴衝突頻度 f_{max}，衝突点における衝突頻度 f を用いてよく整理でき，図中に実線で示した水のデータに基づく相関式[1]ともよく一致している．各実験条件における最大飛散液滴径 d_{max} と 1 次液滴径 d_p の関係を図 2 に示す．d_{max} は，d_p の 0.25 倍程度であり，これも水の場合と同様の傾向である．液滴飛散率と飛散液滴径の両方について，エタノールを用いて得られた実験結果は，水のデータに基づいて作成した整理式とよく一致した．

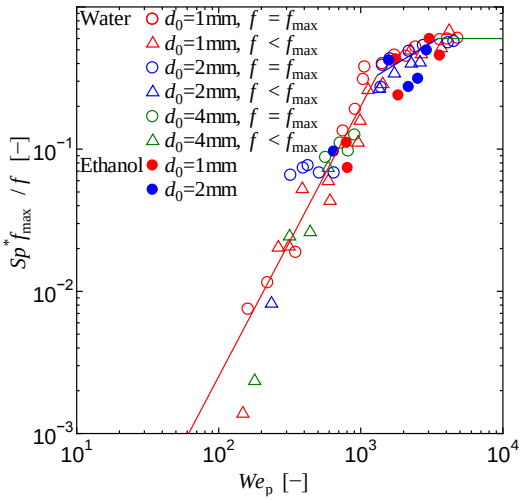


図 1　液滴飛散率の計測結果と相関式の比較

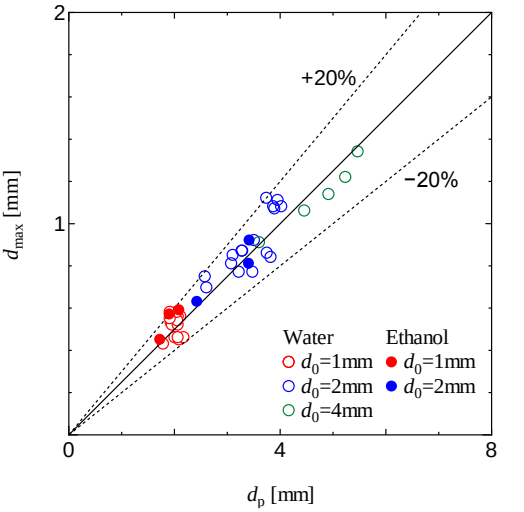


図 2　最大飛散液滴径と衝突液滴径の比較

4. 結論

水のデータに基づく既存相関式[1]の他の流体に対する適用性を検討するため，エタノール水溶液を用いて実験を行った．一致は概ね良好であり，既存相関式における無次元化手法の妥当性が確認できた．

参考文献　[1] Y. Zhan ら，原学会 2017 年春の年会, 2K19

*Yi Zhan[1], Naoki Oya[1], Koji Enoki[1], Tomio Okawa[1], Mitsuhiro Aoyagi[2], Shuji Ohno[2], Takashi Takata[2]
[1]The University of Electro-Communications, [2]Japan Atomic Energy Agency

ナトリウム冷却高速炉における損傷炉心内の冷却材挙動に関する研究 (1) 模擬デブリ内気液二相流の可視化計測

Study on coolant behavior in damaged core of sodium-cooled fast reactor
(1) Measurement of gas-liquid two-phase flow in a simulated debris bed

*伊藤 大介[1]，Milka Nava Rivera[1]，伊藤 啓[1]，齊藤 泰司[1]，
青柳 光裕[2]，松場 賢一[2]，神山 健司[2]
[1]京都大学，[2]原子力機構

ナトリウム冷却高速炉における炉心損傷事故評価において、炉心残留燃料の冷却特性を正確に評価することが重要である。本研究では、模擬デブリ体系における空気-水系二相流の二相差圧特性やボイド率分布挙動について実験的に調べる。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，インプレース冷却，球充填層，気液二相流，ボイド率，空隙率

1. はじめに

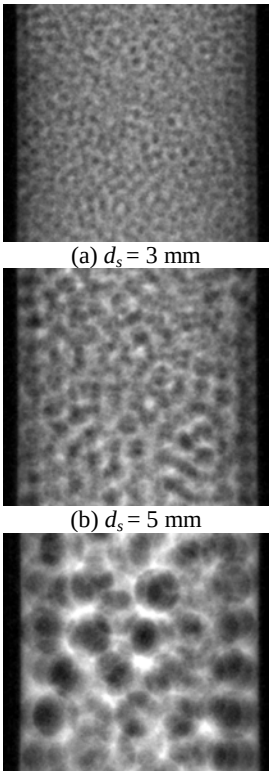
ナトリウム冷却高速炉の炉心崩壊事故においては、炉心下部の高いサブクール度を有する冷却材が損傷炉心部へ再流入することによって、損傷炉心部に残留した燃料（炉心残留燃料）が炉心部で安定的に冷却（インプレース冷却）される可能性がある。このため、そのようなインプレース冷却は IVR (In-Vessel Retention)達成のために重要な要素の一つである。青柳ら[1]はインプレース冷却に関連する物理現象の重要度を PIRT (Phenomena Identification and Ranking Table)手法により評価し、デブリ内における二相流特性についてのモデルの妥当性評価が重要であることを示した。そこで本報では、インプレース冷却に関連するモデル改良及びコード検証のため、X 線ラジオグラフィを用いた模擬デブリ体系における空隙率及びボイド率の空間分布測定に関して報告を行う。

2.実験装置および方法

実験では空気-水系二相流循環装置に球充填試験部を取り付け、X 線ラジオグラフィによる多孔質内二相流特性の可視化計測を行った。試験部配管は内径 50 mm、厚さ 2 mm のアクリル製であり、球径の異なる樹脂ビーズを充填することで多孔質体系を模擬した。用いた粒子のサイズ d_s は直径 3~10 mm である。流入させる空気及び水の流量を制御し、粒子サイズ及び流動条件の違いによる内部流動の変化を調べた。

3.実験結果

充填粒子サイズの違いによる空隙率分布の変化を調べるため、まず試験部において粒子のみの透過画像とそこへ水を満たした画像をそれぞれ取得し、局所的な空隙率を求めた。結果を図 1 に示す。色の濃い部分は X 線透過方向に多くの球が存在することを示す。粒子サイズの違いにより、得られる分布が大きく異なることが分かる。発表では、得られた空隙率分布及び二相流条件でのボイド率分布から多孔質内二相流の空間分布特性について報告を行う。



(a) d_s = 3 mm
(b) d_s = 5 mm
(c) d_s = 10 mm
図 1　試験部空隙率分布

参考文献

[1] 青柳他，日本原子力学会 2016 年秋の大会

*Daisuke Ito[1], Milka Nava Rivera[1], Kei Ito[1], Yasushi Saito[1], Mitsuhiro Aoyagi[2], Kenichi Matsuba[2] and Kenji Kamiyama[2]
[1]Kyoto Univ., [2]JAEA

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：304-1 Thermal Hydraulics, Energy Conversion, Energy Transfer, Energy Storage

Thu. Sep 14, 2017 4:05 PM - 5:10 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 7:05 AM - 8:10 AM UTC | Room E B32 - B3 Block

[2E15-18] Thermal Hydraulics in Fast Reactor 2

Chair:Masaki Morishita (JAEA)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[2E15] Development of multi-level, multi-scenario simulation systems for sodium cooled fast reactor

(1)Overall plan for development of simulations systems

*Hiroyuki Ohshima[1], Takashi Takata[1], Norihiro Doda[1], Shin Kikuchi[1], Nobuyoshi Koga[2], Yoshihiro Deguchi[3] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Hiroshima University, 3. Tokushima University)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[2E16] Development of multi-level, multi-scenario simulation systems for sodium cooled fast reactor

(2)Conceptual design of multi-level simulation system and development plan

*Norihiro Doda[1], Hideo Araseki[1], Kunihiko Nabeshima[1], Takashi Takata[1], Masaaki Tanaka[1], Hiroyuki Ohshima[1] (1. JAEA)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[2E17] Development of multi-level, multi-scenario simulation systems for sodium cooled fast reactor

(3)Conceptual design of multi-scenario simulation system and development plan

*Takashi Takata[1], Kei Ito[1], Akhirio Uchibori[1], Mitsuhiro Aoyagi[1], Hiroyuki Ohshima[1] (1. JAEA)

4:50 PM - 5:05 PM JST | 7:50 AM - 8:05 AM UTC

[2E18] Development of multi-level, multi-scenario simulation systems for sodium cooled fast reactor

(4)Experimental database construction for code V&V

*Shin Kikuchi[1], Akikazu Kurihara[1], Nobuyoshi Koga[2], Yoshihiro Deguchi[3], Takashi Takata[1], Hiroyuki Ohshima[1] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Hiroshima University, 3. Tokushima University)

5:05 PM - 5:10 PM JST | 8:05 AM - 8:10 AM UTC

Time reserved for Chair

ナトリウム冷却高速炉におけるマルチレベル・シナリオシミュレーション技術開発 （1）シミュレーションシステム構築全体計画概要

Development of multi-level, multi-scenario simulation systems for sodium cooled fast reactor
(1) Overall plan for development of simulation systems

*大島 宏之[1]，高田 孝[1]，堂田 哲広[1]，菊地 晋[1]，古賀 信吉[2]，出口 祥啓[3]
[1]原子力機構，[2]広島大学，[3]徳島大学

ナトリウム冷却高速炉を対象に、現象解明や設計最適化、革新技術開発を支える安全基盤技術として、マルチレベル・マルチシナリオプラントシミュレーションシステムの構築を開始した。本報ではその研究開発全体概要を示す。

キーワード：高速炉、数値シミュレーション、連成解析、マルチレベル、マルチシナリオ

1. 緒言　エネルギーセキュリティ強化、地球温暖化抑制、放射性廃棄物低減を同時に達成できる技術として、高速炉の実用化に向けた研究開発が世界的に進展している（仏、露、印、中など）。その実現には、高い安全性と他のエネルギー源に比肩する高い経済性を有する発電システムであることが必須であり、様々な革新技術の導入と高精度・高信頼の設計技術が鍵となる。本研究開発は、高い安全性と経済性を両立させる設計最適化や革新技術開発を支える安全基盤技術として、昨今の解析技術・計算機能力の飛躍的向上を背景に、通常運転からシビアアクシデント事象までをカバーするマルチレベル／マルチシナリオプラントシミュレーションシステムを構築するものである。本報では、研究開発全体の概要を報告する。

2. 研究開発全体概要　本研究開発では、2 種類のプラントシミュレーションシステムを開発する。１つはプラントの様々な設計オプションに柔軟に対応し、想定される運転状態、異常・事故事象に対して、高効率解析（パラメータ感度解析などに適用）から高精度予測解析（詳細現象解明や安全裕度最適化確認解析などに適用）までを１つのシステムで実現するマルチレベルシミュレーションシステム、もう１つは炉心溶融から炉外事象までを一貫して統一的に解析可能で、ユーザーが任意にシナリオを選択できるマルチシナリオシミュレーションシステムである。2 つのシステムの関係を図 1 に示す。前者は、炉心損傷開始以前について、プラント動特性解析コードをベースに複数のサブシステムとの連成解析を可能とする統合プラットフォームを構築するとともに、これにリンクする多次元サブシステム（核熱流動構造連成を含めた炉心部多次元詳細解析サブシステムなど）を開発する。後者はシビアアクシデント事象に至る炉内事象および炉外事象の物理モデルを整備するとともに、これらを統合するアルゴリズムを構築する。また、並行して解析モデル開発や検証・妥当性確認に資する実験も実施する。ここではナトリウム冷却高速炉に特有で安全上重要となるナトリウム燃焼およびナトリウムと構造コンクリートとの反応性に注目した基礎的な実験を実施し、従来知見の整理と併せて実験データベースを構築する。

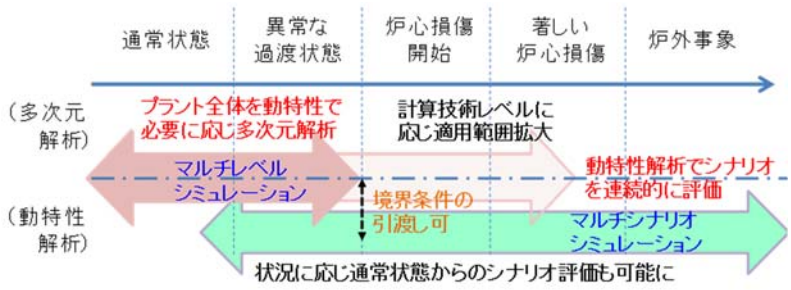


図 1 プラント状態とシミュレーションシステムとの関係

3. 結言　本研究開発は、次世代高速炉の設計・運用時における俯瞰的・統一的な数値解析評価を可能とし、高速炉開発プロセスの合理化に大きく寄与するものである。また、本研究開発はこれまでの技術知見・ノウハウをシミュレーションシステムに集約することも意味し、技術伝承手段としても活用できる。さらにシステムの開発や実験実施等を通して、基盤・応用技術開発や安全設計に関わる研究者・技術者の育成にも貢献するものである。

＊本報告は、エネルギー対策特別会計に基づく文部科学省からの受託事業として、原子力機構が実施した平成 28 年度「革新的ナトリウム冷却高速炉におけるマルチレベル・マルチシナリオプラントシミュレーションシステム技術の研究開発」の成果です。

*Hiroyuki Ohshima[1], Takashi Takata[1], Norihiro Doda[1], Shin Kikuchi[1], Nobuyoshi Koga[2] and Yoshihiro Deguchi[3]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Hiroshima University, [3]Tokushima University

ナトリウム冷却高速炉におけるマルチレベル・シナリオシミュレーション技術開発 （2）マルチレベルシミュレーションシステムの概念設計と構築計画

Development of multi-level, multi-scenario simulation systems for sodium cooled fast reactor
(2) Conceptual design of multi-level simulation system and development plan

*堂田 哲広[1]，荒関 英夫[1]，鍋島 邦彦[1]，高田 孝[1]，田中 正暁[1]，大島 宏之[1]
[1]原子力機構

ナトリウム冷却高速炉の安全基盤技術としてマルチレベル・シナリオシミュレーションシステムの開発を進めている。本報では、ナトリウム冷却高速炉の設計オプションに柔軟に対応し、設計で想定される運転状態に対して高効率解析から高精度な現象予測解析までを 1 つのシステムで実行できるマルチレベルシミュレーションシステムの概念設計及び今後の開発計画について報告する。

キーワード：Na 冷却高速炉、マルチレベルシミュレーション、連成解析、プラント動特性解析、CFD 解析

1. 緒言　高い安全性と経済性を両立させるナトリウム冷却高速炉の設計最適化・革新技術開発を支える安全基盤技術として、マルチレベル・マルチシナリオシミュレーションシステムの開発を進めている。高い安全性と経済性を両立できる発電システムの開発では、様々な革新技術の導入とプラント全体での安全裕度最適化を可能とする高精度・高信頼の設計技術が鍵となる。そこで本研究では、高速炉プラントの設計オプションに柔軟に対応し、設計で想定される運転状態に対して高効率解析（パラメータ感度解析等）から設計支援としての高精度な現象予測解析までを 1 つのシステムで実現するマルチレベルシミュレーション手法の開発を行っている。本報では、シミュレーションシステムの概念設計と構築計画について報告する。

2. 概念設計および構築計画

2-1. 概念設計　システムは炉心損傷開始以前（設計基準事象に相当）のプラント評価を対象に、核特性・熱流動・構造分野の既存解析コード群を連成可能とする統合プラットフォームを開発し、その上で評価目的に対して適切な物理現象の解像度及び計算コストの解析モデルを選択するものとした。統合プラットフォームは設計支援としての高速化を意識し、プラント動特性解析コード[1]をベースとすることにした。図 1 に高速炉プラント炉心部の物理現象と、それに関する解析モデルを詳細度レベルで整理した結果を示す。青色部分は統合プラットフォームのベースとなるプラント動特性解析コードで選択可能なモデル群を示し、赤色部分は本研究で新たに選択可能として構築するモデル群である。

簡易モデル ⟷ 詳細モデル

物理現象			Lv1	Lv2	Lv3	Lv4
プラント全体熱流動			フローネットワークモデル			
炉上部プレナム熱流動			完全混合モデル	フローネットワークモデル	CFD	
燃料集合体内熱流動	上部遮蔽体部		チャンネルモデル		CFD	
	燃料ピンバンドル部		チャンネルモデル（代表燃料集合体）	チャンネルモデル（全燃料集合体）	サブチャンネルモデル	CFD（一部の燃料集合体に適用）
燃料集合体間ギャップ部熱流動			等価熱伝導モデル	フローネットワークモデル	CFD	
炉心核特性	動特性		1点炉近似（時間非依存-反応度マップ）	1点炉近似（時間依存-反応度マップ）	準静的近似	厳密計算
	中性子束分布・反応度		拡散近似＋摂動（代表燃料集合体）	拡散近似＋摂動（全燃料集合体）	輸送計算＋摂動	モンテカルロ
		炉心変形	熱膨張モデル	ビーム要素モデル	シェル要素モデル	ソリッド要素モデル

図 1 高速炉プラント炉心部の物理現象と解析モデル

2-2. 構築計画　開発は 4 ヵ年を予定しており、H28 年度に統合プラットフォームの概念設計を行い、H29、30 年度に統合プラットフォームの構築及び核特性・熱流動分野の解析コードとの連成を行い、H31 年度に本シミュレーションシステムのプラント評価（自然循環現象及び核・熱カップリング現象を対象とする）への適用性を確認する予定である。

3. 結論　ナトリウム冷却高速炉の核特性・熱流動・構造分野の既存解析コード群を評価目的に合わせて選択し、連成解析することが可能なマルチレベルシミュレーションシステムの概念設計を実施し、4 ヵ年の構築計画を策定した。＊本報告は、エネルギー対策特別会計に基づく文部科学省からの受託事業として、原子力機構が実施した平成 28 年度「革新的ナトリウム冷却高速炉におけるマルチレベル・マルチシナリオプラントシミュレーションシステム技術の研究開発」の成果を含みます。

参考文献

[1] WATANABE, O., et al., J. Nucl. Sci. Technol., 52(9) (2015), pp.1102-1121.

*Norihiro Doda[1], Hideo Araseki[1], Kunihiko Nabeshima[1], Takashi Takata[1], Masaaki Tanaka[1] and Hiroyuki Ohshima[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

ナトリウム冷却高速炉におけるマルチレベル・シナリオシミュレーション技術開発 （3）マルチシナリオシミュレーションシステムの概念設計と構築計画

Development of multi-level, multi-scenario simulation systems for sodium cooled fast reactor
(3) Conceptual design of multi-scenario simulation system and development plan

*高田 孝[1]，伊藤 啓[1]，青柳 光裕[1]，内堀 昭寛[1]，大島 宏之[1]
[1]原子力機構

ナトリウム冷却高速炉の安全基盤技術としてマルチレベル・シナリオシミュレーションシステムの開発を進めている。本報では、シビアアクシデント事象を対象とし、炉内／炉外事象を統一的に扱うことを可能とすることを目的に開発を行っているマルチシナリオシミュレーション手法について、要求される機能の検討結果および今後の開発計画について報告する。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉、シビアアクシデント解析、炉内事象、炉外事象

1. 緒言　革新的原子力システムであるナトリウム冷却高速炉（SFR）を対象に、高い安全性と経済性を両立させる設計最適化・革新技術開発を支える安全基盤技術として、マルチレベル・マルチシナリオシミュレーションシステムの開発を進めている。シビアアクシデント事象では、燃料溶融挙動や系統内 FP 挙動等の炉内事象に加え、溶融燃料や冷却材の原子炉容器からの流出に伴うナトリウムーコンクリートーデブリ反応やナトリウム燃焼、FP の炉外側での挙動といった炉外事象へと進展する。軽水炉ではこれらを一貫して評価可能なシミュレーション手法があるものの、SFR では個々の事象に限定したコード群の利用が主となっている。そこで本研究では、SFR シビアアクシデント事象やナトリウム燃焼事象等を統一的に評価することを目的とし、マルチシナリオシミュレーション手法の開発を行っている。本報では、シミュレーションシステムの概念設計と構築計画について報告する。

2. 概念設計および構築計画

2-1. 概念設計　軽水炉におけるシビアアクシデント解析コード（MELCOR[1], Impact/SAMPSON[2]）並びに既存 SFR 関連コード（AZORES[3], CONTAIN-LMR[4]）の比較検討を行い、炉内側については Navier-Stokes 方程式をベースとし、溶融物質側は分散相扱いとすることとした。炉外側は従来とほぼ同様な手法であるが、これまで原子力機構で開発された物理モデルを統合することとした。炉内側と炉外側のカップリングは弱連成とし、ベースとなる熱流動モジュールは新規に作成する。図 1 に開発するシミュレーションシステムの概要を示す。

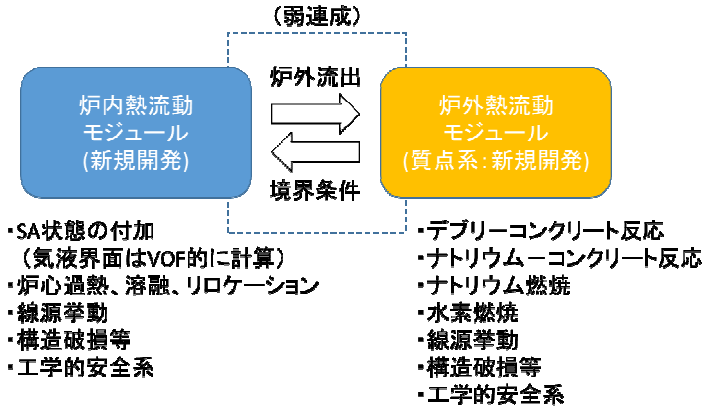


図 1 シミュレーションシステム概要

2-2. 構築計画　開発は 4 ヵ年を予定しており、H28 年度は熱流動モジュールの基本設計を、H29 年度に熱流動モジュール構築ならびにシステムに付加される物理モデルの選定、抽出を、H30,31 年度に物理モデルの組込ならびに基本的な妥当性評価を行い、システムとしての基本構成を完成させる予定である。

3. 結論　ナトリウム冷却高速炉におけるシビアアクシデント事象を統一的に扱うことが可能なマルチシナリオシミュレーションシステムの概念設計を実施し、4 ヵ年の構築計画を策定した。＊本報告は、エネルギー対策特別会計に基づく文部科学省からの受託事業として、原子力機構が実施した平成 28 年度「革新的ナトリウム冷却高速炉におけるマルチレベル・マルチシナリオプラントシミュレーションシステム技術の研究開発」の成果です。

参考文献

[1] SAND2015-6692R, USA, 2015.
[2] 原子力規制委員会, WS-1-7, 平成 23 年 11 月 30 日, 2010.
[3] JNES/NFGB11-0002, 2001
[4] K. K. Murata, et al., SAND91-1490/UC-610, SNL, USA, 1993.

*Takashi Takata[1], Kei Ito[1], Mitsuhiro Aoyagi[1], Akihiro Uchibori[1] and Hiroyuki Ohshima[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

ナトリウム冷却高速炉におけるマルチレベル・シナリオシミュレーション技術開発 （4）コード V&V のための実験データベース構築

Development of multi-level, multi-scenario simulation systems for sodium cooled fast reactor

(4) Experimental database construction for code V&V

*菊地　晋[1]，栗原　成計[1]，古賀　信吉[2]，出口　祥啓[3]，高田　孝[1]，大島　宏之[1]

[1]原子力機構，[2]広島大学，[3]徳島大学

ナトリウム（Na）冷却高速炉（SFR）の安全基盤技術としてマルチレベル・シナリオシミュレーションシステムの開発を進めている。本報告では解析コードの V&V に資するため、SFR の固有事象であり、安全評価上重要となる Na 燃焼と Na－コンクリート反応に関する基礎試験計画とその検討状況について述べる。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉、ナトリウム燃焼、ナトリウム－コンクリート反応

1. 緒言

革新的原子力システムであるナトリウム(Na)冷却高速炉（SFR）を対象に、高い安全性と経済性を両立させる設計最適化・革新技術開発を支える安全基盤技術として、マルチレベル・マルチシナリオシミュレーションシステムの開発を進めている。このシミュレーションシステムの検証と妥当性確認（V&V）を適切に実施するには、信頼性を確保した実験知見やデータベースの構築が必要不可欠である。本報告では、SFR 固有事象である Na 燃焼時に生成するエアロゾルの基礎的物性に加え、区画内対流や多区画間移行挙動の把握、ならびに Na と構造コンクリートとの反応に係る支配的現象の把握を目的とした基礎試験の計画とその検討状況について述べる。

2. 基礎試験計画の概要

基礎試験計画は Na 燃焼と Na－コンクリート反応（図 1）の 2 つから構成される。まず、Na 燃焼については、区画内の対流・移行挙動を把握するため、燃焼生成エアロゾルの模擬粒子を用いた区画内の自然対流による拡散挙動、区画間に設けた貫通部での模擬粒子移行挙動等に関する基礎試験を計画しており、試験装置の設計や計測方法の検討を進めている。また、Na と酸素を反応させる対向流拡散実験において、レーザー計測技術を駆使した反応場計測基礎試験を行う予定であり、その結果は模擬粒子の選定等に反映される。既存の対向流試験装置[1]に酸素供給系や多種のレーザー計測技術を新たに導入し、複数の計測位置で生成物の同定が同時計測可能となる改良を進めている。一方、Na－コンクリート反応では、高速炉構造コンクリートの一つであるパーライトコンクリートと漏えい Na との反応性を把握するためにアルゴン雰囲気で満たされたグローブボックス内に設置された熱分析装置を用いた基礎試験を計画している。パーライトコンクリートの主成分は水酸化カルシウムや炭酸カルシウム等のカルシウム化合物であり、これらと Na もしくは反応で副次的に生成する Na 化合物との反応に着目して、熱分析から得られるデータに基づく反応速度論的な評価を行うことにより、支配的な総括反応の導出を進めている[2]。また、これらの反応性を評価する上でのベースデータとして、パーライトコンクリート自体の熱的挙動を明らかにする必要があるため、コンクリートを加熱し、各温度域におけるコンクリートの分解挙動を把握する試験も進めている[3]。以上の基礎試験及び評価から得られる知見を集約して、数値解析モデルの開発・検証・妥当性確認に資するとともに、V&V に適した形でのデータベース化を行うことを最終的な目標としている。

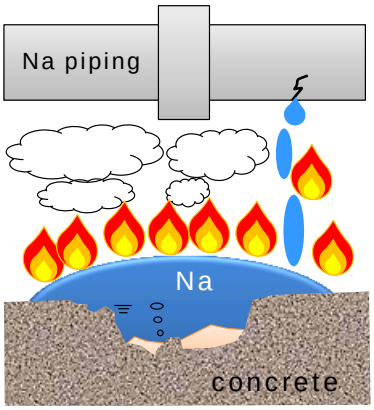


図 1　Na 燃焼と Na-コン反応の概念図

＊本報告は、エネルギー対策特別会計に基づく文部科学省からの受託事業として、原子力機構が実施した平成 28 年度「革新的ナトリウム冷却高速炉におけるマルチレベル・マルチシナリオプラントシミュレーションシステム技術の研究開発」の成果です。

参考文献

[1] Y. Deguchi et al., Appl Therm Eng 114 (2017) 1319–1324.

[2] S. Kikuchi et al., abst. of JTACC-V4-81 (2017).　　[3] N. Koga et al., abst. of JTACC-V4-87 (2017).

*Shin Kikuchi[1], Akikazu Kurihara[1], Nobuyoshi Koga[2], Yoshihiro Deguchi[3], Takashi Takata[1], Hiroyuki Ohshima[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Hiroshima University, [3]Tokushima University

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：304-1 Thermal Hydraulics, Energy Conversion, Energy Transfer, Energy Storage

Thu. Sep 14, 2017 5:10 PM - 6:30 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 8:10 AM - 9:30 AM UTC | Room E B32 - B3 Block

[2E19-23] Equipments for Accidents

Chair:Hiroyuki Yoshida (JAEA)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[2E19] Developement of Passive Debris Cooling System

(5)Evalutation of phase diagrama of debris-refractory layer component (UO_2-ZrO_2-Zr)

*Yuya Takahashi[1], Satoru Kuboya[1], Yoshiro Nishioka[1], Isao Sakaki[2], Tadashi Fujii[3], Takafumi Tsuji[4] (1. Toshiba, 2. Retired Toshiba, 3. Hitachi-GE Nuclear Energy, 4. Chubu Electric Power)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[2E20] Development of Passive Debris Cooling System

(6)Erosion Resistance of Heat Resistant Materials by Molten Debris

*Satoru Kuboya[1], Yuya Takahashi[1], Yoshiro Nishioka[1], Isao Sakaki[2], Tadashi Fujii[3], Takafumi Tsuji[4] (1. Toshiba, 2. Retired Toshiba , 3. Hitachi-GE Nuclear Energy, 4. CHUBU Electric Power Co.)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[2E21] Developement of Passive Debris Cooling System

(7)Applicability evaluation of Heat Resistant Materials

*YOSHIRO NISHIOKA[1], HIDEKI HORIE[1], SATORU KUBOYA[1], TAKAHASHI TAKAHASHI[1], MIKA TAHARA[1], TAKAHUMI TSUJI[2], TADASHI FUJII[3] (1. TOSHIBA, 2. CHUBU Electric Power, 3. HITACHI-GE Nuclear Energy)

5:55 PM - 6:10 PM JST | 8:55 AM - 9:10 AM UTC

[2E22] Evaluation of cooling capability of isolation condenser under accident conditions

(1)Analyses for Fukushima Daiichi Unit 1

*Yasunori YAMAMOTO[1], Masayoshi MORI[1], Tadashi NARABAYASHI[1], Yuki KURA[1], Go CHIBA[1] (1. Hokkaido University)

6:10 PM - 6:25 PM JST | 9:10 AM - 9:25 AM UTC

[2E23] Evaluation of cooling capability of isolation condenser under accident conditions

(2)Experiments simulating isolation condenser at high pressure and temperature

*Masayoshi MORI[1], Yasunori YAMAMOTO[1], Tadashi NARABAYASHI[1], Yuki KURA[1], Go CHIBA[1] (1. Hokkaido University)

6:25 PM - 6:30 PM JST | 9:25 AM - 9:30 AM UTC

Time reserved for Chair

静的デブリ冷却システムの開発
（5）デブリ－耐熱材成分系状態図の検証（UO_2-ZrO_2-Zr）

Development of Passive Debris Cooling System

(5) Evaluation of phase diagram of debris-refractory layer component (UO_2-ZrO_2-Zr)

*高橋 優也[1]，窪谷 悟[1]，西岡 佳朗[1]，榊 勲[2]，藤井 正[3]，辻 隆文[4]

[1]東芝，[2]元東芝，[3]日立 GE，[4]中部電力

静的デブリ冷却システムは、圧力容器から落下した溶融炉心（デブリ）を格納容器底部に敷設した耐熱材により安定的に保持・冷却できる手段を提供する。そのために、高温でデブリの接触に耐える耐熱材が必要である。これらの開発のためデブリと耐熱材との共晶試験を計画した。この一環として、UO_2-ZrO_2-Zrの状態図の検証を実施した。

キーワード：デブリ，耐熱材，状態図，ZrO_2

1. 緒言　原子炉の過酷事故において、格納容器の破損による放射性物質の環境への放出を防ぐために、デブリを安定させ、コンクリート浸食を防ぐ安全系として静的デブリ冷却システムの開発に取り組んでいる[1]。格納容器底部のペデスタル内壁に耐熱材を敷設することにより、デブリによる格納容器バウンダリの破損や、コンクリート浸食による水素発生などを抑制し、シビアアクシデントの事象緩和を行う。この耐熱材の候補として、Al_2O_3, MgO, ZrO_2 等を検討しており、これらの評価に必要な状態図の取得を行っている。デブリ（UO_2, ZrO_2）と耐熱材（Al_2O_3, ZrO_2）の状態図の評価を行っており、状態図解析と良く一致している[2]。本稿ではさらに、金属ジルコニウムを考慮したデブリ（UO_2, ZrO_2, Zr）を想定した状態図の解析及び検証試験を実施した。

2. 実験　耐熱材の有力な候補である ZrO_2 を敷設した場合を想定し UO_2-ZrO_2-Zr の状態図解析及び検証試験を実施した。代表的なシビアアクシデント解析結果などに基づき、ZrO_2 と 43mol%UO_2-57mol%Zr とを交差する擬似二元系状態図を作成した。状態図解析は熱力学平衡解析コード FactSage6.4 の原子力関連データベース（TDnucl）を用い、状態図検証試験では、タングステン坩堝にデブリ成分と耐熱材成分を添加し、昇温試験で観察されたプラトーから液相線、固相線を決定した。

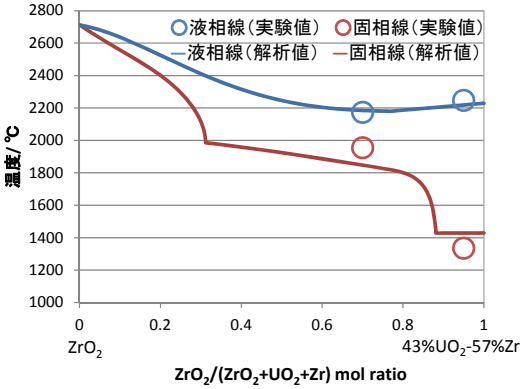


図 1 UO_2-ZrO_2-Zr の状態図の解析と試験結果

3. 結論　状態図右側では固相線が低温になっており、金属成分に起因する低温化が確認できる。また、ZrO_2 割合が多くなると金属成分は酸化物に固溶していき、固相線が高温になってくる。これらの傾向は、金属と酸化物が混合しているにも関わらず、状態図解析と試験結果は良く一致していることが分かる（図 1）。本状態図を用いることで、デブリと耐熱材との共晶温度を反映した浸食評価を可能とした。

なお、本件は中部電力㈱、東北電力㈱、東京電力ホールディングス㈱、北陸電力㈱、中国電力㈱、日本原子力発電㈱、電源開発㈱、(一財)エネルギー総合工学研究所、㈱東芝、日立 GE ニュークリア・エナジー㈱が実施した共同研究の成果の一部である。

参考文献

[1] 栗田智久，他，“静的デブリ冷却システムの開発(1)耐熱材”，日本原子力学会「2014 年春の年会」，N15,2014

[2] 高橋優也，他，“静的デブリ冷却システムの開発(2)擬似二元系状態図(UO_2-ZrO_2-Al_2O_3)”，日本原子力学会「2014 年秋の大会」，I12,2015

---

*Yuya Takahashi[1], Satoru Kuboya [1], Yoshiro Nishioka [1], Isao Sakaki[2], Tadashi Fujii[3] and Takafumi Tsuji[4]

[1]Toshiba Corporation, [2]Retired Toshiba Corporation, [3]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., [4]Chubu Electric Power co., Inc.

静的デブリ冷却システムの開発
（6）耐熱材の溶融デブリ耐浸食性評価

Development of Passive Debris Cooling System

(6) Erosion Resistance of Heat Resistant Materials by Molten Debris

*窪谷 悟[1]，高橋 優也[1]，西岡 佳朗[1]，榊 勲[2]，藤井 正[3]，辻 隆文[4]

[1]東芝，[2]元東芝，[3]日立 GE，[4]中部電力

静的デブリ冷却システムは、圧力容器から落下した溶融炉心（デブリ）を格納容器底部に敷設した耐熱材により安定的に保持・冷却することを目的としており、高融点の耐熱材の敷設が必要である。2000℃超の溶融デブリと耐熱材との反応性の差異を明らかにするとともに、有力な候補材である ZrO_2 耐火材の耐浸食性を評価した。

キーワード：溶融炉心，耐熱材料，耐浸食性，二酸化ジルコニウム

1. 概要

溶融炉心の保持・冷却のため敷設する耐熱材については、融点や溶融炉心成分との反応性等から、MgO、BN、ZrO_2 等の候補材を選定している[1]。還元性の高い UO_2 並びに Zr を含む溶融デブリと各候補材の反応性の差異を明らかとし、有力な候補材である ZrO_2 耐火材の耐浸食性を評価した。

2. 実験方法

本試験ではカザフスタン国立原子力センターの VCG-135 を使用し[1]、図 1 に示す、るつぼの底部に耐熱材候補材の試験片を設置し、その上部に UO_2、ZrO_2 と Zr からなるデブリ粒子を充填した。誘導加熱によりデブリを 2000~2200℃程度まで加熱溶融し、加熱中の状態をるつぼ上部の孔より観察した。

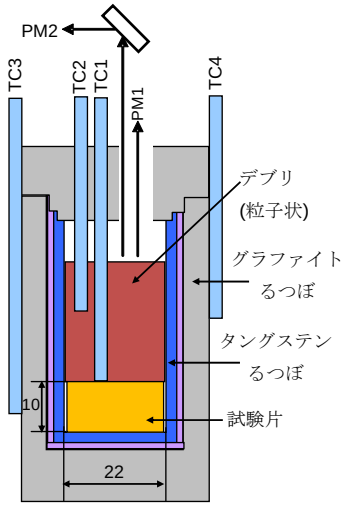


図 1 試験系模式図

3. 反応性，耐浸食性評価結果

MgO 耐熱材や BN においては、試験後のるつぼ外にデブリが漏洩している状況が確認され、デブリとの反応性が高いことが確認された。一方で ZrO_2 耐熱材においては、デブリの漏洩や、加熱中の明瞭なガス発生は確認されず、デブリとの反応性が低い事が明らかとなった。2000~2150℃程度で約 15 分保持した後の ZrO_2 耐火材の試験結果を図 2 に示す。試験片の厚さに変化は見られず、分析評価によっても試験片が浸食されていないことを確認した。解析手法[2]による平衡状態図に依れば、デブリ中には Zr を多く含む、酸化度が低い液相が形成される温度条件であるが、浸食が確認されなかったことから、ZrO_2 耐火材が溶融デブリに対して、高い耐浸食性を有する事が明らかとなった。



図 2 ZrO_2 耐火材の試験結果

なお、本件は中部電力㈱、東北電力㈱、東京電力ホールディングス㈱、北陸電力㈱、中国電力㈱、日本原子力発電㈱、電源開発㈱、(一財)エネルギー総合工学研究所、㈱東芝、日立 GE ニュークリア・エナジー㈱が実施した共同研究の成果の一部である。

参考文献

[1] KURITA, T., et al.," Test and Evaluation Plan for Passive Debris Cooling System", ICNRP2013, 2013

[2] TAKAHASHI, Y., et al., “Development on Applying Phase Diagram to Evaluation Method of Refractory Layer Erosion for Passive Debris Cooling System”, ICAPP2016, 2016

*Satoru Kuboya[1], Yuya Takahashi[1], Yoshiro Nishioka[1], Isao Sakaki[2], Tadashi Fujii[3] and Takafumi Tsuji[4]

[1]Toshiba Corporation, [2]Retired Toshiba Corporation, [3]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., [4]Chubu Electric Power co., Inc.,

静的デブリ冷却システムの開発
（７）耐熱材の適用性評価

Development of Passive Debris Cooling System

(7) Applicability evaluation of Heat Resistant Materials

*西岡　佳朗[1]，堀江　英樹[1]，窪谷　悟[1]，高橋　優也[1]，田原　美香[1]，藤井　正[2]，辻　隆文[3]

[1]東芝，[2]日立 GE，[3]中部電力

静的デブリ冷却システムは、圧力容器から落下した溶融炉心（デブリ）を格納容器底部に敷設した耐熱材により安定的に保持・冷却できる手段を提供する。本報では、耐熱材の各種要素試験をもとに構築したデブリ－耐熱材相互作用モデルと、それを用いて評価した耐熱材の実機適用性について述べる。

キーワード：溶融炉心，耐熱材，相互作用，ジルコニア

1. 緒言

原子炉の過酷事故においても、格納容器の破損による放射性物質の環境への放出を防ぐために、MCCI(Molten Core Concrete Interaction)を抑制する安全系として静的デブリ冷却システムの開発に取り組んでいる[1]。静的デブリ冷却システムは、耐熱材を用いることで、溶融炉心による浸食から格納容器を防護する。本報では、既往知見及び本開発における要素試験による知見に基づきデブリ－耐熱材相互作用モデルを構築し、実機条件での耐熱材浸食・熱伝達挙動を評価した。

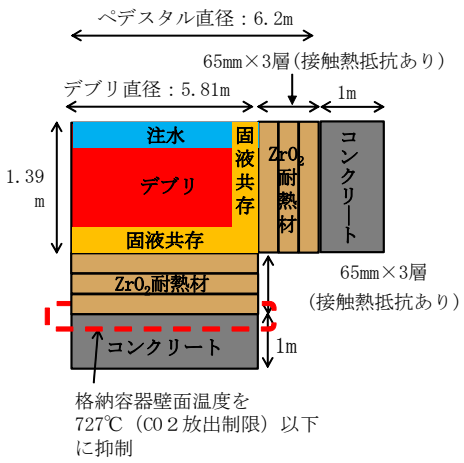


図１ 解析体系

2. 解析モデル

図１に解析体系を示す。側壁と底壁方向のそれぞれについて、１次元伝熱方程式を解いた。デブリ内部から耐熱材への自然対流熱伝達は、Mayinger 相関式[2]で与えた。耐熱材間の接触熱抵抗、および物性値は、試験で取得した高温域データをもとに温度の関数として与えた。耐熱材の固－液相線温度は、溶融炉心成分（UO_2、ZrO_2、Zr）について熱力学平衡解析にて得られた状態図をもとに与えた。デブリ落下後、耐熱材１層あたりの厚さは、要素試験で使用した ZrO_2 耐熱材と同じ 65mm とし、耐熱材層数、注水遅れ時間等をパラメータに、格納容器壁面温度を評価した。

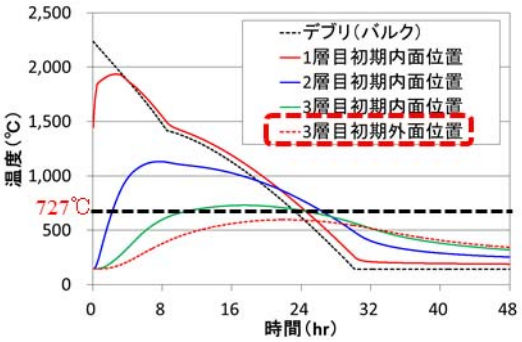


図２ 側壁方向温度挙動

3. 結言

BWR5/Mark－Ⅱ型の格納容器底部に ZrO_2 耐熱材を３層敷設し、溶融デブリ落下５分後に注水したケースの耐熱材、および格納容器壁面温度（3 層目初期外面位置）の時間変化を図２に示す。解析開始後、各領域の温度は上昇するものの、耐熱材の敷設により、格納容器壁面温度をコンクリート成分分解温度（CO_2 放出開始温度）である 727℃以下に維持できる見込みを得た。

なお、本件は中部電力㈱、東北電力㈱、東京電力ホールディングス㈱、北陸電力㈱、中国電力㈱、日本原子力発電㈱、電源開発㈱、(一財)エネルギー総合工学研究所、㈱東芝、日立 GE ニュークリア・エナジー㈱が実施した共同研究の成果の一部である。

参考文献

[1] 栗田智久，他，“静的デブリ冷却システムの開発(1)耐熱材”，日本原子力学会「2014 年春の年会」，N15,2014

[2] G. A. Greene et al. “Advances in HEAT TRANSFER,” Volume 29 (1997)

*Yoshiro Nishioka[1], Hideki Horie[1], Satoru Kuboya[1], Yuya Takahashi[1], Mika Tahara[1], Tadashi Fujii[2], Takafumi Tsuji[3]

[1]Toshiba Corporation, [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., [3] Chubu Electric Power co., Inc.

非常用復水器の事故時冷却性能評価
（1）福島第一原発 1 号機の実機解析

Evaluation of Cooling Capability of Isolation Condenser under Accident Conditions

(1) Analyses for Fukushima Daiichi Unit 1

*山本 泰功[1]，森 正義[1]，奈良林 直[1]，倉 佑希[1]，千葉 豪[1]

[1] 北海道大学

原子炉過渡解析コード TRAC-BF1 を用いた解析を実施し、福島第一原発 1 号機における事故時の非常用復水器の動作を考慮した実機解析を実施した。

キーワード：非常用復水器，炉心冷却，福島第一，TRAC-BF1

1. 緒言

東日本大震災では、福島第一原発の 1 号機から 4 号機において、外部電源及び非常用電源が全て失われ全交流電源喪失の事態に陥った。1 号機（以下,1F-1）には非常用復水器（IC）が設置されており、津波が来襲するまでは、炉心冷却機能を維持できていた。同日 18 時 18 分に IC の再起動を試みた際には、水タンクから蒸気が発生した後すぐに停止している。IC は静的冷却系として先進的な原子炉の設計にも採用されており、IC の確実な作動条件や事故時の冷却性能について正しく理解する必要がある。本研究では、TRAC-BF1 コードによる解析結果を分析し、研究課題を抽出した。

2. 解析条件

福島第一原発 1 号機を模擬した解析体系を作成し、原子炉過渡解析コード TRAC-BF1 による実機解析を実施した。IC の起動と停止については政府報告書[1]に記載されているイベントを参考にして設定した[3]。

3. 結果・考察

測定値の記録[2]が残っている地震発生 30 分後までの期間については IC の作動と停止に伴う原子炉圧力容器の圧力変動の傾向が解析結果と一致しており、炉心冷却に必要な除熱能力を十分に有していたことを確認した。**図 1** に地震発生後の原子炉容器圧力・水位の解析結果を示す。IC 停止後に炉心が冷却できず原子炉容器水位が低下して、17 時 30 分には炉心露出に至っている。仮に、16 時 10 分に IC を再起動した場合、炉心は冠水維持され、1MPa 以下に減圧される。しかし、18 時 18 分に運転員が再起動を試みた際には IC はすぐに停止し、正常に作動しなかった。これは炉心から発生する水素による伝熱管内での熱伝達率の低下や IC の自然循環が阻害される等の影響によるものである可能性がある。この時の IC の冷却性能や作動可能な状態であったかどうかを正しく評価するためには、高圧条件下における水素影響を適切にモデル化するための検討が必要である。

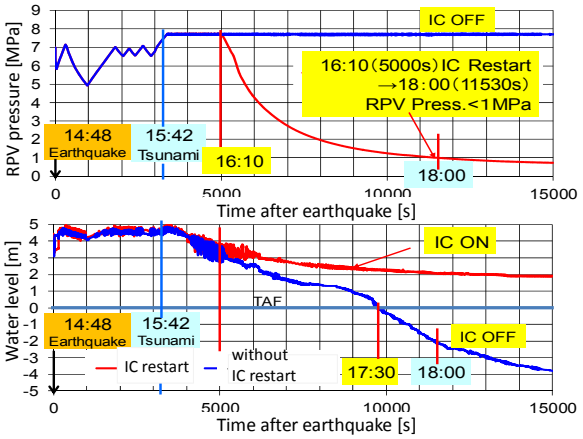


図 1. 1F-1 原子炉容器圧力・水位の解析結果[3]

参考文献

[1] 原子力災害対策本部，“原子力安全に関する IAEA 閣僚会議に対する日本国政府の報告書”，2011.

[2] JNES 原子力システム安全部，“福島第一原子力発電所 1 号機非常用復水器（IC）作動時の原子炉挙動解析”，2011.

[3] 奈良林，下江，秋本ら，”非常用復水器を用いた原子炉減圧・冷却システム”、保全学会学術講演会、1-2-B-2、2014.

*Yasunori Yamamoto[1], Masayoshi Mori[1], Tadashi Narabayashi[1], Yuki Kura[1] and Go Chiba[1]

[1]Hokkaido Univ.

非常用復水器の事故時冷却性能評価
（2）高温高圧模擬実験

Evaluation of Cooling Capability of Isolation Condenser under Accident Conditions
(2) Experiments Simulating Isolation Condenser for High Pressure and Temperature

*森 正義[1]，山本 泰功[1]，奈良林 直[1]，倉 佑希[1]，千葉 豪[1]
[1]北海道大学

非常用復水器を模擬した高温高圧条件における実験を実施し、IC 模型部での除熱データを取得すると共に実験体系で自然循環による継続的な除熱が行われることを確認した。

キーワード：非常用復水器，炉心冷却，高圧実験，TRAC-BF1

1. 緒言

BWR の非常用復水器（IC）は電源を必要とせず、炉心から上がってくる蒸気を凝縮させて重力で凝縮水を炉心に戻すことで炉心冷却を維持することができる。そのため、静的安全設備として全交流電源喪失時にも炉心冷却機能を担うことが期待でき、ESBWR などの先進的な原子炉の設計にも採用されている。IC を今後も重要な安全対策設備として活用していくためには、炉心から発生する水素の影響や実機で想定される高温高圧条件を考慮して事故時の IC の冷却性能や動作可能な条件について明らかにする必要がある[1]。本研究では、高圧蒸気を供給できるアキュムレータを使用した可視化実験を実施し、高圧条件下における IC の除熱能力を評価するための基礎的なデータを取得した。

2. 実験方法

実験装置はアキュムレータと IC 模型部を組み合わせた図 1 のような構成になっている。IC 模型部は冷却水タンクと A 系と B 系の 2 本の U 字型伝熱管から構成されており、伝熱管には長さ 1m、内径 10.9mm ステンレス鋼の管が使用されている。IC の自然循環を模擬するために、IC 模型部はアキュムレータの約 4m 上方に設置した。アキュムレータから飽和蒸気を供給して冷却実験を行い、圧力、伝熱管の管内温度等を測定した。

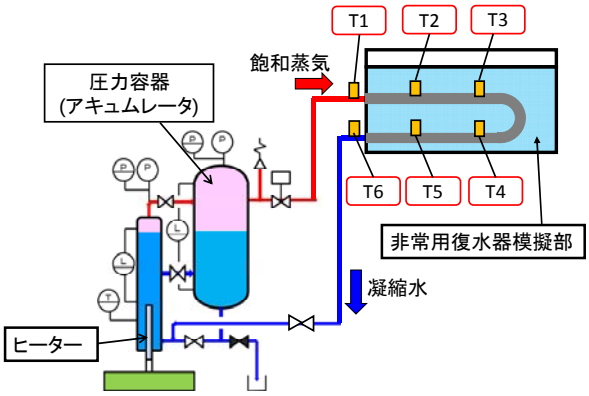


図 1. 実験装置概略図

3. 結果・考察

アキュムレータから約 3MPa の蒸気を供給した際の IC 模型部の伝熱管内の温度変化を図 2 に示す。伝熱管入口温度は飽和温度とほぼ一致しており時間の経過と共に IC での除熱によって温度と圧力が低下している。一方、伝熱管出口温度は飽和温度を大きく下回っており、伝熱管内で蒸気が全量凝縮していると考えられる。また、IC のリターンラインに水が無いと IC が起動しないことも確認した。今後は、TRAC-BF1 コードによる二相流解析により、高圧実験によって得られた冷却性能データを再現可能なモデルについて検討していく。

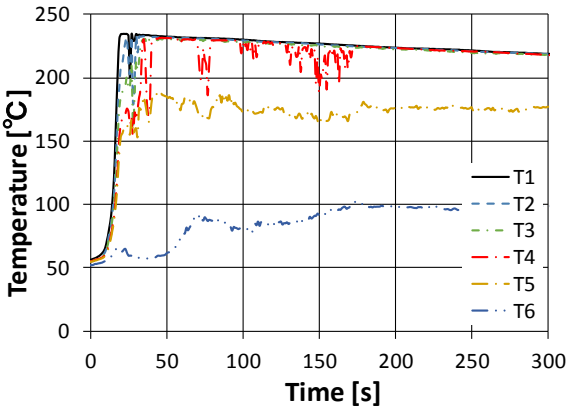


図 2. 伝熱管内温度の時間変化

参考文献：[1]小林正英、奈良林　直ら、原子力学会和文論文誌　Vol.14, No.1（2015),PP12-24.

* Masayoshi Mori[1], Yasunori Yamamoto[1], Tadashi Narabayashi[1], Yuki Kura[1] and Go Chiba[1]
[1]Hokkaido Univ.

Oral presentation | I. General Issues：General Issues

Thu. Sep 14, 2017 9:30 AM - 10:35 AM JST | Thu. Sep 14, 2017 12:30 AM - 1:35 AM UTC | Room F C214 - C Block

[2F01-04] Nuclear Energy policy

Chair:Masafumi Akiyoshi (OPU)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2F01] An Approach to the Fundamental Aspect of Energy and the Art of Commissioning

(6)The Essence of the Speech at the Fourth Memorial Party of Ex-manager Masao Yoshida

*Kazuo Watanabe[1] (1. WNR-Cx Watanabe Lab.)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2F02] Public Policies Building of Energy Security

(3)Study on a consensus building process of the Atomic Energy Policy post the Fukushima accident

*Yuko Koito[1], Akira Yamaguchi[1], Sunghyon Jang[1] (1. Tokyo Univ.)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[2F03] Investigation of Enhancement in Nuclear Energy Acceptability of Japan

*Toshikazu Yano[1] (1. Yano Environment and Energy Research Institute)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[2F04] Proposal of a new nuclear fuel cycle

*Tadao Takahashi[1] (1. FBR Senior research Laboratory)

10:30 AM - 10:35 AM JST | 1:30 AM - 1:35 AM UTC

Time reserved for Chair

エネルギー基本理念への認識とコミッショニングの役割
（６）第４回吉田昌郎元所長を偲ぶ会にみる顕彰の論理的基盤への視点

An Approach to the Fundamental Aspect of Energy and the Art of Commissioning

(6) An Aspect to the Logistic Bases to Honor Masao Yoshida the Ex-Manager at the 4th Memorial Party

*渡邊一男 [1],　　[1] WNR-Cx 渡邊研究処

「吉田昌郎元所長を偲ぶ会」（理事長・杉山勝行）では、「第４回吉田昌郎元所長を偲ぶ会」を命日である７月９日に品川区民会館「きゅりあん」で催し、筆者が講演を依頼され、原産協関連者にもご相談して受諾した。企画への反応は良好でり、現状における顕彰への論理的基盤への視点につき考察し報告する。

キーワード：福島第一事故，吉田昌郎所長，第４回顕彰会，論理的基盤，電力･原爆･原発推移への全歴史的視点

1. 緒言

顕彰会はミッションとして「原発事故史上最悪の事態の緊急対応を通じて、日本と世界を救った吉田昌郎元所長の勇気ある決断と行動と実績に対して敬意を払い、これを広く顕彰する。」を第１に掲げている。



2. 現状における顕彰の意義

2-1. 顕彰の論理的基盤の客観的把握

顕彰会幹部の方々は熱心に吉田所長の功績を論じている。依頼講演者は運転管理技術者として如何に論じるべきの基本的視点がすべてである。惟うに、福一の如き極限的状況にリーダーが直面する事象は日本の電力開闢以来見当らない。

即ち、電力進展の歴史的経過における問題事項を並挙し、その中の素因的要件の重点的認識とそれらとの関連性の把握にその根拠となる視点を求めるのみであろう。

2-2. 電力産業の原初的矛盾

電力事業も端緒からの矛盾を探ると、50・60 c/s 併存から始まる。ガス灯から電灯への推移にロンドン市民は競合条件の公平を唱え地下埋設となり資本主義原則を貫徹した。日本市民は電柱乱立を許容した。

2-3. 原爆被爆への科学者の責任の認識と対応

原爆では、被爆被曝者を除いてのことであるが、廣島・長崎市民がアメリカを向いて恨み言のイメージである。一般市民は当然であるが、科学技術者がそれでよいかと思う。軍政の責任問題は別として、科学技術分野での自己責任的視点としては、原爆被爆に至った過程の内在的抑止への科学者の責任がまず問われねばなるまい。他方で市民においても、直前に沖縄県民の戦場被害があり、それらとの連帯的認識の表出を先行させ、沖縄・廣島・長崎トリニティ会議的の共同意識があって然るべきと考える。

2-4. 原子力発電の発展と関連矛盾

「原子力」との基本用語自体が非国際的・非科学的の最大の「安全神話」である [1)]。東電では、2002 年のシュラウド問題以降、愛社精神が戦陣訓となり、吉田元所長も時には能動的となり、終には受動者となって、戦中のリーダーに続く未経験かつ極度の制約条件下での事態への対応を迫られることとなった。地震・津波間の１号機 IC 作動の記述は福島ストーリーの出だしから誤った記述のままで放置されている [2)]。

3. 結論

電力・原爆・原発とみて、吉田元所長はその歴史的諸矛盾の集積である施設において地震・津波に遭い、対応の指揮をとった。マニュアル・訓練も不充分であった。吾々の学ぶべきは、まずは全歴史的に状況を見定める視点であり、対応の意義を理解し、システムカルチャーが試されるケースと自覚すべきである。

参考文献

[1] 今こそ原発の廃止を，日本カトリック司教協議会『今こそ原発の廃止を』編纂委員会, 2016-1-4, カトリック中央協議会
[2] 福島第一・１号機 IC 非常用復水器作動の考察，渡邊一男，空気調和・衛生工学会大会論文集, 2016-9, pp.37-40

*Kazuo Watanabe [1],　　[1] WNR-Cx Watanabe Lab.

エネルギー安全保障をめぐる合意形成
（3）福島事故後の原子力政策における合意形成過程の考察

Public Policies Building of Energy Security
(3) Study on a consensus building process of the Atomic Energy Policy post the Fukushima accident

*小伊藤　優子[1]，山口　彰[1]，張　承賢[1]
[1]東京大学

本研究では、エネルギー安全保障をめぐる原子力政策に関し、東京電力福島第一原子力発電所事故（以下、福島事故と略記）以降の国民的合意形成過程を基地政策の場合との比較を通して合意形成要因を特定し、評価軸を検討した。

キーワード：エネルギー安全保障，原子力政策，高速炉，合意形成，基地政策

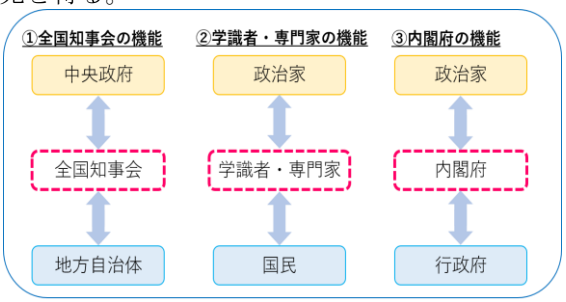
1. 緒言

日本政府は、2016 年 12 月に高速増殖原型炉もんじゅ（以下、「もんじゅ」と略記）の廃止措置を決定する一方で、高速炉サイクルの実用化に向けた研究開発を推進する方針を明示した。「もんじゅ」については、前報にてナトリウム漏洩事故後の国民的議論の枠組みにおいて核燃料サイクルの全体的な議論から高速炉サイクルの議論が独立したために国民の理解が十分に浸透しなかった可能性を指摘した[1]。本研究では、基地政策との比較を通して、原子力政策に関する合意形成要因を特定し評価軸を検討するとともに、高速炉サイクル実用化に向けた政策の合意形成過程に関する知見を得る。

2. 安全保障政策に関する国民的合意の形成

2-1. 3 つの合意形成要因

多様な行為主体の活動に着目して原子力政策と基地政策の政策合意に至る政治過程を比較した結果、政策決定構造や行為主体間の相互作用等において基本的な相似性があることを示した[2]。図に示すように、国民的合意を形成する要因として①全国知事会の機能②学識者・専門家の機能③内閣府の機能が重要であると考えられる。



【図】安全保障政策に関する合意形成要因

2-2. 全国知事会の機能

社会科学の手法を用いて基地政策に関する合意形成過程を考察すると、①全国知事会の機能に特徴がある[2]。基地政策に関して全国知事会は、立地県と非立地県間の共通の利益（国民的ベネフィット）に伴うリスクとコストの認識共有及び中央政府と地方自治体間における国家的要請に伴うリスクとコストのバランスを調整・監督する場として機能した。原子力政策は、立地県が各々異なる性質の施設を有するため、共通の利益の認識に差異が生じやすいことを指摘できる。そのため基地政策の場合と同様に、立地県と非立地県間の共通の利益に伴うリスクとコストの認識を共有し、中央政府と地方自治体間において国家的要請に伴うリスクとコストのバランスを調整・監督する全国知事会の機能が重要であると考えられる。

2-3. 高速炉研究開発への知見

高速炉の研究開発に関しては、限られた立地県が国家的要請を受け、それに伴う利益と共にリスクとコストを受容してきた。しかし、福島第一原子力発電所をめぐるシビアアクシデントのインパクトは、従来以上に政策判断に伴う政治的リスクを高めることになった。今後の政策推進に際しては国家的要請に伴う政治的リスクを低減させる取り組みが重要になるが、限られた立地県のみの努力に頼ることは、国策の目的に鑑みて過重負担であり、立地県の行政を停滞させる可能性があると考えられる。

2-4. 高速炉サイクル実用化に向けた国民的合意の形成

全国知事会が、高速炉サイクルに関する立地県と非立地県間の共通の利益とリスクそしてコストの認識共有と共に、中央政府と地方自治体間の国家的要請に伴うリスクとコストのバランスを調整・監督する役割を果たすことは、地域性をこえた国民の理解醸成を促し、その結果として限られた立地県が過重に負担してきた政治的リスクの低減が期待できる。また、原子力利用について電力消費地と生産地という垣根をこえたボトムアップ的な国民的合意の形成を可能にし、社会的議論の成熟に貢献し得ると考えられる。

3. 結論

緒言を受けて、原子力政策に関する合意形成要因は行為主体間の相関関係であると特定した。評価軸は、原子力関連施設の政策目的や事業者が異なるため原子力利用に関する認識に差異が生じやすいことに鑑みて、国家的要請に伴う共通の利益とリスクそしてコストのバランスと考えられる。また高速炉サイクル実用化に向けた政策の合意形成過程においては、全国知事会の機能が重要であると考えられる。

参考文献

[1]小伊藤優子，日本原子力学会 2017 年度春の大会, 1E07. [2]小伊藤優子,日本原子力学会 2016 年度秋の大会, 2M12.

*Yuko Koito[1], Akira Yamaguchi[1], Sunghyon Jang[1].
[1]Tokyo Univ.

我が国の原子力許容の増進に関する考察

Investigation of Enhancement in Nuclear Energy Acceptability of Japan

*矢野歳和

[1]YEERI

It is considered the lack of understanding for the radiation, the social and technical factors that is the cause of backwardness of the atomic energy permission of our country, and it is expected to connect the restoration of atomic energy utilization and rich social realization.

Keywords: lack of understanding for radiation, backwardness of the atomic energy permission, energy security, greenhouse gas reduction

1. 緒言

エネルギーセキュリティと温室効果ガス削減や経済活性などの観点から重要であるにも拘わらず、原子力利用の復旧は進んでいない。我が国の原子力許容の後進性の原因である放射線に対する無理解と社会的および技術的要因などについて考察し、原子力利用の復興と豊かな社会の実現に繋げる。

2. 原子力利用の再認識

原子力学会の会員にとっては既知であるが、エネルギー問題と原子力は不可分である。国家のエネルギー安全保障、温室効果ガス削減、コスト削減と地域と国全体の経済の活性化にとり原子力は必要不可欠でありその有用性と国家的価値は大きい。

3. 阻害要因は何か

3-1. 原子炉の安全対策と無理解

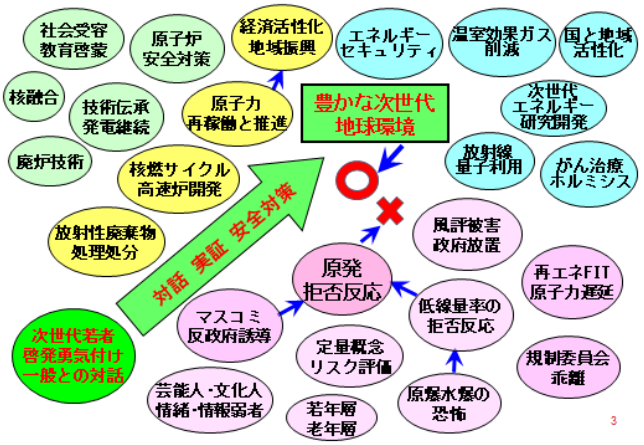
福島第一の事故の主原因は津波による電源喪失であるが､その後の安全対策は理解されていない。

3-2. 放射線リスク評価の認識不足と忌避

原爆の被害者意識が強調され、放射線低線量のリスクを定量的に認識できず、放射線を忌み嫌う忌避症に陥っている。

3-3. マスコミの反社会的な驕りと現状放置

椿事件、サンゴ事件、慰安婦問題、ＮＨＫほかの恐怖報道などに現れた意図的な反社会報道が放射線リスクを過剰に煽り、原子力利用を疎外している。



4. 許容増進のための方策

原子力の許容増進のための方策として (1)安全の技術的な裏付けと認知、(2)放射線リスクの理解拡大と教育や対話の推進、(3)官民一体のエネルギー問題の迅速な解決と対応、(4)マスコミを含む反社会的活動の是正と政治主導による推進、などが必要である。

5. 結言

豊かな生活を維持しつつエネルギー問題を解決する必要がある。原子力利用の共通認識を持つため放射線に対する無理解の克服が求められ、現状を認知し早急に復興し安全対策を常に進化させる必要がある。

参考文献

[1] 日本原子力学会 SNW 連絡会、NHK スペシャル（2014.12.21 日放送）へ抗議　http://www.aesj.or.jp/~snw/

[2] 宮健三ほか、原子力国民会議 2016「原子力の誤解を考える」2016.7.20 発行

[3]日本医療・福祉協議会、坂本澄彦先生のがん治療法、http://j-mwc.or.jp/04sakamoto.html　2017.7.19 アクセス

*Toshikazu Yano[1]

[1]YEERI (Yano Environment and Energy Research Institute)

新しい核燃料サイクルの提案

Proposal of a new nuclear fuel cycle

FBR 高等研究所　　*高橋忠男

旧来資源の枯渇により近未来におけるエネルギー供給危機が予測されることから、これに対応することを目的として最近の知見と社会情勢を考慮した検討をおこない、これらの観点から新しい核燃料サイクルの提案を行う。

キーワード：核燃料サイクル、エネルギー計画、資源、高速炉、プラント設計

1. エネルギー長期需給計画と高速炉の位置づけ

まず、石炭、石油、天然ガスなどの旧来資源や水力、風力、太陽光などの自然資源、プルトニウム(高速炉)、重水素等(核融合炉)などの開発資源などを対象として、供給機能に注目したエネルギー長期需給計画を検討した。資源量が無限あるいは大量、新資源生産が可能な資源として、太陽光、プルトニウム、重水素等を取り入れたエネルギー供給計画を考察した結果として、供給不足を解決するためには、高速炉の位置づけ明確にして、プルトニウム利用の実用化時期の更なる促進と表１に示すような開発技術目標の向上が不可欠との観点から、これらを取り入れたエネルギー需給計画は図１の実線のようになり、当面 2040 年頃までのバランスを図り、その後の不足分を少なくすることができた。

表１　高速炉の現在と促進・向上の目標

計画値	電気利用率	発電 効率	発電規模 kWe/基	建設期間 年	寿命 年	発電所建設費 万円/kWe	運転維持費+燃料費 円/kWh	炭酸ガス発生量 gCO2/kWh
現在の技術開発目標	1.00	0.40	1.50E+06	1.00E+01	4.00E+01	2.50E+01	3.55E+00	2.00E+01
向上による技術開発目標値	1.00	0.40	1.50E+06	**6.00E+00**	4.00E+01	**2.00E+01**	**2.13E+00**	2.00E+01

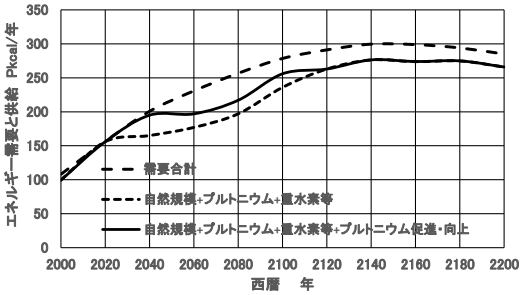


図１　長期エネルギー需給計画

2. 高速炉のプラント設計

ここで高速炉は、社会情勢の変化も取り入れて、旧来の核燃料サイクルとは異なる燃料等の採用を試みた。社会的に不適合な物質と考えられながら蓄積量が多くなっているもの、すなわち、すでに生産済みで蓄積されている熱中性子炉使用済燃料からのプルトニウム、大量の民生用放出を期待したい核兵器解体プルトニウム、それに、各プラントで蓄積されつつある軽水炉使用済燃料そのものを表２のように使用することである。高速炉プラント設計プログラム[1)]に機能を追加して、これらを適用したプラントの設計をおこなったが、その結果は、従来の高速炉の燃料を交換だけでそのまま適用できることがわかり、さらに、図２に示すように最高中性子束の低減、増殖比の向上、燃料や被覆管の最高温度の低減など、プラントとしてより良好な特性を持つことがわかった。

表２　高速炉の新設計

		もんじゅ原設計	新設計
電気出力	MW	280	←
燃料被覆管外径	mm	6.5	←
炉心外径	m	1.75	←
炉心高さ	m	0.93	←
炉心内集合体数	–	217	←
取出燃料燃焼度	MWd/t	80000	←
冷却系統数	–	1	←
系統当たりIHX基数	–	1	←
系統当たりSG基数	–	1	←
タービン入口蒸気温度	℃	483	←
タービン入口蒸気圧力	kg/cm2g	127	←
MA添加	–	なし	LWR使用済燃料に含有
燃料富化材	–	プルトニウム（蓄積）	プルトニウム（蓄積50%＋兵器解体50%）
燃料ベース素材	–	劣化ウラン	LWR使用済燃料

記号	仕様(単位)
e1	内側炉心 Pu 富化度(-)
e2	外側炉心 Pu 富化度(-)
φmax	最高中性子束(1/m2s)
Breed	増殖比(-)
Qlpeak	燃料最高線出力(W/m)
Tfuelmax	燃料最高温度(℃)
Tcladmax	被覆管最高温度(℃)
Tnamax	冷却材最高温度(℃)

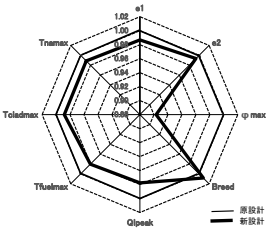


図２　新設計プラントの特性

3. 新しい核燃料サイクルの提案

エネルギー長期需給計画から選定された位置づけと技術目標を持ち、社会的に不適合とされている物質の低減を図ることができる高速炉を軸とした新しい核燃料サイクルを提案する。この新しいサイクルの適用により、エネルギーの需給バランスを図るとともに、原子力の生み出した負の遺産を消滅する自浄効果を持つことが期待できる。

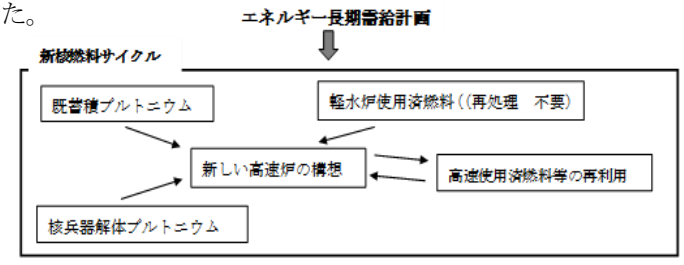


図３　新しい核燃料サイクルの概念

文献　1. 笠原、高橋　“教育用 FBR プラント設計プログラム FR-Design の開発”　原学論文誌 Vol.14, No.3、2015

* Tadao Takahashi　　FBR Senior Research Laboratory

Oral presentation | I. General Issues：General Issues

Thu. Sep 14, 2017 10:35 AM - 12:00 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 1:35 AM - 3:00 AM UTC | Room F C214 - C Block

[2F05-09] Nuclear Non-proliferation & Nuclear Security

Chair:Hironobu Unesaki (Kyoto Univ.)

10:35 AM - 10:50 AM JST | 1:35 AM - 1:50 AM UTC

[2F05] Interface between Safety and Security

Training simulator for sabotage protection

*Mitsutoshi Suzuki[1], Yo Nakamura[1], Yoshiki Kimura[1], Kazuyuki Demachi[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. The University of Tokyo)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[2F06] Study on Discrimination Methodology for Material Attribution in Nuclear Forensics

(3)Study on Material Discrimination based on Nuclear Material Particle Shape

*Yoshiki Kimura[1], Nobuo Shinohara[1], Tetsuya Matsumoto[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. AYUU)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[2F07] A study on how to simultaneously promote and strengthen nuclear nonproliferation and nuclear security

(2)Synergy effect for nuclear security

*kazunori suda[1], ryo shimizu[1], makiko tazaki[1], hiroshi tamai[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[2F08] A study on how to simultaneously promote and strengthen nuclear nonproliferation and nuclear security

(3)Effective utilization of NMAC (Nuclear material accounting and control)

*Makiko TAZAKI[1], Kazunori SUDA[1], Ryo SHIMIZU[1], Hiroshi Tamai[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[2F09] A study on how to simultaneously promote and strengthen nuclear nonproliferation and nuclear security

(4)NMAC Application properties consideration to MOX fuel fabrication facility

*simizu ryo[1], tazaki makiko[1], tamai hiroshi[1], suda kazunori[1] (1. JAEA, ISCN, Policy Research Office)

11:50 AM - 12:00 PM JST | 2:50 AM - 3:00 AM UTC

Time reserved for Chair

安全とセキュリティのインターフェース
サボタージュ防護訓練シミュレータ

Interface between Safety and Security
Training Simulator for Sabotage Protection

*鈴木 美寿[1]，中村 陽[1]，木村 祥紀[1]，出町 和之[2]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]東京大学

SS 検討会においては、安全とセキュリティのインターフェースについての検討を進めている。本発表では、原子炉プラントシミュレータにサボタージュ攻撃による被害進展を取り入れたサボタージュ防護訓練用のシミュレータ構想について報告する。

キーワード：2S インターフェース，原子炉シミュレータ，サボタージュ防護，訓練用シミュレータ

シミュレータ構想

1. 目的

サボタージュ攻撃に対する深層防護対策を、ハード（施設設計への反映）及びソフト（対抗部隊との連携訓練）の両面から進める為に、防護耐性及び防護能力の向上を目的として、施設・設備の配置設計の検討及び深層防護対策として対抗部隊と施設運転者との連携等を訓練するツールとして、サボタージュ防護訓練シミュレータを開発する。これを用いて、高いサボタージュ耐性を有する原子力発電所の設計検討を行い、優れたサボタージュ防護能力を実現する為の訓練を、仮想空間の中で行う。

2. 特徴

・枢要区域特定手法(VAI)による、ターゲットセットとプロテクトセットの表示。[1)]
・3D_CG による仮想空間の表示と CAD データを用いた位置構造情報の把握。[2)]
・攻撃を受けた原子力発電所の被害進展を原子炉シミュレータによって模擬。
・侵入した攻撃者と、対抗部隊との間の鎮圧活動の模擬及び両者の情報の非対称性の考慮。
・確率論的なモンテカルロ法によりシナリオサーベイが可能。

3. 構成

(1) 原子炉シミュレーション：原子力発電所の運転管理の教育、原子炉物理及び熱流動特性等の学習の目的で既に開発・市販されているソフトウエアを用いて、サボタージュ攻撃を受けた後の事象進展を把握。

(2) 対抗活動シミュレーション：サボタージュ犯と対抗部隊との鎮圧活動を、両者の武器・破壊装備の携行状況を仮定した確率論的戦闘ゲームのソフトウエアによって調べる。



(3) サボタージュ防護訓練シミュレータ：上記の(1)及び(2)を包含し、サボタージュ攻撃側と防護側とが互いにブラインドの状態で、近実戦状況を仮想空間で実現し、設計検討及び訓練等に用いる。

参考文献

[1] 鈴木美寿他、「安全とセキュリティのインターフェース(2)VAI とセキュリティ起因の重大事故」、2017 年春の年会
[2] The Visual Interactive Site Analysis Code software suite, http://visac.ornl.gov/.

---

*Mitsutoshi Suzuki[1], Yo Nakamura[1], Yoshinori Kimura[1] and Kazuyuki Demachi[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]The University of Tokyo

核鑑識の属性評価における核物質異同識別手法の研究
(3) 核物質粒子形状パラメータに基づく異同識別方法の検討

Study on Discrimination Methodology for Material Attribution in Nuclear Forensics

(3) Study on Material Discrimination based on Nuclear Material Particle Shape

*木村 祥紀[1]，篠原 伸夫[1]，松本 哲也[2]

[1]日本原子力研究開発機構,[2]有限会社アユー

原子力機構では、核鑑識分析における分析・測定手法に関する技術開発と、分析データと核鑑識ライブラリと呼ばれるデータベースの情報を比較することで核物質の異同識別を行い、サンプルの起源や履歴といった属性を特定する属性評価手法の開発を進めている。本発表では、JAEA で開発を進める顕微鏡画像解析ツールで定量化した核物質粒子の形状パラメータによる異同識別方法について検討した結果を報告する。

キーワード：核鑑識、核セキュリティ、顕微鏡画像、形態学

1. 緒言

原子力機構では、犯罪現場や不法移転等の現場から押収された核物質等の出所・履歴といった属性を特定する核鑑識技術に関する研究開発の一環で、核鑑識分析で得られた分析データと核鑑識ライブラリと呼ばれるデータベースの情報を比較することで核物質の異同識別を行い、サンプルの起源や履歴といった属性を特定する属性評価手法の検討を進めている。

2. 粒子形状パラメータに基づく異同識別解析手法

原子力機構で開発を進めている核鑑識顕微鏡画像解析ツールを使用し[1]、電子顕微鏡で取得した核物質粒子の画像を解析することで粒子形状パラメータを定量化した。また、定量化した粒子形状パラメータに基づいた粒子形状の異同識別解析手法として、①統計検定による確率分布比較、②ヒストグラム比較解析による粒子形状パラメータ分布の類似度評価、③多変量解析手法による形状パラメータの多次元解析、について検討した。

3. 核物質粒子形状による異同識別解析

核物質粒子による異同識別解析のケーススタディの例として、走査型電子顕微鏡で取得した 2 種類の異なるウラン試料粒子（イエローケーキ：YC、二酸化ウラン：UOX）の画像をもとに核物質粒子の形状パラメータを解析し、統計検定（KS 検定）とヒストグラム比較解析手法で異同識別解析を行った結果を表に示す。本検討により、統計検定で粒子形状パラメータの確率分布をもとにした異同識別が可能であることが示され、ヒストグラム比較解析手法により粒子形状分布の類似度を定量的に評価できることが示された。また多変量解析手法を用いた粒子形状パラメータの多次元解析によって、異同識別解析の指標として重要となるパラメータを抽出できることが示された。

形状パラメータ	KS-Test (α=0.05)	Histogram Interception
等価円直径	Not Match	0.59
縦横比（近似楕円）	Match	0.90
Compactness（形状複雑性）	Match	0.68

参考文献

[1] 木村祥紀 他、日本原子力学会 2017 春の年会.

*Yoshiki Kimura[1], Nobuo Shinohara[1]and Tetsuya Matsumoto[2]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]AYUU.

核不拡散、核セキュリティの推進方策に関する研究
（2）核セキュリティへの相乗効果

A study on how to simultaneously promote and strengthen nuclear nonproliferation and nuclear security

(2) Synergy effect for nuclear security

*須田　一則[1]，清水　亮[1]，田崎　真樹子[1]，玉井　広史[1]

[1]日本原子力研究開発機構

原子力の平和利用を推進していく上で不可欠な核不拡散（保障措置や計量管理の情報等を含む）、核セキュリティの双方を推進するため、核不拡散から核セキュリティへの相乗効果について検討する。

キーワード：核不拡散，保障措置，核セキュリティ，相乗効果

1. 緒言

核不拡散（保障措置 Safeguards）・核セキュリティ（Security）（以下双方をまとめて「2S」という）に係る国際動向を踏まえ、核燃料サイクル施設における計測・監視の技術及び情報を 2S 間で共有すること等の相乗効果や課題の抽出等、2S の強化や推進方策を検討している。本報告では、特に内部脅威対策のうちの核物質の盗取対策に関して、核不拡散から核セキュリティへの相乗効果の有無について検討する。

2. 相乗効果の検討

従来 2S は、条約、協定又は国内法令に応じて、個別に対応してきた。近年特に、核セキュリティのうち、内部脅威対策が取り上げられており、国は内部脅威者に対する不法行為防止対策として、物的防護、出入管理、人的管理、また、これらを組み合わせて実効性を確保している。

本研究では、更なる内部脅威対策として、技術的な観点から、国際原子力機関で検討が行われている NMAC を参考にしつつ、2S の相乗効果について検討した。なお、対象範囲としては核燃料サイクル施設とするが、そのうち核物質を取扱う工程とした。保障措置、計量管理、運転情報の内部脅威（盗取）への効果については、核物質の計量や運転監視の観点で、測定箇所が多い工程になるほど、相乗効果が期待できる。ただし、保障措置情報については、有意量の核物質を適時に探知することを目的としているため、盗取に係る適時性の観点から、そのままの利用には課題がある。また核物質の極少量の欠損については、検出に限界があることから、従来の出入管理機器との組み合わせによる対応が重要と考えられる。図に、内部脅威対策と相乗効果の範囲を示す。

各施設への導入にあたっては、核物質等が有する放射線や発熱等を考慮すべきであり、計量管理情報等の利用による効果のみならず、内部脅威の可能性及びコストを含め評価することが重要である。

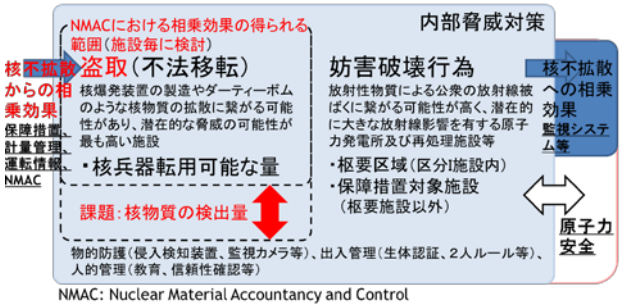


図　内部脅威における 2S の相乗効果の範囲

3. 結言

内部脅威対策のうち核物質の盗取については、計量管理・運転管理の情報を活用することで、内部脅威者に対する新たな抑止効果として期待できるとともに、従来の出入管理対策等と組み合わせることにより、更なる効果が期待できることを明らかにした。

参考文献

[1] 日本原子力学会 2016 年秋の大会 2M16

---

*Kazunori Suda[1], Ryo Shimizu[1], Makiko Tazaki[1], Hiroshi Tamai[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

核不拡散、核セキュリティの推進方策に関する研究
（3）NMAC (Nuclear material accounting and control)の効果的な活用に向けて

A study on how to simultaneously promote and strengthen nuclear nonproliferation and nuclear security
(3) Effective utilization of NMAC (Nuclear material accounting and control)

*田崎　真樹子[1]，須田　一則[1]，清水　亮[1]，玉井　広史[1]
[1]日本原子力研究開発機構

原子力施設の内部脅威者による核物質の不法移転（盗取）の抑止と早期検知の手段の一つとして注目されている NMAC（Nuclear Material Accounting and Control）をより効果的に活用する方策を検討した。

キーワード：核不拡散，保障措置，核セキュリティ，相乗効果，NMAC

1. 緒言：

原子力施設の内部脅威者による核物質の不法移転（盗取）は、核セキュリティ上の大きな課題の一つである。昨今、IAEA を中心に議論されている NMAC（Nuclear Material Accounting and Control）は、施設内の核物質の場所、量及び特性に係る情報の維持・報告を行う「計量」と、核物質に係る知識の連続性の維持・管理を行う「管理」の 2 つのシステムの構築・運営により、上記の課題に有効の一つとされている。この NMAC は、米国で 40 年以上前から核セキュリティ目的で開発されてきたシステムであり、一方で米国では、エネルギー省と原子力規制委員会の規則が、Safeguards と呼ばれる核物質の計量管理と核物質防護措置の双方によって核セキュリティを担保してきたことを鑑みると、種々の見解はあろうが、NMAC は、米国で言う Safeguards と同様の思想の下にある、あるいはそれに由来するものと考えられる。

2. 考察：

NMAC の活用を考慮する際、既に、核物質防護措置と、施設の運転管理や保障措置の観点から計量管理が適確に実施されている場合、今後必要となるのは、内部脅威者による核物質の不法移転の抑止と検知の強化というスペシフィックな目的にも合致できるよう、既存の計量管理を効果的に活用することである。ここで視点を変えて、保障措置と核物質の不法移転（盗取）を含む核セキュリティの顕著な相違点に着目すると、前者には転用の量的基準として有意量があり、適時性の基準として数週間～1 年が認められる一方で、後者では国家が種々の要素を勘案して不法移転の検知目標値を設定し、適時性としては即時性が求められることである。したがって、NMAC の活用に際しては、計量管理を、国家が定める検知目標値と即時性に合致するようその精度を高めること、もしそれが物理的に不可能であれば、代替可能な技術的手段や、制度的な手段(例：信頼性確認や 2 人ルール、あるいは核セキュリティ文化の醸成等)で、それを補完していくことも必要となるであろう。

3. 結果：

上記の考察は一例であるが、NMAC をより効果的に活用する方策の検討を開始した。今後は、これらのより具体的な対策について、さらに精査と検討を進めていく。

参考文献

[1] International Atomic Energy Agency, “Use of Nuclear Material Accounting and Control for Nuclear Security Purposes at Facilities”, IAEA Nuclear Security Series No. 25-G, May 2015

---

*Makiko Tazaki[1], Kazunori Suda[1], Ryo Shimizu[1] and Hiroshi Tamai[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

核不拡散、核セキュリティの推進方策に関する研究
（4）MOX 燃料加工施設への適用検討

A study on how to simultaneously promote and strengthen nuclear nonproliferation and nuclear security
(4) NMAC Application properties consideration to MOX fuel fabrication facility

*清水 亮[1]，田崎 真樹子[1]，玉井 広史[1]，須田 一則[1]
[1]日本原子力研究開発機構

核不拡散（保障措置や計量管理の情報等を含む）と核セキュリティの相乗効果を検証するため、日本原子力研究開発機構（JAEA）の MOX 燃料加工施設を対象にその適用性を検討した。

キーワード：核不拡散，保障措置，核セキュリティ，相乗効果

1. 緒言

原子力施設への「核セキュリティ目的のための核物質の計量及び管理の利用（NMAC）」の適用性検討のために、実際の核燃料サイクル施設を想定した検討を実施した。検討にあたっては、JAEA の MOX 燃料加工施設を例として、施設に設置されている封じ込め監視機器（C/S 機器）及び計量管理情報をセキュリティ側と共有することによる、内部脅威に対する効果を評価した。

2. MOX 燃料加工施設の概要

JAEA の MOX 燃料加工施設（プルトニウム燃料第三開発室）は、「常陽」、「もんじゅ」用の MOX 燃料の製造する工学規模の試験施設である。受け入れた MOX 粉末から燃料ペレットを製造し、燃料棒、燃料集合体へ組み立てる一連の工程は、独立した多くの工程設備で構成されている。特に、核物質である MOX を直接取り扱う工程では、全ての核物質及び設備は工程設備毎に気密されたグローブボックス内に収納されている。工程間の計量点で非破壊検査による計量が行われるとともに、作業毎に保管庫からグローブボックスへの核物質の受け払いが行われ、その都度核物質の秤量が行われる。

3. NMAC 適用性

MOX 燃料加工施設で想定される内部脅威としては、核物質である MOX の盗取が最も懸念される。しかし、計量情報がセキュリティ側と共用されていた場合、たとえ少量であっても盗取の検知は容易である。ただし、計量は作業終了後、核物質が保管庫に戻されるタイミングで実施されるので適時性の点で課題が残るが、臨界管理上の制約から工程内の核物質量は制限されているため、有意量の核物質の盗取には複数回の盗取を行う必要があり、それを阻止するには十分有効であると評価された。

4. 結言

原子力施設における 2S の相乗効果に係る NMAC の適用性について、MOX 燃料加工施設を対象に検討を行った結果、効果が期待できることを明らかにした。

---

*Ryo Shimizu[1], Makiko Tazaki[1], Hideki Tamai[1], Kazunori Suda[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

General Meeting

Thu. Sep 14, 2017 12:00 PM - 1:00 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room F C214 - C Block

[2F_GM] 「核不拡散，保障措置，核セキュリティ連絡会」第19回全体会議

[2F_GM] General Meeting

General Meeting

[2F_GM] 「核不拡散，保障措置，核セキュリティ連絡会」第19回全体会議

Thu. Sep 14, 2017 12:00 PM - 1:00 PM Room F (C214 - C Block)

[2F_GM]General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network：Nuclear Non-Proliferation, Safeguard, Nuclear Security Network

Thu. Sep 14, 2017 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room F C214 - C Block

[2F_PL] International Trends and Challenges regarding Nuclear Non-proliferation and Nuclear Security

Chair: Hironobu Unesaki (Kyoto Univ.)

[2F_PL01] Efforts to implement non-proliferation through security trade control and sanctions imposed by UN

*Kazuto Suzuki[1] (1. Hokkaido Univ.)

[2F_PL02] Readiness for Nuclear Terrorism

Nuclear Forensics Framework in Advanced Nations

*Hiroshi Tamai[1] (1. JAEA)

2017年秋の大会

核不拡散・保障措置・核セキュリティ連絡会セッション

核不拡散・核セキュリティに係る国際動向と諸課題
International Trends and Challenges regarding Nuclear Non-proliferation and Nuclear Security

安全保障貿易管理を通じた核不拡散の取り組みと、国連による核拡散に対する制裁

Efforts to implement non-proliferation through security trade control and sanctions imposed by UN

*鈴木　一人
[1] 北海道大学

1. はじめに

国際社会における原子力技術の管理は、NPT（核不拡散条約）に基づく不拡散レジームが基礎となっている。主権国家は平等であるという大原則と矛盾する核保有国と非保有国の不平等な関係は、核兵器の拡散を NPT 成立当時の核保有国に留め、それ以上の核保有国を生み出さないことで、国際秩序を安定させることを目的としていた。インド・パキスタン・イスラエルという例外は存在しつつも、NPT 体制は国際システムに埋め込まれたレジームとして定着し、国際秩序の維持の基盤をなすようになった。

この国際秩序の維持を実効的にしてきたのは、IAEA（国際原子力機関）による保障措置だけでなく、核関連技術の国際的な拡散を、とりわけ核関連技術を保有する国家の管理によって拡散しない、という強いコミットメントがあったからと言える。

しかしながら、そうした国際秩序の基盤である NPT 体制に挑戦し、それを破壊しようとする試みをなした国がいくつかあり、中でも本格的な核技術の獲得を目指した国が二つあった。それがイランと北朝鮮である。

本報告では、NPT 体制を安定させ、機能させてきた核不拡散の取り組みを、安全保障貿易管理という観点から捉え直し、その延長線上にある国連による核技術拡散に対する制裁措置について検討する。本報告は、2015 年まで国連においてイランに対する制裁を監視し、安保理決議の履行を確保するための専門家パネルで勤務した経験に基づき、安全保障貿易管理の実情と国連制裁の効果・問題点について論じる。

2. 不拡散の手段としての安全保障貿易管理

NPT 体制を実効性のあるものとして機能させているのは、平和目的での原子力利用を進める国における保障措置だけでなく、核兵器の開発の懸念のある国に対して核関連技術の移転を阻止し、核開発の能力を獲得することを妨げることである。この中核にあるのが核供給国グループ（Nuclear Suppliers Group: NSG）である。NSG は 1974 年のインドの核実験をきっかけに発足し、現在では 48 ヶ国が参加しているが、これらは原子力技術を保有する国であり、他の大量破壊兵器不拡散レジームに参加していない中国も参加しているというのが特徴である（ただしインドやパキスタン、イスラエルなど NPT 不参加国は参加していない）。

この NSG は毎年、核開発に関連する技術を見直し、核開発に必要な技術や物質を特定してリスト化している。この NSG リストにはトリガーリストと呼ばれる、核兵器開発にもっぱら使用される技術や物質のリストの他、デュアルユースリストと呼ばれる工作機械やアルミニウムなどの核・原子力開発以外でも使われる技術や物質などが含まれる。

この NSG リストに基づき、各国は輸出管理当局が自国からの輸出に際し、リストに該当する製品の輸出を許可するかどうかを判断する。しかし、どこに何を輸出すべきか、させないべきかを判断するのは各国の政治的状況に依存する。たとえば明白に核開発が疑われている訳ではないが、その可能性がある国に対し、ある国（A）はその可能性を高く評価し、他の国（B）はその懸念がないと判断すると、A が輸出すべきでないとして判断した製品に対し、B が輸出許可を与えるといったことが起こりうる。これは A に所在する企業にとっては不利益になるため、その企業は A ではなく、B から輸出しようとするであろう。この

ようにして、NSG リストがあっても、その仕向地の核開発の可能性を巡って各国の認識が異なる場合、齟齬が生まれる。また、製品そのものに関しても、その製品が NSG リストに該当するのかどうかの判断も各国によって異なりうる。NSG リストではスペックによって規制対象製品が定められているが、そのスペックを下回る品目であっても、核開発に利用されると思われる場合は、「キャッチオール規制」と呼ばれる、NSG リスト外の品目を規制することが出来るが、ある国がキャッチオール対象と判断しても、他の国はそうしない場合もある。ここも同様に各国の判断によって齟齬が生じることになる。

また、NSG に参加する 48 ヶ国以外にも、リストに掲載される品目を生産している国はあるが、NSG に参加していない場合、そのリストを厳格に適用することを求めることは難しい。NPT に不参加のため NSG に参加していないインド・パキスタン・イスラエルは自発的に NSG リストを適用しているが、デュアルユースリストに記載されている品目は原子力技術を持たない国であっても生産していることが多く、これらの国にリストの適用を徹底させることは難しい。

このように、安全保障貿易管理を通じた不拡散の仕組みは確立しているものの、そのシステムには様々な齟齬があり、不拡散を確実なものにしているわけではない。そのため、明白な核開発の意図を持つ国に対して、国連安保理による制裁が科されることになるのである。

3. 国連による不拡散制裁

国連による制裁は国連憲章第 39 条に基づく「国際の平和と安全に対する脅威」として認定された場合、憲章第七章に基づいて「強制措置」として安保理決議が採択され、全ての加盟国が憲章第 25 条に基づいてその決議を履行することで各国がバラバラに履行する状態を回避し、NSG 不参加国も不拡散に関与することが求められる。また、各国ごとにスペックや仕向先を判断することを避けるため、国連安保理の元に制裁委員会を設置し、専門家パネルがそれを支援することで、核開発に関連する品目を判断する仕組みを整備している。

こうした国連による不拡散制裁は、NSG 三ヶ国による不拡散レジームよりもより強力な措置として核開発国懸念国を制約することを目指している。しかし、それも完全な仕組みとは言い切れない。第一に、NSG 不参加国は、輸出管理を徹底する仕組みをもっておらず、また国連安保理決議を履行するための国内法の整備が進んでいない。安保理決議だけで国内における法執行を可能にする仕組みを持つ国もあるが、それが実際に徹底されることを保証することは難しい。しばしば北朝鮮制裁で東南アジア諸国が抜け穴として使われることがあるが、その背景にはこうした問題がある。

第二に、国連安保理が全ての貿易を監視することは不可能であるため、各国からの報告に基づき、調査・判断することになるが、しばしば実際に制裁違反の事例であっても報告されることはなく、他の情報ソースによって発覚するケースも多く存在する。国連加盟国からすれば、こうした制裁破りの事案は、国際社会において自国の国内統治の能力を疑問視させるものであり、また、自国産業に不利益になる問題でもあるため、報告しない場合が見られる。そうなると、国連安保理がチェックをするという仕組みが機能しなくなるという問題がある。

第三に、国連安保理決議は全ての加盟国が履行することが求められているが、国家の戦略的・外交的な観点から、その履行を徹底しないケースも少なからず見られる。イランや北朝鮮に対して経済的・政治的利益を持つ国々は、しばしば安保理決議を歪めて解釈し、とりわけデュアルユースリストに掲載されている品目については、その履行を徹底しないケースがある。

その一つの問題は、安保理による制裁が「スマート制裁」ないしは「ターゲット制裁」と呼ばれる方式を採用していることにある。これは、過去に全面的な経済制裁を科し、それによって国民生活が困窮する結果をもたらしつつも、政権の政策は変更しなかったということがあり、国連が基本的人権を侵害するような制裁を取ることの倫理的な問題が問われたため、不拡散制裁は、核関連技術に限定した制裁を科すというコンセンサスがあることが背景にある。「ターゲット制裁」では、NSG リストに基づき、核関連技術に限って、その輸出を禁止することにしているが、同じ品目であっても、もしそれが核開発に関連しないものであれば、輸出を許可することが可能となる。具体的には NSG リストのデュアルユースリストに記載さ

れている品目であっても、それが他の産業（たとえば高強度のアルミニウムやチタンが航空機産業）で利用されると申請された場合、それを許可することが可能になる。

安保理による制裁はNSGによる不拡散レジームよりは強い不拡散の仕組みにはなっているが、そこにも抜け穴はあり、それらを徹底することは難しい。さらには、こうした核開発を困難にするため、核開発に関連する企業や技術者などを制裁対象とし、資産凍結や旅行禁止といった措置をとったり、また、核開発の資金を集める手段となっている経済活動を制裁対象とするなど、補助的に様々な措置がとられているが、これらに関しても、上記のような齟齬が存在しており、徹底することは難しい状況にある。

4. 国連による不拡散制裁の効果

国連による不拡散制裁は上記のように様々な問題を抱えてはいるが、それでもイラン、北朝鮮の核開発に対し、国際社会が取り得る選択肢として重要な位置づけとなっている。とりわけ、イラン制裁においては、2006年に安保理決議1737号は採択されて以来、2010年の安保理決議1929号まで4度の制裁強化が行われ、最終的には2015年7月に核合意が成立した。これは国連を通じた制裁が不拡散を阻止し、イランが核兵器開発に進むことを食い止めたNPT体制の成功の象徴として見られている。他方、北朝鮮への不拡散制裁は見事に失敗し、北朝鮮の5回の核実験を止めることは出来ず、同じく安保理制裁の対象であるミサイル開発も止まらない状況が続いている。

こうした違いはいかにして生まれるのか。第一に、国連制裁だけ見ればイランと北朝鮮に科せられている制裁の内容は大きく異なっていない。いずれも「ターゲット制裁」の形式を取り、北朝鮮には奢侈品の制裁はあるが、2016年まで石炭や鉄鉱石と言った経済制裁に近い制裁は取られてこなかった。しかし、それでも異なる結果に結びついたのは、国連安保理制裁に連動した各国制裁があったからである。特にアメリカによる金融二次制裁（米国外の企業や個人であっても、イランとの取引がある場合、米国市場から閉め出すという罰則を受ける）と、EUによる石油禁輸、銀行間通信ネットワークであるSWIFTからイランの金融機関を閉め出すといった制裁が効果を発揮した。これらはイラン国民にも大きな影響を与えたが、それが後に制裁解除を求める世論を作っていった。他方、北朝鮮に対しても米国やEUが独自制裁を科しているが、その効果は限定的である。

それは、第二の理由である、北朝鮮の閉鎖性と中国の存在の大きさである。イランの場合、石油輸出によって国家経済を運営し、外国資本を積極的に受け入れてきた経験から、非常に開放的な経済の仕組みを取っていた。そのため、日本や欧州、インド、中国、韓国、ロシアなど、アメリカ以外の主要な経済との関係が著しく深かった。そのため、国連制裁、各国制裁が科されたことで、イラン経済は大きな影響を受けることとなった。他方、北朝鮮は閉鎖的な経済制度を取っているため、他国への依存度が低く、外国、とりわけ西側諸国からの圧力に抵抗出来る余地が大きい。その最大のポイントは中国の存在であり、中国が経済的な支援をする限り、北朝鮮への制裁効果は限られてしまう。また、「ターゲット制裁」であっても、中国の業者が「核目的以外の用途」としてデュアルユースリストに記載されている品目を扱う限り、北朝鮮は制裁対象品であっても入手が可能である。

第三に、民主主義的な制度の存在が大きな意味を持つ。イランは選挙で選ばれない最高指導者が統治の頂点に立つが、実質的な政策の執行を行う大統領は国民からの直接選挙で選ばれる。そのため、国民が制裁によって日々の生活にストレスを感じれば、それが選挙結果として反映されることになる。他方、北朝鮮はそうしたメカニズムが一切なく、制裁で国民が苦しんだとしても、体制維持を目標に掲げ、独裁的な政治システムを取っている北朝鮮においては、国民の不満によって政策を変更したり、政権交代したりすることが出来ない。

これらの理由から、国連による不拡散制裁の効果はまちまちとなる。一方ではイランのような効果を発揮することもあれば、北朝鮮のようにその効果が極めて限定的な場合もある。

5. 終わりに

このように、安全保障貿易管理も国連を通じた制裁も、不拡散を完全なるものたらしめるわけではない。

しかし、NSG 参加国の自発的な努力と、国連安保理による制裁がなければ、イランの核開発は一層進んでいたものと思われるし、北朝鮮の核開発はより速いペースで進んだ可能性もある。その点では、これらの努力が無であったということはできない。

しかし、同時に、これらの努力があれば安心というわけではなく、不断の努力によって核拡散を防止し、第二、第三の北朝鮮を生まないようにしていくことが求められる。その点で今後の動向として重要になってくるのが、不拡散をリードしてきたアメリカの対応である。

トランプ政権が発足して以来、不拡散レジームの成功例であるイラン核合意を敵視し、イランが核合意を遵守していることを認めつつも、その合意は「悪い取引（Bad Deal）だ」として批判し、核合意の放棄を常に前面に押し出している。確かにイラン核合意にはイランのミサイル開発や武器輸出の問題を制御せず、核兵器開発を阻止するということに特化したことで、トランプ大統領がフラストレーションをためているのは理解できるが、しかし、核不拡散という観点から言えば、この合意を「悪い取引」としてしまうなら、他にイランへの核拡散を阻止する方法は武力によるイランの制圧くらいしか選択肢はない。果たしてそれが今後の NPT 体制の維持にどんな影響をもたらすのか、定かではない。

また、北朝鮮に対しては、20 年間続く「戦略的忍耐（Strategic patience）という戦略が実を結ばず、北朝鮮は 5 度の核実験と数十回に及ぶミサイル発射実験を繰り返している。既に大陸間弾道弾級の射程を持つミサイルも開発している状況にあり、核不拡散だけでなく、大量破壊兵器の不拡散レジームに正面から挑戦している。これに対してトランプ政権は軍事的な圧力は高めつつも、効果的に北朝鮮の行動を変容させる手段を持たず、手詰まり状態となっている。トランプ政権は北朝鮮制裁の抜け穴となっている中国を非難し、同時に中国が努力をすれば北朝鮮の行動を変容させることが出来ると信じているようであるが、それも実現困難な状況にある。

こうした中で、トランプ政権は次にどのような行動に出るのか、イランに対してこのまま緊張を高め、核合意を放棄するのか、もしくは武力行使のコストとその後の混乱を考えて核合意の維持を続けるのかが問題になる。また北朝鮮に対しては、これまで中国への配慮から控えてきた二次制裁を強化し、中国と対立してでも北朝鮮制裁を強化する政策をとるのか、それともこのまま北朝鮮の核保有を前提とした対話路線に移るのか、それとも武力行使による解決を取るのか、様々な選択肢がありうる。いずれも、アメリカの出方次第で、今後の核不拡散をめぐる国際秩序のあり方も変わってくるであろうし、国連や各国の不拡散への考え方にも影響が出てくるであろうと思われる。NPT 体制を保持し、核の拡散を防ぐことを最優先に考えると、これからのアメリカの対応次第では、NPT 体制自体が揺らいでいく可能性も考えておく必要があるだろう。

---

*Kazuto Suzuki
[1]Hokkaido Univ.

2017年秋の大会

核不拡散，保障措置，核セキュリティ連絡会

核不拡散・核セキュリティに係る国際動向と諸課題
International Trends and Challenges regarding Nuclear Non-proliferation and Nuclear Security

核テロへの備え —主要国の核鑑識体制整備の動向—

Readiness for Nuclear Terrorism: Nuclear Forensics Framework in Advanced Nations

*玉井 広史、木村 祥紀、大久保 綾子、篠原 伸夫、富川 裕文
日本原子力研究開発機構 核不拡散・核セキュリティ総合支援センター

核鑑識は核セキュリティ強化の一環として、犯罪捜査で押収された核物質・放射性物質（RI）を分析してその出所・由来を解明し、犯人・犯罪組織の摘発・裁判に有用な物的証拠を提供するものである。核鑑識能力を高めるために、核物質・RI の物理的・化学的分析を行いその特徴を明らかにする核鑑識ラボラトリの整備と、分析結果の照合を行って当該物質の出所を同定するための核鑑識ライブラリの構築が必要である。その上で、犯罪捜査や裁判に資するため「管理の連鎖」と呼ばれる証拠保全が求められ、法執行機関等の関係機関との緊密な連携が重要である。こうした一連の核鑑識を体系的に実施するため、関連機関の枠組みや所掌について定めた国内対応計画の策定が各国の果たす責務とされている。現在、核鑑識対応能力の強化は IAEA を始め国際的な協力のもとに進められており、参加各国の着実な体制整備が図られている。今後の更なる強化の観点から、特に整備の進んでいる欧米主要国の事例から、核鑑識体制の向上に向けた課題の抽出と検討を行った。

1. はじめに

近年の国際的なテロの懸念の高まりの中で、核テロの抑止、発生後の影響緩和、および犯罪者等の摘発のそれぞれの分野での対応体制の整備が進められている。核鑑識は、税関等の輸出管理の窓口あるいはテロ等の犯罪現場で押収された核物質・放射性物質の核分析を行ってその特徴や由来を明らかにし、並行して行われる警察のいわゆる伝統的鑑識（指紋、DNA 等の照合）の結果と合わせて総合評価を行い、その後の捜査活動、犯人検挙、裁判への証拠提示に資するものである。また、こうした対応体制の確立を示すことによってテロ等の犯罪を抑止する効果も期待されている。2010 年の第 1 回核セキュリティサミットを契機として、都合 4 回のサミットプロセスを経て核鑑識に係る対応は技術及び制度の両面において強化・整備が進んできた。核鑑識においては技術的な核分析とともに警察・司法などの法執行機関との協調が期待されるため、両者の情報・知見の共有が不可欠であり、そのための制度整備が重要である。

原子力機構では、体制整備が進んでいる主要国の動向調査を行い、調査結果を踏まえた核鑑識体制の整備の望ましい進め方の検討を行った。本稿は、調査と検討の結果を紹介するもので、核鑑識に求められる要件を提示し、主要国の動向とそれを踏まえた整備の課題をまとめる。

2. 核鑑識に求められる要件

押収された証拠品の分析は「核鑑識ラボラトリ」と呼ばれる施設で行われ、破壊分析及び非破壊分析を通じて同位体組成、微細形状、製造・精製年代、含まれる不純物の同定等の詳細な特徴が明らかにされる。こうして核鑑識ラボラトリで見出された詳細な特徴からその核物質・RI 等の起源を割り出すために「核鑑識ライブラリ」と呼ばれるデータベースとの照合が行われる。核鑑識ライブラリは原則として各国が整備し、登録内容は自国の原子力活動の規模に応じて独自に設定することとされている。また、場合によっては、他国で押収・分析された核物質等について求めに応じて照合を行うこともあるため、その照会の窓口並びに情報伝達ルートの整備も必要である。

以上の分析・照合結果は犯罪の訴追のための法廷証拠として採用される可能性があるため、証拠の保全

及び分析の正当性の観点から、司法用語で「管理の連鎖 "Chain of Custody"」と呼ばれる特別な取り扱いをそれらの核鑑識のプロセスを通じて要求される。この要求を満たすため、核鑑識ラボラトリでは正当な施設・設備・人員の配置による厳正な品質管理が必要となる。

「管理の連鎖」を確立するためには、核鑑識ラボラトリのみならず、捜査及び司法を含めた関係者の一致した協調あるいは協力が不可欠であり、体制づくりが重要である。この目的で各国は技術開発、体制整備及び運用について国内対応計画を策定することが求められており、IAEA はそのための指針を発行して支援している。

なお、原子力機構は現在、核物質の分析技術の対応能力の向上、核鑑識ライブラリ整備のための研究開発を進め、テロに対抗する国際的な連携を進める枠組みである核鑑識国際技術作業グループ（ITWG）及び核テロリズムに対応するためのグローバル・イニシアティブ（GICNT）が実施する演習等に積極的に参加し、技術レベルの維持・向上、協力体制の構築を図っている。

3. 主要国の動向

冷戦時代及びその後の混乱期を通じ、核セキュリティ強化を主導している欧米において核鑑識対応体制の整備が最も進んでおり、以下に代表的な国々の国内対応計画の整備状況を紹介する。

3.1 米国

核鑑識ラボラトリは、多彩かつ高度な分析技術を有する国立研究所数ヶ所に設置され、これらの調整と核鑑識ライブラリの整備をエネルギー省（DOE）が所掌している。テロ等の犯罪現場等における初動対応は州警察が行うが、核物質・RI の関与が判明した場合、その後の対応の主導権は連邦捜査局（FBI）に移管され、証拠品の押収を始め捜査全般を FBI が指揮し、その管轄下で核鑑識ラボラトリが証拠品としての核物質・RI を分析・保管することになっている。更に、応用問題として、生物/化学物質等で 複合汚染された遺留品の分析は、国立衛生研と共有する実験施設を使用する段取りが定められている。

核鑑識ライブラリは、現在、民生用の核物質等については特許・知的財産権の観点からライブラリに特化したデータベース化はされておらず、国がデータを保有している核兵器関連の核物質に対してのみ整備が進められている。仮に、民生用の核物質等について照合の要請があった場合は、民間会社に照会を行って照合することが想定されている。

国内対応計画は国家戦略 5 ヶ年計画（2010 年に大統領名で発出）において策定され、上記の現場の対応や核物質の照合方法等のほか、広くテロ事象発生前後の関係機関の役割・責任が明記され整備が進められている。それによると、国家情報長官室（ODNI）がインテリジェンスと国家テロ対策を担当し、大規模テロ等が発生した場合は国防省（DOD）が事後対応に当たることとなっている。国土安全保障省/国内核検知局（DHS/DNDO）は、これらの関係機関間の全体的な機能調整を行うとともに、緊急対応チームの編成や税関及び国境取締りを所掌している。また、司法省（DOJ）が裁判を担当、国務省（DOS）は国際関係の窓口となっている。更に、関係機関間の緻密な協力体制のネットワークが構築され、担当者間のオンライン、オフラインを通じた円滑な知見・情報の共有が図られている。

3.2 欧州

核鑑識ラボラトリは、欧州域内における共同の原子力研究所である超ウラン元素研究所（ITU、2016 年より The JRC in Karlsruhe と改称）が中心的な存在として位置づけられ、この他に設置された各国の研究所のラボラトリと協力しつつ域内の核物質等の分析を実施している。

分析に当たって、管理の連鎖を確保する観点から、当該試料の取扱い経路、責任の所在の文書化、分析後の保管方法の確立等を定めた試料の取扱規則の整備を行うとともに、伝統的鑑識との協力、演習等、警察をはじめ捜査機関との連携を積極的に進めている。例えば、封印、アクセス者の限定、警察官立会いの下での核物質等の試料からの指紋採取、生物・化学・爆発性物質が含まれた試料は除染した上で受入れる、

などの手順が取決められている。この結果、実際に域内で発見された不法移転の核物質に対する分析・照合を行って年代測定及び由来解明に成果を上げ、核鑑識の有効性を実証している。また、核鑑識ラボラトリが有する高精度・高機能の分析機器は、機器の有効活用の観点から通常の保障措置業務の分析にも併用され、この方面でも効果を上げている。一方、核鑑識ライブラリの整備はEURATOMが所掌し、現在、域内の核物質等のデータ収集に努めているところである。

国内対応計画は国毎に整備が進められており、例えば、ドイツでは事象発生時の現場における初動対応から核鑑識ラボラトリに至るまでのとるべき行動及び責任官庁の役割を規定し、この計画に基づいた対応者の訓練・演習が行われている。またJRCは域内の各国の国内体制整備への支援・協力として、計画立案や緊急時対応の訓練等を実施している。

3.3 カナダ

核鑑識に必要な分析技術を有する数ヶ所の研究所が核鑑識ラボラトリに指定され、ラボラトリのネットワークを構築するとともに、そのうちの1ヶ所の研究所に高精度・高機能の分析機器を集積して中心的役割を持たせている。きわめて特徴的なことは核鑑識ライブラリの集中管理であり、カナダ国内の全ての 核物質・RIのデータをカナダ原子力安全委員会（CNSC）において統合・整備している。これは、CNSCに原子力事業の許認可権限があることから産業界からの情報収集がスムーズに行えるためであるが、データ照合の基本的なスタンスとして、発見された規制外の核物質・RIが「カナダ国内を起源とするものであるか否かを明らかにする」という明確な目的のもとに行われている。

国内体制は、規制、研究、法執行を所掌する8省庁及び研究所の11機関で構成されるカナダ国内核鑑識能力構築プロジェクト（2012年に開始）において、定期的な演習・訓練を通じた関係機関相互の情報交換・知見共有を実施している。更に、これらの活動を通じて得られた様々な知見から「管理の連鎖」における認識ギャップを精査し、次のステップであるカナダ国内核鑑識プロジェクト（2016年に開始）に移行した。これらのプロジェクトはCNSCが主導し、関係官庁間の緊密なネットワークを構築している。

4. 抽出された課題

4.1 核鑑識ラボラトリと関係機関との連携

「管理の連鎖」を確保する観点から、捜査機関から受領した証拠試料を輸送中及び保管施設において保全するための確実な措置が核鑑識ラボラトリにおいて必須である。また、伝統的鑑識と核鑑識の双方の専門家間で証拠保全に関する知見を共有して認識ギャップを埋めるため、両者間の協力と連携を進めていくことが必要である。例えば、原子力の世界では、核物質・RIの試料収去のため布等で拭き取るスミアという方法が一般的であるが、これによって指紋が逸失するため伝統的鑑識では行ってはならないとされている。また、放射線被ばく量の増加とともに指紋やDNAの形状が変化し、証拠としての価値が損なわれることも起こり得る。

このように、証拠保全の観点から、行うべきこと、行ってはならないこと等について十分な認識を持つことが重要である。そのためには、例えば双方の専門家が合同で核物質・RIの分析を行うなど、情報の共有、演習・訓練の実施の総合計画が必要となろう。更に、初動対応等の現場における放射線障害の防止と核物質・RIの適正な取り扱いに関する情報共有も必要であり、そのためには、例えば現場で関係機関の担当者が参集して演習を行うことも有効であろう。

核鑑識ラボラトリについては、機能を集中させた中核的なラボラトリ構想のほか、ラボラトリ機能を数ヶ所に分散させネットワーク化するような構想も分析活動のスピードアップやリスク緩和など効率化の観点から一考に値するであろう。

4.2 核鑑識ライブラリの開発

一般的に民生用の核物質・RI については特許あるいは知的財産権がかけられている可能性があり、核鑑識ライブラリのためのデータ収集に支障となる可能性が高い。従って、核鑑識ラボラトリの分析結果との照合あるいは他国等からの照会に的確に対応するための工夫が必要である。前章に紹介した主要国の現状を踏まえ、以下の 3 通りの対応窓口(POC)を考えられよう。

i) 集約型

データの収集と管理を 1 ヶ所に集中させ、POC の機能もここに置くもので、カナダや欧州がこのタイプである。利点は集中管理することにより、責任の所在が明確になるとともに、データ照合の照会に迅速に対応できることが期待される。

ii) 分散型

対象となる核物質・RI を所有する事業者等がデータベースの整備とライブラリの構築を行い事業者毎に POC を指定するものである。核鑑識の所掌機関に対してデータ照合の要請があった場合、各 POC を通してデータ照合を行う。これにより、特許・知財の課題をクリアしつつ核鑑識ライブラリ機能を果たすことが期待できるもので、米国がこのタイプである。

iii) 代替型

核物質・RI に関する既存の情報管理システムあるいはデータベースを活用して核鑑識ライブラリを整備するもので、POC は事前に指定しておくものである。既存の法規に基づく事業者からの告知等の情報を有効利用することにより、新たにライブラリを構築する手間が省け、かつ国内の対象物質を網羅できることが期待される。我が国に適したタイプと考えられる。

以上のどのタイプにおいても、効果的かつ効率的なデータ収集及びデータ照合を迅速に行うためには、関連法規の整備と国際的な紹介に対応し得る的確なネットワークの構築が重要である。

4.3 人材育成

核鑑識ラボラトリの機能を強化する上で、高度な分析技術を有する人材のニーズは今後、高まってくるものと考えられる。現在、中心になって活動している世代が有する豊富な知識・技術を継承していくためにも、スキルを持った優秀な人材の育成は極めて重要であり、各国共通の課題として GICNT や ITWG の場においても指摘がなされている。核鑑識の対象となる核物質・RI は、国の広範な原子力活動を反映して多岐に渡るため、核鑑識ラボラトリの研究者のみならず製造工場等、現場の専門家の知見を採り入れることも重要と考えられることから、こうした広範な専門家も組み込めるような体制の構築も必要であろう。

また、継続的な人材育成を可能とするには、大学等の教育・研究機関との連携を密にしていくことも有効な方策と考えられよう。実際、米国では、核鑑識を含む核セキュリティの政策と技術をカリキュラムに採用している大学がいくつかあり、修士・博士課程において学位を授与する教育プログラムが確立されており、卒業後は、国立研究所や関係官庁に専門職として採用されるキャリアパスも開けている。

一方、大学における教育・研究との関係でしばしば指摘されることは成果の公開に関する懸念であり、核セキュリティの性格上、論文や学会発表に制限が設けられることもあり、自由な活動の支障となるのではないか、という点である。これについては双方の得失を上手にバランスさせる手立てを考えて連携強化を図っていくことが必要と考えられる。

4.4 多国間協力

前章で紹介した先行国に比し、国内の原子力活動が小規模の新興国では国際的な支援を必要としているケースが多い。例えば東南アジアでは、近隣諸国における事象やテロが発生した場合への対応の一環として各国で核鑑識能力の整備が進められているものの、総じて分析技術及び制度の両面において立ち遅れて

いる感が否めない。IAEA、ITWG、GICNT への演習・訓練を通じた国際協力のほか、ITU や米国等の支援プログラムによる分析能力の向上が図られているものの、更なるテコ入れが必要とされている。アジア原子力協力フォーラム（FNCA）等の枠組みで日本が積極的に協力して行くことが地域全体の核鑑識能力の底上げに貢献し、ひいては核テロ対策の強化につながるものと期待できる。

5. まとめ

核鑑識ラボラトリにおいて要求される「管理の連鎖」を確保する観点から、証拠試料の保全と関連機関との連携強化の重要性について議論した。また、核鑑識ライブラリの構築に当たって核物質・RI のデータ収集及び管理上の課題と POC の在り方について考察した。以上の諸点を国内対応計画に的確に位置づけ、核鑑識ラボラトリ及び関連機関とのインターフェイスを確立して両者の連携強化を図ることが期待される。更に、核鑑識能力と核検知能力の拡充によってテロへの対応能力を強化するとともに、今後懸念される複合的な CBRNe（化学、生物学、放射線、核物質、爆発物）事象への認識を高め、総合対応能力を構築していくことも必要となろう。

参考文献

[1] “Nuclear Forensics in Support of Investigations (Implementing Guide)”, IAEA Nuclear Security Series No.2-G (Rev.1), Austria, September 2015.
[2] “Radiological Crime Scene Management (Implementing Guide)”, IAEA Nuclear Security Series No.22-G, Austria, November 2014.
[3] “Application of Nuclear Forensics in Combating Illicit Trafficking of Nuclear and Other Radioactive Material”, IAEA TECDOC Series No.1730, Austria, January 2014.
[4] “Response to Events Involving the Inadvertent Movement or Illicit Trafficking of Radiological Materials”, IAEA TECDOC Series No.1313, Austria, September 2002.
[5] J. F. Wacker et al., Proposed Framework for National Nuclear Forensics Libraries and International Directions, PNNL-SA-70589 (2011).
[6] J. D. Borgardt and F. M.G. Wong, Galaxy Serpent: A Web-based Table Top Exercise Utilizing the Concept of Nuclear Forensics Libraries, J. Nuclear Materials Management Vol. XLII, No. 4 (2014) 4.

---

*Hiroshi Tamai, Yoshiki Kimura, Ayako Okubo, Nobuo Shinohara and Hirofumi Tomikawa

Integrated Support Center for Nuclear Nonproliferation and Nuclear Security, Japan Atomic Energy Agency

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：304-1 Thermal Hydraulics, Energy Conversion, Energy Transfer, Energy Storage

Thu. Sep 14, 2017 2:45 PM - 4:40 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 5:45 AM - 7:40 AM UTC | Room F C214 - C Block

[2F10-16] Thermal Hydraulics at Accidents

Chair:Yasuo Koizumi (JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[2F10] Experiments on Influences of Injecting Seawater and Boric Acid under Severe Accident Conditions

(7)Boiling concentration of sea water and blockage with precipitated salt in 5x5 bundle geometry

*Masahiro Furuya[1] (1. CRIEPI)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[2F11] Experiments on influences of injecting seawater and boric acid under severe accident conditions

(8)Characterization of salt deposit layer growth and cladding temperature of heated rod bundles

*miyuki akiba[1], akitoshi hotta[1], retsu kojo[1] (1. NRA)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[2F12] Evaluation of Fission Product Release during the NPP Severe Accident

(19)Improvement of Molybdenum Release Model in the SAMPSON Code

Ayumi Itoh[1], *Hidetoshi Karasawa[1], Marco Pellegrini[1], Masanori Naitoh[1] (1. Institute of Applied Energy)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[2F13] Evaluation of Fission Product Released during the NPP Sevier Acccident

(20)Evaluation of Cs Deposition Distribution in the Primary Circuit by Phebus FPT1 Test Analysis

*Hidetoshi Karasawa[1], Ayumi Itoh[1], Marco Pellegrini[1], Masanori Naitoh[1] (1. The Institute of Applied Energy)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[2F14] Study on the influence of internal structures of reactor containment vessel on density stratified layer erosion during a severe accident

*Satoshi Abe[1], Masahiro Ishigaki[1], Yasuteru Sibamoto[1], Taisuke Yonomoto[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

4:00 PM - 4:15 PM JST | 7:00 AM - 7:15 AM UTC

[2F15] The CIGMA facility experiment on containment vessel outer surface cooling

Effect of initial gas composition (2)

*Masahiro Ishigaki[1], Satoshi Abe[1], Yasuteru Sibamoto[1], Taisuke Yonomoto[1] (1. JAEA)

4:15 PM - 4:30 PM JST | 7:15 AM - 7:30 AM UTC

[2F16] Study on Air Ingress Phenomena during a Depressurization Accident of VHTR

(2)Discussion on Onset Time of Natural Circulation

*Tetsuaki Takeda[1] (1. University of Yamanashi)

4:30 PM - 4:40 PM JST | 7:30 AM - 7:40 AM UTC

Time reserved for Chair

軽水炉のシビアアクシデント下の海水・ホウ酸注入時の影響に関する試験
(7) 5×5 バンドル流路内での海水沸騰濃縮と析出塩による閉塞

Experiments on Influences of Injecting Seawater and Boric Acid under Severe Accident Conditions

(7) Boiling concentration of sea water and blockage with precipitated salt in 5x5 bundle geometry

*古谷 正裕 [1]

[1] 一般財団法人 電力中央研究所

BWR の 5×5 部分模擬燃料バンドル流路内で海水のプール沸騰試験を行った。最上部のスペーサ内で析出閉塞し、その下部がドライアウトして温度が上昇した。一方、上部はプール沸騰により冷却が継続した。

キーワード：海水, プール沸騰, 沸騰濃縮, 析出, 閉塞, BWR 燃料, 5×5 バンドル

1. 緒言 軽水炉の最終冷却源である海水が炉心に注入されるアクシデントマネジメント(AM)策において、流路閉塞や伝熱劣化の影響を把握することは重要である。前報までに BWR の炉心燃料を模擬した 5×5 部分バンドルヒータに、人工濃縮海水（第 3 報）又は人工海水とホウ酸水との混合溶液（第 4 報）を注入して沸騰濃縮試験を行い、X 線 CT 撮影によりプール沸騰濃縮による析出塩の三次元分布を取得し、スペーサ狭隘部や流動沸騰が塩析出に与える影響を把握した。第 5 報では析出量を系統的に予測するための解析手法を、第 6 報では解析に必要な海水及び混合溶液のプール沸騰時ボイド率の三次元分布を報告した。本報では沸騰を継続して発生する析出塩による閉塞と被覆管表面温度上昇について実験結果を述べる。

2. 実験装置及び方法 矩形チャンネルボックス内に BWR の炉心燃料を模擬した 5×5 部分バンドルヒータを挿入した。ヒータの有効発熱長は 3.7 m である。高さ 30 mm の丸セルスペーサを有効発熱部に 7 箇所設置した。人工海水は海水濃度の 2.5 倍の濃縮溶液とした。コラプスト液位は発熱部上端から 1.2 m 低い位置とした。熱流束は 3 kW/m^2 である。

3. 実験結果及び考察 Fig. 1 に沸騰濃縮試験中の 5×5 部分バンドル中央ヒータの表面温度を時間経過に対して示す。Fig. 1 右側に温度計測高さを対応するプロット色で示した。336 分後に第 1 スペーサ内で沸騰濃縮した析出塩による温度上昇が観測された。392 分後に同スペーサ内で完全閉塞して蒸気が蓄積し、同スペーサ以下の領域を上方から下方へとドライアウトさせた。一方、第 1 スペーサ上部は閉塞後もプール沸騰により冷却が継続した。

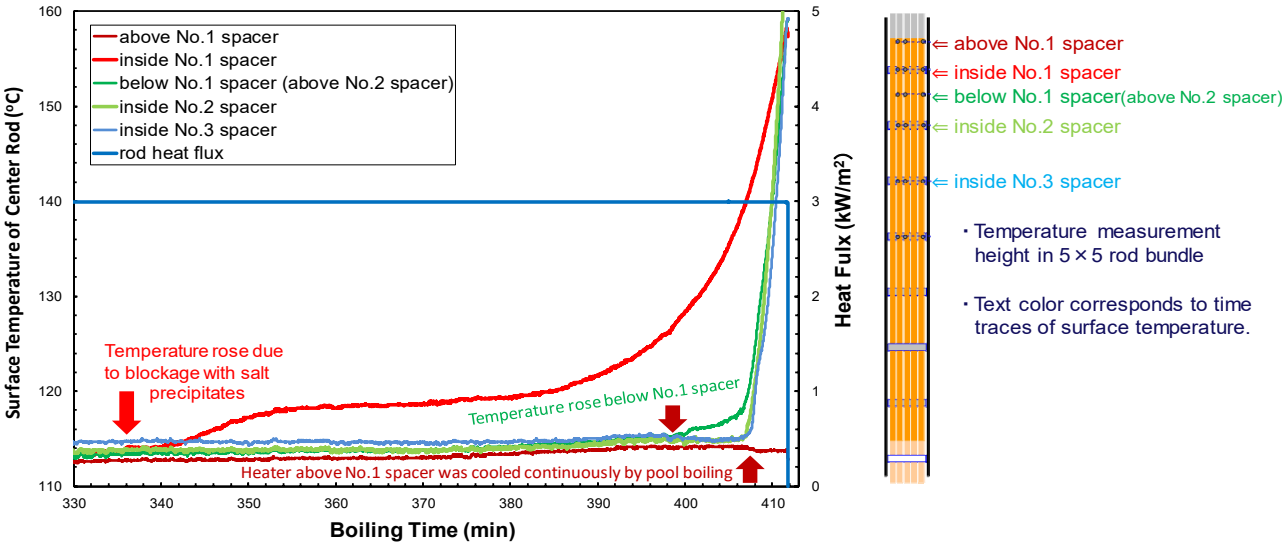


Fig. 1 Time Traces of Surface Temperature of Center Rod (Height Variation)

4. 結論 BWR 炉心燃料を模擬した 5×5 部分バンドルヒータを用いて海水沸騰濃縮・析出試験を行った。最上部のスペーサ内で析出塩により流路が閉塞し、その下部がドライアウトして温度が上昇した。一方、上部はプール沸騰により冷却が継続した。

*Masahiro Furuya[1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

本試験は平成 28 年度原子力施設等防災対策等委託費（海水及びホウ酸注入影響評価試験）事業の一部として行ったものである。

軽水炉のシビアアクシデント下の海水・ホウ酸注入時の影響に関する試験
(8) 燃料バンドルにおける塩析出成長と被覆管表面温度の挙動検討

Experiments on influences of injecting seawater and boric acid under severe accident conditions

(8) Characterization of salt deposit layer growth and cladding temperature of heated rod bundles

*秋葉　美幸，堀田　亮年，小城　烈

原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

軽水炉の重大事故等対処設備等で代替水源とされている海水注入について、燃料集合体における析出による伝熱劣化を予測するための手法構築検討を行った。短尺模擬燃料バンドルで得られたデータから析出挙動と被覆管温度挙動の関係について検討し、実機の伝熱劣化予測評価につなげるための手法を検討した。

キーワード：海水注入、塩析出、Ｘ線ＣＴ撮影、３次元評価、沸騰濃縮

1. はじめに　PWR 及び BWR の重大事故等対処設備等では、海水を代替水源として位置付けている。炉内、特に燃料集合体内では崩壊熱による塩析出で流路閉塞し伝熱劣化が発生する可能性がある。そのため、本研究では、伝熱劣化予測手法を検討している。本報告では、第 6 報までに報告した加熱長さ 1/7 の 5×5 短尺模擬燃料バンドル試験で得られた、析出分布の X 線 CT スキャナ画像データ及び被覆管温度挙動データを基に伝熱劣化の予測手法[1]を構築し、析出と被覆管温度挙動の相関について詳細検討を行った結果を報告する。加えて、本手法の実機への適用に向けた検討結果を報告する。

2. 伝熱劣化予測手法　本手法は事故時に比較的簡易に計算可能とすることを前提に作成し、伝熱劣化が発生した目標塩分濃度 60 wt%での X 線 CT 撮影による析出分布と被覆管温度履歴を用いた。加熱時間による塩分の過飽和度から析出量を算出し、撮影時刻の析出量に一致するように析出層の成長速度を調整した。また、被覆管表面温度は、沸騰熱伝達率（核沸騰及び蒸気単相の熱伝達率をボイド率で重みづけ）と析出層内の熱伝導を用いて算出した。析出層の熱伝導率は塩化ナトリウム単結晶の値 1.15 W/m/K を用いた。

3. 析出挙動と被覆管表面温度挙動の相関検討　上記手法の計算結果を用いて伝熱劣化発生の要因を検討した。図 1 に被覆管表面温度挙動と計算された模擬燃料ロッドギャップ閉塞の時間変化を示す。計測温度位置は最も高温になるセンターロッドの加熱上端(TAF)-20mm であり、ロッドギャップの計算値は温度計測と同じ位置である。図より、熱流束 3, 6, 9 kW/m^2 の 3 ケースとも、被覆管表面温度が急激に上昇し始める時刻は、ロッドギャップが閉塞する時刻にほぼ一致する。ロッドギャップが閉塞すると、析出層表面の流体との接触面積の減少に伴い除熱量が減少し、これ以降急激に被覆管表面温度が上昇すると考えられる。図 2 に被覆管表面温度の計算値を実験と比較して示す。若干低めではあるが、本手法ではロッドギャップ閉塞まではほぼ良好に予測できている。ただし、本手法では、析出層厚みをロッド平均としており、ロッドギャップ閉塞による析出層と流体との接触面積の減少を考慮しておらず、温度の急上昇は模擬できていない。今後改良の予定である。

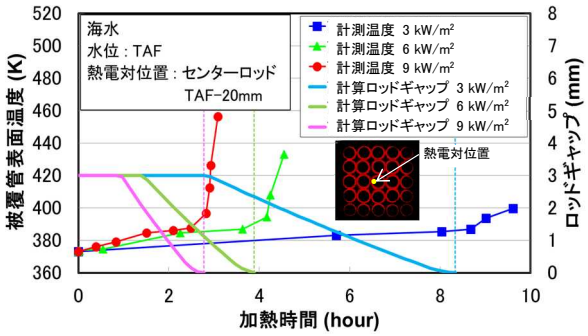


図 1 被覆管表面温度計測値とロッドギャップ計算結果の比較

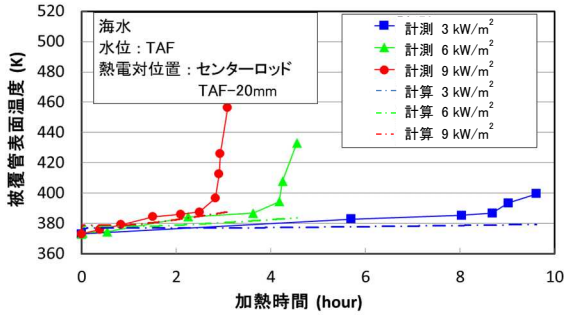


図 2 被覆管表面温度の計算結果と計測結果の比較

4. 実機体系への拡張検討　実験では軸方向の析出が下流側の沸騰による液面の上下振動範囲に多く析出しており、流路閉塞もこの範囲で発生している。これは液面振動により加熱壁が濡れと乾きを繰り返しているためと考えられる。実機においてもこの現象は同様であると考えられることから、液面振動範囲を計算することにより、本手法を適用し、伝熱劣化を予測することは可能であると考えられる。ただし、第 7 報で報告された液面振動範囲にスペーサがある場合に関しては、別途それを考慮するモデルを組み入れる必要がある。

参考文献　[1] 秋葉ら，第5報 バンドル流路内における塩析出挙動の解析手法検討，原子力学会 2016 年春の年会

*Miyuki Akiba, Akitoshi Hotta, Retsu Kojo
S/NRA/R

原子炉過酷事故における放射性核分裂生成物放出挙動の評価
（19）SAMPSON コードにおけるモリブデン放出モデルの高度化

Evaluation of Fission Product Released during the NPP Sevier Accident
(19) Improvement of Molybdenum Release Model in the SAMPSON Code

*伊藤　あゆみ[1]，唐澤　英年[1]，ペレグリニ　マルコ[1]，内藤　正則[1]
[1]エネルギー総合工学研究所

SAMPSON コードの放射性核分裂生成物放出モジュール（FPRA）を改良し、燃料表面付近の雰囲気依存性が放出挙動に与える影響を考慮できるようにした。

キーワード：SAMPSON，モリブデン，セシウム，福島第一原子力発電所，放射性核分裂生成物

1. 緒言

揮発性 FP は結晶粒内を拡散して結晶粒界面の析出相に気泡を形成して気相へ放出される。従来の SAMPSON コードは、拡散速度が燃料温度と燃料内の酸素ポテンシャルの関数として与えられる Lewis モデル[1]を用いて、モリブデンの放出率を評価していた。しかし、モリブデンは Mo-Tc-Ru-Rh-Pd 合金中で安定した六方最密充填（HCP）相として析出することが報告されており[2-3]、放出挙動は燃料表面における析出相と雰囲気の蒸発反応によって律速されると考えられる。モリブデンは、炉内におけるセシウム化合物の化学形に影響を与えることから、モリブデンの放出率評価モデルを改良した。

2. モデル改良

析出相中のモリブデンが酸化されることによってモリブデン酸ガスが発生する反応が、燃料表面において化学平衡に達すると仮定して、モリブデン酸ガス蒸気圧を雰囲気中の酸素濃度と温度の関数としてモデル化した。蒸発反応に寄与する合金中のモリブデン活量は、HCP 相 Mo-Tc-Ru-Rh-Pd 合金中を仮定した熱力学的評価に基づいて、燃料温度域における平均活量を用いた。気相への放出質量流量は、蒸気圧と燃料表面における質量移動係数によって評価する。

3. 結論

モリブデンの放出挙動を、燃料固体中の拡散律速から燃料表面における蒸発律速とする改良を実施した。この改良により、水－ジルコニウム反応からの水素発生に伴う気相の酸素ポテンシャル変動の影響を反映させることが可能となった。しかし、燃料表面付近の酸素ポテンシャルという局所的な特性を、福島実機解析のスケールに適用することの不確かさについては、解析結果を解釈するにあたり考慮するべきである。

なお、本研究は経済産業省「平成 28 年度廃炉・汚染水対策事業費補助金（総合的な炉内状況把握の高度化）」の一部として実施した。

参考文献

[1] B.J.Lewis et al., “Modelling the release behaviour of cesium during severe fuel degradation”, J.Nucl.Mater., 227(1996)83-109.

[2] H.Kleykamp, “The chemical state of the fission products in oxide fuels”, J.Nucl.Mater., 131(1985)221-246.

[3] Y.Ohishi et al, “Thermodynamic equilibrium calculations on the oxidation behavior of the Mo-Ru-Rh-Pd alloys”, 日本原子力学会和文論文誌, vol.11(2012)30-36.

*Ayumim Itoh[1], Hidetoshi Karasawa[1], Marco Pellegrini[1] and Masanori Naitoh[1] , [1]The Institute of Applied Energy.

原子力過酷事故における放射性核分裂生成物放出挙動の評価
（20）Phebus-FPT1 試験解析による一次系内 Cs 沈着分布の評価

Evaluation of Fission Product Released during the NPP Sevier Accident

(20) Evaluation of Cs Deposition Distribution in the Primary Circuit by Phebus FPT1 Test Analyses

*唐澤英年[1]，伊藤　あゆみ[1]，ペレグリニ　マルコ[1]，内藤　正則[1]

[1]エネルギー総合工学研究所

SAMPSON コードを用いて Phebus-FPT1 試験での一次系における Cs 沈着分布を評価した。今回は、Cs と Mo の沈着分布を比較し、Cs の沈着・移行に及ぼす Cs 化学形と Mo の影響を調べた。

キーワード：Cs 沈着分布、Phebus-FPT1 試験、SAMPSON コード

1. 緒言

Phebus-FP 試験では、1/1000 スケールの PWR 模擬試験装置を用い、炉心から格納容器に至る FP の移行・沈着過程を調べた[1)]。先回は、Cs の化合物として CsOH の他に Cs_2MoO_4 を考慮することにより、Cs の沈着量の妥当性を確認した。今回は、試験で観測された沈着した Cs_2MoO_4 からの CsOH の生成過程に関し、モデル化の必要性を検討した。

2. 試験解析

2-1. 解析条件

FP の移行・沈着を計算する FPTA モジュールを用い、ガス流量、ガス温度、壁温度、燃料からの FP 放出量を入力とした。

2-2. 解析結果

核種毎の沈着挙動の解析結果を、表 1 に示す。燃料から放出された FP 核種は、ガス温度降下に伴いエアロゾルとなり、主にガスと壁との温度差の大きい上部プレナムと蒸気発生器上流に熱泳動により、そして曲管部では慣性により沈着した。また、Cs の一部は CsOH となり、CsOH は蒸気発生器に入るまでは蒸気として凝縮し、蒸気発生器ではエアロゾルとして熱泳動により沈着した。なお、表中の通過割合は蒸気発生器下流における試験結果で、解析結果のエアロゾル割合に相当する。

表 1 核種毎の沈着挙動

核種	ｴｱﾛｿﾞﾙ	壁沈着	床沈着	通過割合
Cs-137	40.31	44.08	0.02	43.80
I-131	62.58	24.38	0.01	64.10
Te-129m	5.94	75.91	1.00	52.50
Mo	28.36	27.72	0.00	23.00
Ba-140	0.00	0.01	0.00	0.65
Ru-103	0.00	0.01	0.00	0.50

*数値は初期インベントリーに対する割合(%)

上部プレナムに沈着した Cs_2MoO_4 は、水蒸気と反応して CsOH を放出することが Phebus 試験で確認されている。また、Phebus では壁材がインコネルのため CsOH の化学吸着は観測されなかったが、1F 解析では SUS 製のセパレータやドライヤーへの化学吸着を考慮する必要がある。これら事象の重要性について、定量評価結果を紹介する。

なお、本研究は経済産業省「平成 28 年度廃炉・汚染水対策事業費補助金（総合的な炉内状況把握の高度化）」の一部として実施した。

参考文献

[1] B. Clement and R. Zeyen, Annals of Nuclear Energy, 61, 4-10(2013).

*Hidetoshi Karasawa[1], Ayumim Itoh[1], Marco Pellegrini[1] , and Masanori Naitoh[1]

[1]The Institute of Applied Energy..

シビアアクシデント時における原子炉格納容器内部構造物の密度成層侵食・崩壊に与える影響に関する研究

Study on the influence of internal structures of reactor containment vessel on density stratified layer erosion during a severe accident

*安部　諭[1]，石垣　将宏[1]，柴本　泰照[1]，与能本　泰介[1]
[1]日本原子力研究開発機構

原子力機構では、シビアアクシデント時の格納容器内熱水力挙動の詳細把握を目指して、ROSA-SA プロジェクトを進めている。本プロジェクトの一つとして、格納容器内水素リスクに着目した小型可視化実験装置 VIMES による多成分気体の密度成層侵食・崩壊実験を行っている。本報告では、流れを妨げるような内部構造物が、成層侵食・崩壊に与える影響について報告する。

キーワード：シビアアクシデント，原子炉格納容器，密度成層，内部構造物

1. 緒言

シビアアクシデント時には、水-ジルコニウム反応等で発生した水素による爆発が生じ、原子炉格納容器等の健全性が脅かされる可能性がある。原子力機構で進めている ROSA-SA プロジェクトでは、格納容器内での各種気体の挙動や分布を把握し、水素リスクに関する現象的理解の向上を目指して、小型密度成層挙動可視化装置 VIMES による実験を行っている[1]。本報告では、VIMES 内に設置したグレーチング型内部構造物が、多成分気体で形成された密度成層の侵食・崩壊挙動に与える影響について報告する。

2. VIMES 装置と内部構造物

本装置は 1.5(L)×1.5(W)×1.8(H) m の小型直方体容器で、3 つのノズルから任意の流量の空気およびヘリウムを容器内に噴入することで、さまざまな強さの成層や噴流を形成することができる(図 1)。本検討では図 1 に示すような密度成層を初期状態として形成し、下方の鉛直ノズルから平均 4.7 m/s で空気を上向きに放出して、成層侵食・崩壊実験を行った。容器内に設置したグリッド型構造物関して、開口率 75.2%のものを容器底部から 0.6 m の高さに設置した。計測は Particle Image Velocimetry(PIV)測定、気体の組成分布についてはローテーションバルブ付四重極質量分析計(QMS)を用いて、多点計測を実施した。

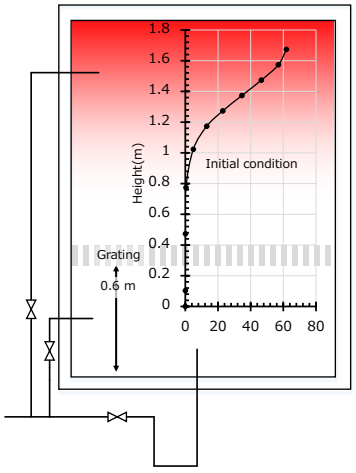


図 1 VIMES 装置

3. 結果

図 2 に PIV 測定で得られた鉛直ジェットの成層貫入付近での平均速度ベクトルを示す。両者とも、中心部での上向きの噴流とその両端での下降流が確認できた。しかし、グレーチング型構造物を設置した場合は、水平方向の拡がりが抑制された。その結果、構造物がある場合は、密度成層の崩壊・浸食速度が小さくなった(図 3)。これは、成層へ貫入するジェットの拡がり幅が、グレーチングの整流効果により小さくなったことで、噴流の成層内への突入で生じる乱流混合領域が小さくなったためと考えられる。

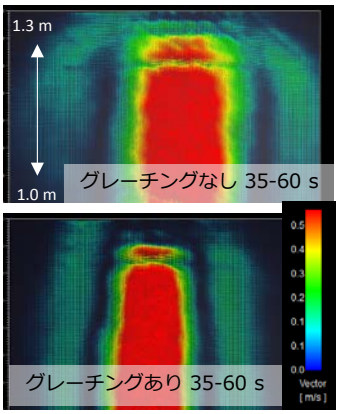


図 2 成層化部の速度分布

4. 結論

内部構造物を有する小型容器内での、鉛直ジェットによる密度成層侵食・崩壊に関する可視化実験を行い、グレーチング型構造物は成層浸食速度に影響することが確認できた。今後は、グレーチングの配置高さや開口面積などをパラメータとして調査を進める。

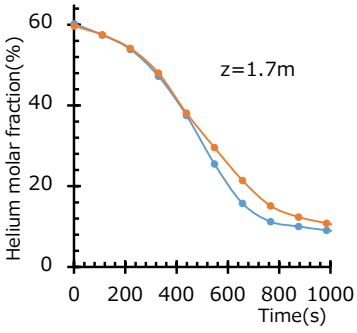


図 3 容器上部の He 濃度変化

参考文献

[1] S. Abe et al., Nuclear Engineering and Design, Volume 303, 2016, Pages 203-213

本研究成果は、原子力規制委員会からの受託事業「平成 29 年度 原子力施設等防災対策等委託費（軽水炉のシビアアクシデント時格納容器熱流動調査」の一部として得られた。

*Satoshi Abe[1], Masahiro Ishigaki[1], Yasuteru Sibamoto[1], Taisuke Yonomoto[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

格納容器外面冷却に関する CIGMA 実験　初期ガス組成の影響（2）

The CIGMA Facility Experiment on Containment Vessel Outer Surface Cooling
Effect of Initial Gas Composition (2)

*石垣　将宏[1]，安部　諭[1]，柴本　泰照[1]，与能本　泰介[1]
[1]原子力機構

シビアアクシデント時の格納容器内における熱水力挙動を検討するため，原子力機構では大型格納容器実験装置 CIGMA を用いた実験を行っている。本発表では，ヘリウムガスの局在化に注目し，初期成層内のヘリウム濃度を変化させた場合の容器外面冷却時熱水力挙動について報告する。

キーワード：格納容器，CIGMA，外面冷却，ROSA-SA

1. はじめに　シビアアクシデント時の格納容器内蒸気凝縮挙動は，ガス温度及び濃度の空間分布や減圧挙動に強く影響することから，格納容器健全性に関連する重要な現象と認識されており，これまでに様々な実験的・解析的研究がなされている。これに関連して原子力機構では，大型格納容器実験装置 CIGMA を用いた研究を実施している。本発表では格納容器外面冷却実験における初期成層内のヘリウム（He）濃度を変化させた場合の熱水力挙動について報告する。

2. 実験内容　CIGMA 装置は直径 2.5m，高さ 11m の円筒形の試験容器を持ち，容器内部の気体温度，濃度，流速分布を計測できる。また冷却系として内部スプレイ及び外面冷却系を備える。既報[1]で，蒸気・空気が容器内にほぼ均質に分布し，上部に高濃度の He が成層化した条件で，容器頂部を外面冷却した際の結果(CC-PL-10)について報告した。本研究では，初期の上部成層の He 濃度を変化させ，それ以外の実験条件については CC-PL-10 と同様とした実験 CC-PL-13G, CC-PL-14 を実施した。パラメータである上部成層の He 濃度は CC-PL-10, 13G, 14 でそれぞれ 13%, 15%, 25%（成層内非凝縮ガス中の He の割合はそれぞれ 44%, 52%, 77%）であった。以下 CC-PL-10, 13G, 14 をケース A, B, C と表記する。

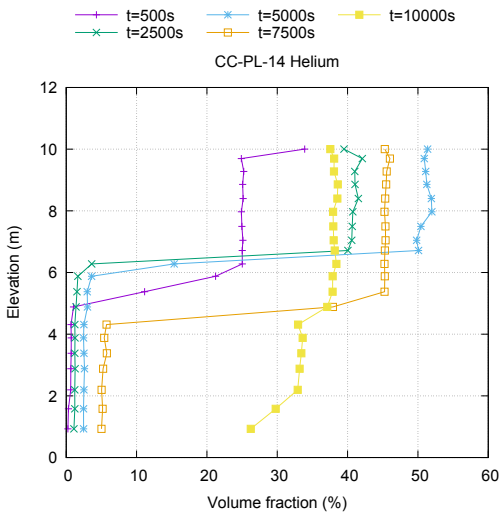


図 1. CC-PL-14 の He 濃度の鉛直分布

3. 実験結果　容器頂部での蒸気凝縮により，ケース A, B, C で上部の成層内での He 濃度の増加が見られた。それぞれ成層内における He 濃度は最大で約 18%, 25%, 50%まで増加したが，どのケースにおいても最終的に上部の密度成層は崩壊し，容器内ガス濃度は一様となった。成層が崩壊するまでの時間は成層内 He 濃度に依存しており，ケース A では冷却開始から約 2000 秒で崩壊したが，ケース C では約 10000 秒で成層が崩壊した。上部成層が長時間維持されたことから，長時間にわたり自然循環は上部の成層内のみで局所的に生じていたと考えられる。図 1 にケース C での冷却開始後の He 濃度の鉛直分布を示す。ケース C では，他のケースでは見られなかった，冷却開始初期（冷却開始から約 500 秒から約 2000 秒まで）の頂部近傍の狭い領域での He 濃度の上昇が見られた。この頂部近傍における高濃度の He 層により，伝熱効率が低下したと考えられる。講演では，比較結果の詳細や He の局在化の影響等について発表する予定である。

参考文献　[1]　柴本ら，日本原子力学会 2017 年春の大会，2K08

本研究は，原子力規制委員会原子力規制庁より受託した「平成 29 年度原子力施設等防災対策等委託費（軽水炉のシビアアクシデント時格納容器熱流動調査）事業」の一部として実施した。

*Masahiro Ishigaki[1], Satoshi Abe[1], Yasuteru Sibamoto[1] and Taisuke Yonomoto[1], [1]Japan Atomic Energy Agency

超高温ガス炉減圧事故時の空気浸入挙動の研究
（2）自然循環流発生時刻の考察

Study on Air Ingress Phenomena during a Depressurization Accident of VHTR
(2) Discussion on Onset Time of Natural Circulation

*武田 哲明[1]
[1]山梨大大学院

第四世代原子炉の一つである超高温ガス炉の減圧事故時には，配管破断により空気が浸入する場合を想定しなければならないが，事故後直ちに空気が浸入する可能性は低いとされているが，圧力容器内外の状態に依存して大量の空気が浸入する可能性がある自然循環流の発生時間について考察した．

キーワード：VHTR，減圧事故，空気浸入，多成分気体混合，自然対流，分子拡散

1. 緒言

超高温ガス炉の原子炉設計を行う際に想定事象の一つである一次冷却系主配管破断時の空気浸入事象においては原子炉内の高温高圧のヘリウムガスが格納容器内に破断口から噴出し，原子炉内外の圧力が均圧した後，多成分気体の分子拡散と局所的な自然対流及び原子炉内を一巡する混合気体の自然循環流，あるいは不安定密度成層下での密度置換流など，密度の異なる気体の複雑な混合現象が生じる．今後の超高温ガス炉の安全設計に関して，これらの現象が重畳する場合の空気浸入過程を明らかにしておくことは，設計上の安全裕度を確定する上でも重要である．

2. 破断口位置及び炉内構造物による現象の考察

JAEA が所有する高温工学試験研究炉（HTTR）に代表されるような原子炉の下部に一次冷却系配管が位置する場合に配管が破断すると，一般的には破断口上部の炉内には密度の小さい気体が，破断口下部には密度の大きい空気とヘリウムの混合気体が存在するため，炉内外が均圧後，直ちに混合気体が浸入する可能性は低い. この場合, 炉内の流路構成は逆 U 字型流路となるが, 単純な流路の場合，高温側が並列流路の場合，局所的に自然対流が発生している場合については，実験及び数値解析を行い，黒鉛が酸化する場合についても同様に考察してきた[1-7]．例えば，炉心内に温度の異なる流路が存在する場合の空気浸入事象として，全体として逆 U 字型を構成する流路を用いて，加熱側は 3 本の鉛直円管流路，冷却側には 1 本の鉛直流路を用いて，3 本の温度が等しい場合，2 本の温度が等しい場合，全て温度が異なる場合に対して，配管破断後直ちに鉛直流路間で密度の小さい成分気体の自然循環流が発生し，流路下部から密度の大きい成分気体が分子拡散により移動する場合において，図 1 に示すように配管破断後の自然循環流が発生する時間について報告してきた．ここでは，超高温ガス炉の減圧事故時における炉内への空気浸入挙動をこれまでの実験研究から考察し，自然循環流の発生時刻の考察結果を報告する．本研究は JSPS 科研費 JP16K14535 の助成を受けたものである．

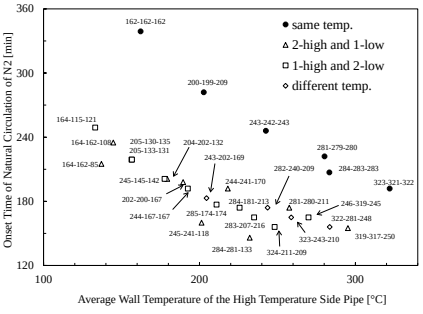


図 1 自然循環流の発生時間

参考文献 [1] T. Takeda and M. Hishida, *Nucl. Eng. Des.*, **135**, 341 (1992), [2] *Int. J. of Heat and Mass Transfer*, **39**, 527 (1996), [3] *Nucl. Eng. Des.*, **200**, 251 (2000), [4] T. Takeda, et al., *Nucl. Eng. Des.*, **240**, 2443 (2010), [5] *Nucl. Eng. Des.*, **271**, 417 (2014), [6] *Nucl. Eng. Des.*, **306**, 108 (2016), [7] Proc. of HTR 2016-18632

*Tetsuaki Takeda[1]
[1]University of Yamanashi

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：304-1 Thermal Hydraulics, Energy Conversion, Energy Transfer, Energy Storage

Thu. Sep 14, 2017 4:40 PM - 6:30 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 7:40 AM - 9:30 AM UTC | Room F C214 - C Block

[2F17-23] Filter and Scrubbing 1

Chair:Hide Okada (IAE)

4:40 PM - 4:55 PM JST | 7:40 AM - 7:55 AM UTC

[2F17] Development of a high efficiency multi-nuclide aerosol filters for radiation protection during a process of cutting core

(4)Investigation of Raduation Protection Technology based on the capture test

*Tadashi Narabayashi[1], Akinori Ishii[1], Yuta Watanabe[1], Go Chiba[1], Yasunori Yamamoto[1], Masanobu Sato[2], Takao Masuda[1] (1. Hokkaido Univ., 2. Tohoku Univ.)

4:55 PM - 5:10 PM JST | 7:55 AM - 8:10 AM UTC

[2F18] Depelopment of a high efficiency muiti-nuclide aerosol filters for radiation protection during a process of cutting core

(5)Improvement of Decontamination Factor by using steam injection

*Yuta Watanabe[1], Tadashi Narabayashi[1], Akinori Ishii[1], Yasunori Yamamoto[1], Go Chiba[1], Takao Masuda[1], Masanobu Sato[2] (1. Hokkaido University, 2. Tohoku University)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[2F19] Development of a high efficiency multi-nuclide aerosol filters for radiation protection during a process of cutting core

(6)Measurement of Iodomethane diffusivity within MFI and FAU type Zeolite

*Noriki Hayakawa[1], Yuta Nakasaka[2], Yuta Ishizu[3], Takuya Yoshikawa[2], Takao Masuda[2] (1. Hokkaido University Graduate School of Chemical Sciences and Engineering, 2. Hokkaido University Graduate School of Engineering , 3. Hokkaido University Faculty of Engineering)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[2F20] Development of a High Efficiency Multi-nuclide Aerosol Filters for Radiation Protection during a Process of Cutting Core

(7)Evaluation of Sorption Performance of Methyl Iodine by Silver doped Zeolite under Steam Environment

*Daisuke Akiyama[1], Yutaka Masaki[1], Nobuaki Sato[1], Akira Kirishima[1], Tadashi Narabayashi[2] (1. Tohoku univ., 2. Hokkaido univ.)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[2F21] Development of a high efficiency multi-nuclide aerosol filters for radiation protection during a process of cutting core

(8)Development of a simple tool to estimate radioactivity trapped by filter element

*Go Chiba[1], Akinori Ishii[1], Tamotsu Kozaki[1], Tadashi Narabayashi[1], Nobuaki Sato[2] (1. Hokkaido university, 2. Tohoku university)

5:55 PM - 6:10 PM JST | 8:55 AM - 9:10 AM UTC

[2F22] Development of a high efficiency multi-nuclide aerosol filters for radiation protection during a process of cutting core

(9)Estimation of radioactivity of short half-lived fission product nuclides trapped by filter element

*Akinori Ishii[1], Go Chiba[1], Tamotsu Kozaki[1], Tadashi Narabayashi[1], Yasunori Yamamoto[1] (1. Hokkaido Univ.)

6:10 PM - 6:25 PM JST | 9:10 AM - 9:25 AM UTC

[2F23] Development of Evaluation Method for Decontamination Performance of Venturi Scrubber Based on Mechanistic Two-phase Flow Model

(1)Understanding of Two-phase Flow behavior by Water-air and Water-vapor Visualization Experiments

*Shinichiro Uesawa[1], Naoki Horiguchi[1], Takayuki Suzuki[1], Mitsuhiko Shibata[1], Hiroyuki Yoshida[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

6:25 PM - 6:30 PM JST | 9:25 AM - 9:30 AM UTC

Time reserved for Chair

多核種高除染性空気浄化システム開発による作業被曝低減化研究
(4)吸着実験に基づく被曝低減技術の基本コンセプトの検討

Development of a high efficiency multi-nuclide aerosol filters for radiation protection during a process of cutting core
(4) Investigation of Radiation Protection Technology based on the Capture Test

*奈良林直[1]，石井亮憲[1]，渡邊優太[1]，千葉豪[1]，佐藤修彰[2]，増田隆夫[1]
[1]北海道大学，[2]東北大学

抄録：福島第一原子力発電所の原子炉建屋や格納容器内の汚染は深刻で，廃炉作業を実施するためには，作業者の被曝低減や敷地外の放射性物質の漏洩防止が必要で、このための基本コンセプトをまとめた。

キーワード：廃炉作業、福島第一原子力発電所、多核種、空気除染システム、作業被曝低減

1.緒言　福島第一原子力発電所の廃炉においては、原子炉建屋や格納容器内の汚染は深刻で、廃炉作業を実施するためには、作業者の被曝低減と敷地外の放射性物質の漏洩防止を徹底しなくてはならない。本報では、吸着実験に基づく基本コンセプトの検討を実施した。

2.基本コンセプトの検討　図１は空気浄化システムの基本コンセプトである。スクラビングノズルを用いた湿式フィルターに続いて乾式のメタルファイバーフィルターを設置し、更に最終段に銀ゼオライトのヨウ素フィルターを設けている。ヨウ素フィルターは、廃炉作業をすすめる上で溶融していないペレット中に含まれる半減期 1600 万年のヨウ素 129 が炉内にまだ 2kg 近くあると考えられるためである。

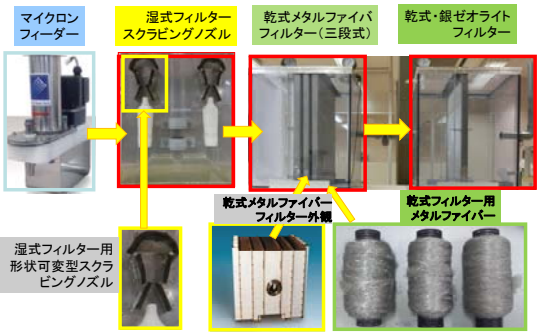


図１空気浄化システムの基本コンセプト

3.メタルファイバー試験結果による基本コンセプトの見直し
メタルファイバーを用いた吸着試験ででは、図２に示すように 0.5μm 以下の微粒子の吸着性能（除染係数 DF）が良くない。粒子径が小さい場合、投入粒子 100g に対してその質量は 0.1g 以下で非常に少ないが、内部被曝を防ぐためにも、吸着性能を上げることにした。図３に加湿装置を追加した空気浄化システムを示す。これは蒸気加湿により粒子を凝集させて大粒化するコンセプトである。

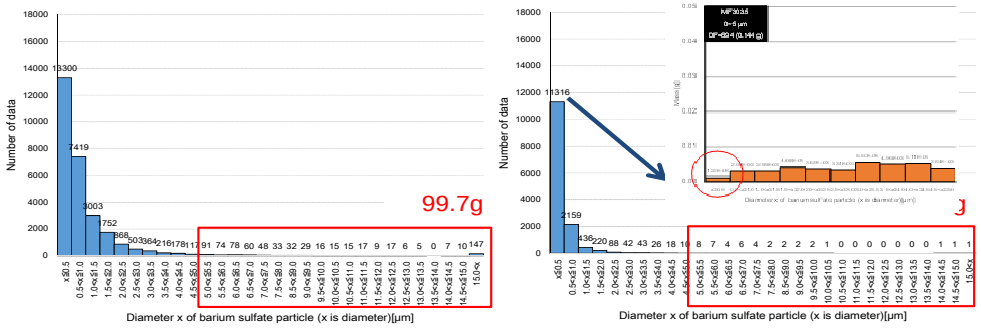


図２吸着実験結果（フィルター通過前後の $BaSO_4$ 粒子径分布の比較）

４.フィルターの高性能化　ファイバー径をより細かくして、メタルファイバーフィルターの吸着性能を更に向上させることも検討している。これらのフィルターを多層構造として、フィルターの高性能化を推進する。

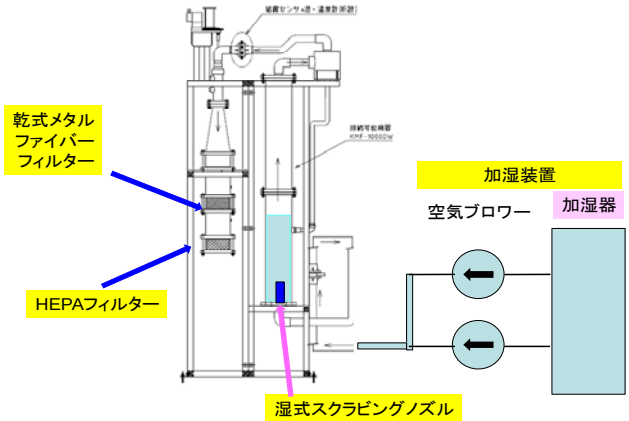


図３蒸気加湿凝集装置付空気浄化システム

5.結言　廃炉作業を実施するためには、作業者の被曝低減と敷地外の放射性物質の漏洩防止を徹底しなくてはならない。吸着実験結果では 0.5μm 以下の微粒子の吸着性能を上がるために、蒸気加湿凝集装置付き空気浄化システムの基本コンセプトをまとめた。

謝辞：本研究は、文部科学省の英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業による委託業務、平成 28 年度「多核種高除染性空気浄化システム開発による作業被曝低減化研究」の一部として実施した。

参考文献　[1] 奈良林ら、2016 春の年会 1D20.　[2]秋山ら、2016 春の年会 1D21 、[3]奈良林ら、2017 春の年会 1K07

---

*Tadashi Narabayashi[1], Akinori Ishii[1], Yuta Watanabe[1],Go Chiba[1], Nobuaki Sato[2], Takao Mmasuda[1]
[1]Hokkaido Univ., [2]Tohoku Univ.

多核種高除染性空気浄化システム開発による作業被曝低減化研究
(5)蒸気凝集装置による吸着試験結果

Development of a high efficiency multi-nuclide aerosol filters for radiation protection during a process of cutting core
(5) Improvement of capture efficiency by using steam injection

*渡邊優太[1], 石井亮憲[1], 奈良林直[1], 千葉豪[1], 佐藤修彰[2], 増田隆夫[1]
[1]北海道大学, [2]東北大学

抄録：福島第一原子力発電所の廃炉作業を実施するための多核種高除染性空気浄化システムの高性能化を推進するため、蒸気加湿凝集装置を追加して、粒子の大粒化を図り、吸着性能を向上させた。

キーワード：廃炉作業、福島第一原子力発電所、多核種、空気除染システム、作業被曝低減

1.緒言　多核種高除染性空気浄化システムの高性能化を推進するため、蒸気加湿凝集装置を追加して、蒸気凝集による微粒子の大粒化を図り、吸着性能を向上させる。

2.実験装置　図１に蒸気加湿凝集装置付空気浄化実験装置を示す。スクラビングノズルを用いた湿式フィルターの下流に乾式のメタルファイバーフィルターを設けている。ヨウ素フィルターは、別途東北大学で試験を行っている。数十 nm のヒュームをフィルター捕捉するために、図 1 に示すように、霧上のミストや蒸気を注入して、湿度を上げるヒュームの凝集装置を追加した。

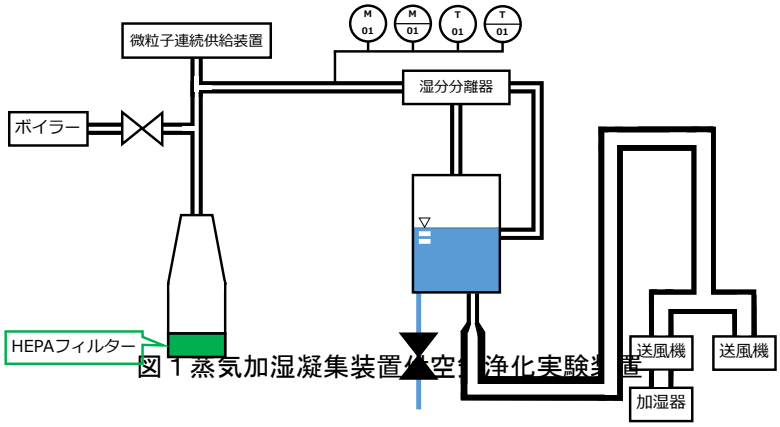
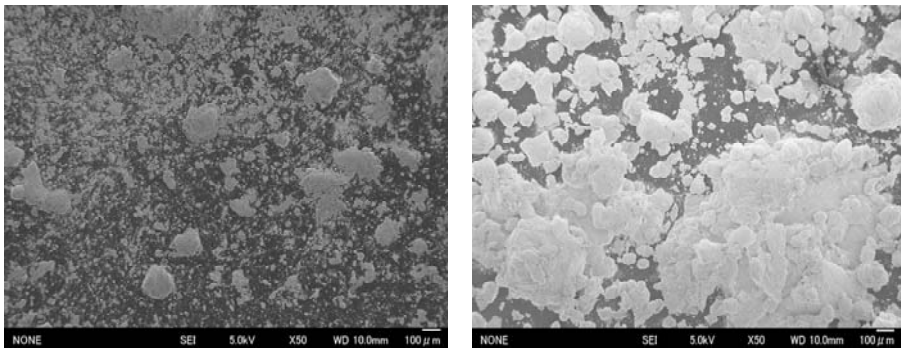


図１蒸気加湿凝集装置付空気浄化実験装置

3.蒸気凝集試験結果
試験結果の SEM 画像を図 2 に示すが、蒸気凝縮に伴う数十 nm の粒子が凝集して、大粒径化している様子が確認できた。ヒュームを除去することが可能であることが確認できた。
また、図３に示すように、湿度も十分に高くして安定した特性を確認した。



(a) 蒸気凝集なし　　(b) 蒸気凝集あり

図２吸着実験結果（フィルター通過前後の $BaSO_4$ 粒子径分布の比較）

４.フィルターの高性能化
ファイバー径をより細かくして、メタルファイバーフィルターの吸着性能を更に向上させている。

5.結言　廃炉作業を実施するためには、作業者の被曝低減と敷地外の放射性物質の漏洩防止を徹底しなくてはならない。吸着実験結果では 0.5μm 以下の微粒子の吸着性能を上がるために、蒸気加湿凝集装置付き空気浄化システムの試験を実施し、模擬粒子である硫酸バリウムの蒸気凝集効果を確認した。

謝辞：本研究は、文部科学省の英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業による委託業務平成 28 年度「多核種高除染性空気浄化システム開発による作業被曝低減化研究」の一部として実施した。

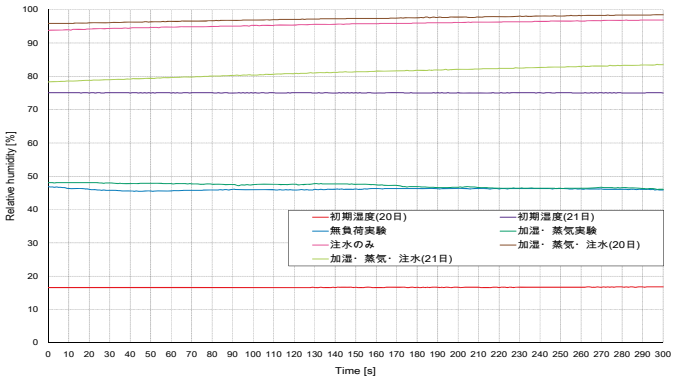


図３実験装置各部の湿度の測定結果

参考文献　[1] 奈良林ら、2016 春の年会 1D20.　[2]秋山ら、2016 春の年会 1D21 、[3]奈良林ら、2017 春の年会 1K07

* Yuta Watanabe[1], Tadashi Narabayashi[1], Akinori Ishii[1], Go Chiba[1], Nobuaki Sato[2], Takao Mmasuda[1]
[1]Hokkaido Univ., [2]Tohoku Univ.

多核種高除染性空気浄化システム開発による作業被曝低減化研究

(6)MFI 型ゼオライトおよび FAU 型ゼオライトの結晶内拡散係数測定

Development of a high efficiency multi-nuclide aerosol filters for radiation protection during a process of cutting core

(6)Measurement of Iodomethane diffusivity within MFI and FAU type Zeolite

*早川　矩生[1]，中坂　佑太[1]，石津　佑太[1]，吉川　琢也[1]，増田　隆夫[1]

[1]北海道大学

MFI型およびFAU型ゼオライトを用い，これらゼオライト結晶内におけるヨウ化メチルの拡散係数測定を行った．結晶内拡散係数はFAU型ゼオライトよりMFI型ゼオライトの方が高い値を示した．よって，拡散速度の観点からはヨウ化メチルの吸着剤には，MFI 型ゼオライトが有利であることが示唆された．

キーワード：ヨウ化メチル，結晶内拡散係数，MFI 型ゼオライト，FAU 型ゼオライト

1. 緒言

廃炉を実施する際には，作業環境中のヨウ化メチルの除去が必須であり，吸着剤としてゼオライトの利用が期待されている．ゼオライトが有する吸着サイトのほとんどが，ゼオライトの細孔表面に存在するため，ヨウ化メチルはゼオライト細孔内を拡散し，吸着する．よって，合理的なゼオライト設計を行う上で拡散の情報は重要である．本研究では，MFI 型および FAU 型ゼオライト結晶内におけるヨウ化メチルの気相拡散係数を測定し，結晶構造および酸量の違いが吸着量や拡散係数に及ぼす影響を検討した．

2. 実験方法

MFI 型(Si/Al=100)および FAU 型ゼオライト(Si/Al=1.7)を用いた．試料の結晶性，細孔特性，結晶サイズはそれぞれ XRD，窒素吸着測定，FE-SEM により評価した．結晶内拡散係数は定容法[1)]により，100~150℃，1.5 kPa 以下で測定した．ヨウ化メチルの吸着量の経時変化および拡散方程式の級数解を用いることで結晶内拡散係数を算出した．　さらに，得られた結晶内拡散係数に分配係数を乗じることで有効拡散係数を求めた．

3. 結果と考察

Fig.1 に各試料におけるヨウ化メチルの吸着量を示す．MFI 型ゼオライトのヨウ化メチル吸着量は FAU 型ゼオライトに比べ高い値を示した．Fig.2 に各試料におけるヨウ化メチルの結晶内および有効拡散係数のアレニウスプロットを示す．MFI 型ゼオライトのヨウ化メチルの結晶内拡散係数は FAU 型ゼオライトに比べ高い値を示した．FAU 型ゼオライトの酸量は MFI 型ゼオライトよりも多いため，外表面および外表面近傍の細孔内に吸着したヨウ化メチルによって，他のヨウ化メチル分子の拡散が阻害されたためと考えられる．

一方，各試料におけるヨウ化メチルの有効拡散係数は温度に依らずほぼ一定の値であり，MFI 型ゼオライトの有効拡散係数は FAU 型ゼオライトと比較して高い値であった．

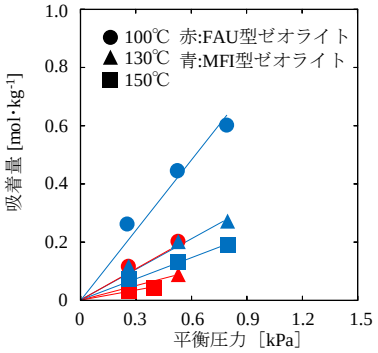


Fig.1 ヨウ化メチルの吸着等温線

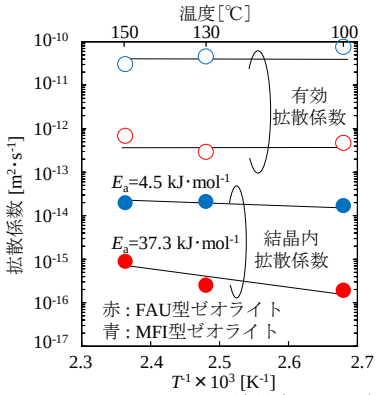


Fig.2 ヨウ化メチルの結晶内および有効拡散係数のアレニウスプロット

4. 謝辞

本研究は，文部科学省の英知を結集した原子力科学技術･人材育成推進事業による委託業務平成 28 年度「多核種高除染性空気浄化システム開発による作業被曝低減化研究」の一部として実施した．

参考文献

1) T. Masuda, *J.Jpn. Petrol. Inst.*, **46**(2003) 281

---

*Noriki Hayakawa[1], Yuta Nakasaka[1], Yuta Ishizu[1], Takuya Yoshikawa[1] and Takao Masuda[1]

[1]Hokkaido Univ.

多核種高除染性空気浄化システム開発による作業被曝低減化研究
(7) 水分共存下における銀ゼオライトによるヨウ化メチルの吸着性能評価

Development of a High Efficiency Multi-Nuclide Aerosol Filters for Radiation Protection during a Process of Cutting Core Debris.

(7) Evaluation of Sorption Performance of Methyl Iodine by Silver doped Zeolite under Steam Environment

*秋山　大輔[1]，正木　優[1]，佐藤　修彰[1]，桐島　陽[1]，奈良林　直[2]

[1]東北大学，[2]北海道大学

銀ゼオライトを用いたヨウ化メチル吸着実験を水分共存下における吸着性能の変化について評価した。また、銀ゼオライトに吸着したヨウ素の安定性について TG–DTA を用いることで、銀ゼオライトに対するヨウ化メチルの吸着性能について総合的に評価した。

キーワード：廃炉作業，福島第一原子力発電所，多核種空気浄化システム，銀ゼオライト，ヨウ化メチル

1. 緒言　福島第一原子力発電所の廃炉作業を安全に実施するためには、作業者の被ばく低減と敷地外の放射性物質の漏洩を防止する必要がある。そこで本研究では国内の原子力発電所で適用されているフィルタードベントシステムの技術を応用し、多核種放射性物質を吸引除去する高除染性空気浄化システムの開発を目的としている [1]。気体状の放射性物質のうち、ヨウ化メチルの吸着材として銀添加ゼオライト(AgX)が候補として挙げられている。前報 [2]にて AgX に対するヨウ化メチルの飽和吸着量について評価したが、空気浄化システムを使用する環境では空気中に水分が含まれている可能性があるため、水分の影響について評価する必要がある。本報では蒸気発生装置を用いて水分共存下で吸着実験を行い、その影響について評価した。また、AgX に吸着したヨウ素の安定性について TG-DTA 及びガス分析を行うことで、AgX に対するヨウ化メチルの吸着性能について総合的に評価することを目的とした。

2. 実験　SUS 製の吸着実験装置を用いて、Ar+100ppmCH_3I もしくは Ar+1000ppmCH_3I のガスを 500~1000ml/min で 1 時間流した後、AgX を回収して XRF を用いてヨウ化メチルの吸着量を評価し、AgX に対するヨウ化メチルの吸着率を得た。さらに蒸気発生装置を用いて水分共存下での吸着実験を行い、水分共存下における吸着率を評価した。吸着実験後、ヨウ素を吸着した AgX について He ガス 350ml/min、加熱温度を室温から 1500℃として TG—DTA 分析及び発生したガスの質量分析を行った。

3. 結論　AgX に対するヨウ化メチルの吸着率は、本実験条件において水分が含まれない場合ほぼ 100%となった。一方、水分が共存した場合吸着率が 30~50%程度まで低下することが確認された。ヨウ素吸着後の AgX の TG—DTA 分析及びガスの質量分析の結果から、加熱温度が 800℃以上でヨウ素の揮発とみられる重量の減少を確認し、質量分析においても m/z=127 のピークが確認された。しかし、800℃までは I (m/z=127) 及び CH_3I(m/z=142)の増加は確認されなかったことから、ヨウ化メチルが AgX に吸着すると 800℃までは安定に存在することがわかった。

参考文献

[1] 奈良林ら, 2016 年春の年会

[2] 秋山ら, 2016 年春の年会

*Daisuke Akiyama[1], Yutaka Masaki[1], Nobuaki Sato[1], Akira Kirishima[1] and Tadashi Narabayashi[2].

[1]Tohoku Univ., [2]Hokkaido Univ.

謝辞　国立研究開発法人科学技術振興機構(JST)の科学技術試験研究委託事業の一環として実施した。

多核種高除染性空気浄化システム開発による作業被曝低減化研究
(8) フィルターエレメントに捕捉される放射能評価のための簡易ツールの開発

Development of a high efficiency multi-nuclide aerosol filters for radiation protection during a process of cutting core
(8) Development of a simple tool to estimate radioactivity trapped by filter element

*千葉 豪[1]，石井 亮憲[1]，小崎 完[1]，奈良林 直[1]，佐藤 修彰[2]
[1]北海道大学，[2]東北大学

空気浄化システムのフィルターに捕捉される放射能を定量的に評価するため、放射能の減衰とプラント内の移行、自発核分裂に起因する短半減期 FP の生成を簡易的なモデルで評価するツールを開発した。

キーワード：廃炉作業，フィルター，空気浄化，自発核分裂，短半減期核分裂生成物核種

1. 背景　空気浄化システムの開発とその運用を考える際に、福島第一原子力発電所（1F）の廃炉作業におけるシステムの放射性核種捕捉量を評価する必要がある。そのためには、1F の事故発生直前の核燃料中の放射性核種のインベントリ、及び事故発生後の放射性核種の壊変とプラント中の移行を把握する必要がある。今回、1F の各部位における放射性核種インベントリを簡易的に評価するコードシステムを開発した。

2. 事故直前の放射性核種インベントリの評価　事故直前の放射性核種インベントリは、燃料交換バッチ、軸方向の出力、ボイド率分布を考慮した複数のピンセル計算の結果を用いて評価する[1]。燃焼・冷却履歴は、JAEA の西原らの評価データを基にする[2]。

3. 事故後の放射性核種インベントリの評価　プラントをいくつかの空間ノードに分割し、放射性核種のノード間の移行係数を元素毎に設定するという簡易的な核種移行モデルを導入し、プラント内の部位（ノード）毎の放射性核種インベントリを評価する。プラントを J 個の空間ノードに分割したとき、ノード j、時刻 t における核種 i の単位体積あたりの数密度 $N_{i,j}(t)$ が従う微分方程式を以下のように記述する。

$$V_j \frac{dN_{i,j}(t)}{dt} = -\lambda_i N_{i,j}(t) V_j - \sum_{j'} C_{i,j\to j'} N_{i,j}(t) V_j + \sum_{i'} \lambda_{i'} N_{i',j}(t) V_j P_{i'\to i} + \sum_{j'} C_{i,j'\to j} N_{i,j'}(t) V_{j'}$$

ここで、V は体積、λ は崩壊定数、C はノード間移行係数、P は崩壊による核種遷移確率を示す。また、本コードシステムでは、自発核分裂に由来する短半減期核分裂生成物核種の生成も考慮することが可能である（シリーズ発表(9)にて報告）。また、空気浄化システムのフィルターには、作業対象部位に対応するノードに含まれる放射性物質の一定割合が捕捉されると仮定する。本コードシステムの概念図を図 1 に示す。

4. 今後の予定　本コードシステムを適切に運用するためには、プラントのノーディング方法及び核種の移行係数の設定が重要となる。それらについては、今後、既往研究における過酷事故解析コードを用いた解析結果や取得された実験データなどを参考にして取り組む予定である。

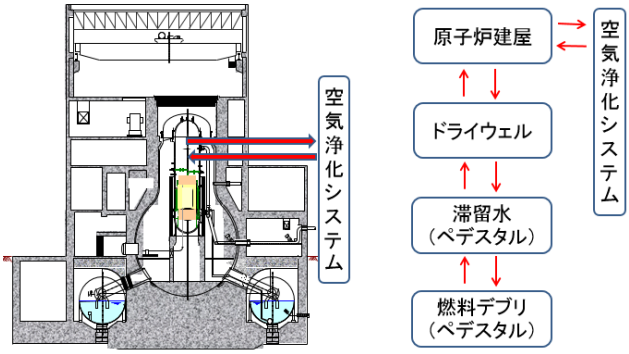


図 1、コードシステムの概念図

謝辞　本研究は、文部科学省の「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業による委託業務・平成 28 年度・多核種高除染性空気浄化システム開発による作業被曝低減化研究」の一部として実施した。

参考文献　[1] K. Okumura, et al., JAEA-Conf 2013-002, p.15 (2013). [2] 西原、他、JAEA Data/Code 2012-018 (2012).

Go Chiba[1], Akinori Ishii[1], Tamotsu Kozaki[1], Tadashi Narabayashi[1], Nobuaki Sato[2]
[1]Hokkaido Univ., [2]Tohoku Univ.

多核種高除染性空気浄化システム開発による作業被曝低減化研究
（9）フィルターエレメントに捕捉される短半減期 FP の放射能の評価

Development of a high efficiency multi-nuclide aerosol filters for radiation protection during a process of cutting core
(9) Estimation of radioactivity of short half-lived fission product nuclides trapped by filter element

*石井 亮憲[1]，　千葉 豪[1]，小崎 完[1]，奈良林 直[1]，山本 泰功[1]
[1]北海道大学

空気浄化システムのフィルターに捕捉される放射性物質を定量的に評価するために開発した簡易ツールを用いて、核燃料中の自発核分裂に起因して生成する短半減期 FP の放射能を定量的に評価した。

キーワード：廃炉作業，福島第一原子力発電所，空気除染システム，作業被曝低減

1. 緒言　廃炉作業において炉心解体時に燃料デブリを切断することなどによって微粒子状の放射性物質が生じる。放射線防護の観点から、フィルターエレメントを用いてこのような放射性物質を捕捉する必要がある。一方で燃料デブリ中には自発核分裂を起こす核種がいくつか存在する。この自発核分裂と、自発核分裂により生じた中性子による未臨界核分裂連鎖反応によって生成される短半減期 FP は、フィルターエレメント内の放射能を増加させる可能性がある。従って、両者を定量的に評価する必要がある。

2. 計算モデル　核燃料を含む体系の中性子増倍係数を k としたとき、未臨界核分裂連鎖反応により k/(1-k)個の中性子が新たに発生することになる。従って、一回の核分裂あたりに発生する平均中性子数をνとすると、k/(1-k)/ν回の核分裂反応が起こることになる。なお、1 回の自発核分裂で発生する平均中性子数をν_{SF}とすると、1 回の自発核分裂により、k/(1-k)・ν_{SF}/ν回の核分裂反応が起こることになる。自発核分裂は Cm-242、-244 で起こるものとし、これらの核種の崩壊における自発核分裂の分岐比や中性子発生数は JEFF-3.1.1 の評価データを用いた。

3. 計算結果　福島第一原子力発電所 1 号機(以下 1F1 号機)の原子炉停止直後の全燃料のインベントリをもとにして、全 FP 核種のインベントリの時間変化を計算した。一例としてヨウ素の結果を示す。ヨウ素の同位体の中で半減期が 1600 万年の I-129 は、事故発生後 10 年程度では減衰せず、健全な燃料が 30%あると仮定すると、炉心内に 2.2kg 程度存在する。一方自発核分裂による放射能の評価には I-133 のような短半減期 FP の影響が重要である。本計算では自発核分裂を考慮した場合の放射能の増加量を評価した。このとき自発核分裂で発生した中性子による核分裂反応は全て U-235 の熱中性子によるものとし、この系の中性子増倍係数を 0.90 と 0.99 とそれぞれ仮定した。図 1 にヨウ素の放射能の計算結果を示す。なお自発核分裂は SF と表記した。計算結果より 1F1 号機燃料中のヨウ素の放射能は中性子増倍係数が 0.9 で有意に増加し、0.99 のように極めて臨界に近づいた場合には 1 桁程度上昇することがわかった。

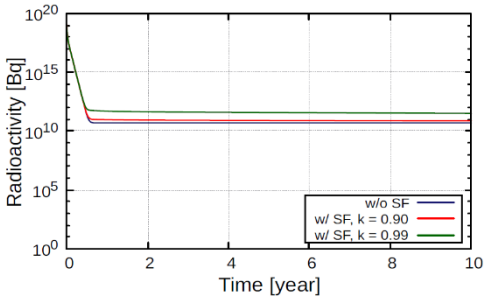


図 1、ヨウ素の放射能の計算結果

4. 結言　今後は、例えば燃料部分の損傷している箇所と損傷していない箇所や、水中や空気中など様々な領域に分割し、領域間の核種の移行を考慮して計算しプラント全体で評価できるよう取り組む予定である。

謝辞　本研究は、文部科学省の英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業による委託業務平成 28 年度「多核種高除染性空気浄化システム開発による作業被曝低減化研究」の一部として実施した。

---

*Akinori Ishii[1], Go Chiba[1], Tamotsu Kozaki[1], Tadashi Narabayashi[1], and Yasunori Yamamoto[1]
[1]Hokkaido Univ.

機構論的二相流モデルに基づくベンチュリスクラバ内除染性能評価手法の開発
（1）水―空気及び水―蒸気可視化試験による二相流挙動の把握

Development of Evaluation Method for Decontamination Performance of Venturi Scrubber Based on Mechanistic Two-phase Flow Model

(1) Understanding of Two-phase Flow behavior by Water-air and Water-vapor Visualization Experiments

*上澤 伸一郎[1]、堀口 直樹[1]、鈴木 貴行[1]、柴田 光彦[1]、吉田 啓之[1]

[1]日本原子力研究開発機構

フィルタ付ベントシステムの１つであるベンチュリスクラバ内の二相流挙動を明らかにするため、水―空気及び水―蒸気可視化試験[1]を実施し、水の自吸量と管内の二相流挙動のデータを取得した。

キーワード：フィルタ付ベントシステム、ベンチュリスクラバ、気液二相流、圧縮性流体、蒸気

1. 研究背景と目的

マルチベンチュリスクラバは、喉部の管壁を貫通する細孔から水を自吸、ガス流中に噴霧することで、微粒子状の放射性物質を効率的に捕集できると考えられている。しかし、実験的に管内の水―蒸気二相流挙動を確認した例はない。本研究では、可視化試験[1]を実施し、管内二相流挙動と水の自吸量のデータを取得した。

2. 実験結果

Fig. 1 は可視化試験のベンチュリスクラバ試験部の模式図（左図）と喉部ガス流速に対するベンチュリスクラバ全体（中心）、喉部（右図）の二相流挙動の可視化結果である。低ガス流速では、自吸された水は喉部で管内に広がる（図中 A）が、下流の拡大部では液膜流が形成され（B）、実機で想定される噴霧流とは異なる。ガス流速が大きくなると、喉部で自吸された水は管中心まで広がらず壁面に沿って流れる（C）が、喉部下流では間欠的に液膜から噴霧が形成される（D）様子を確認できた。この流動様式は想定されている水自吸口からの噴霧とは異なるものの、噴霧の生成という点では実機で想定された流動に近い。

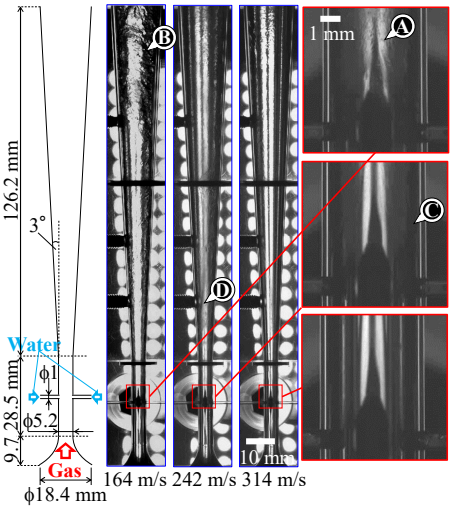


Fig. 1 Two-phase flow behavior in the Venturi scurber (Steam, Water temp. 27.7 ℃).

Fig. 2 は喉部におけるガス流速に対する自吸水量である。蒸気、空気ともに喉部のガス流速の増加とともに自吸水量が減少、停止することを確認した。また、蒸気を用いた実験では、水温が低いほど自吸量が多かった。このようにガスの流速条件によって、ベンチュリスクラバ内の二相流挙動や水の自吸量が変化することから、ベンチュリスクラバの除染性能を解析により確認する場合には、二相流の機構論的モデルに基づく手法とする必要があると考えられる。

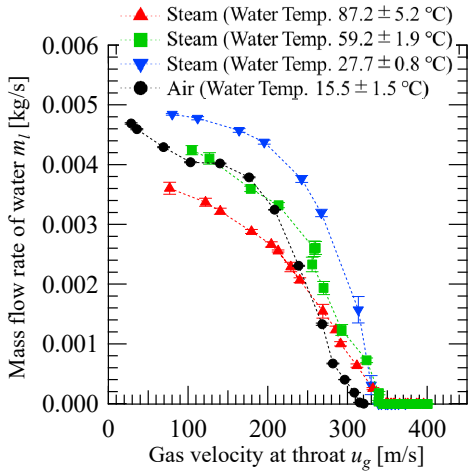


Fig. 2 Relationship of gas velocity at the throat and mass flow rate of water.

参考文献

[1] 上澤ら，第 22 回動力・エネルギー技術シンポジウム講演論文集，A232，2017.

*Shinichiro Uesawa[1], Naoki Horiguchi[1], Takayuki Suzuki[1], Mitsuhiko Shibata[1] and Hiroyuki Yoshida[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：301-1 Reactor Physics, Utilization of Nuclear Data, Criticality Safety

Thu. Sep 14, 2017 9:30 AM - 10:35 AM JST | Thu. Sep 14, 2017 12:30 AM - 1:35 AM UTC | Room G C213 - C Block

[2G01-04] Code Development and Varidation 2

Chair:Takeshi Mitsuyasu (HGNE)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2G01] Small nuclear reactor for dispersed power systems

5)reactivity control method of the solid-moderator core with burnable poisons

*Rei Kimura[1], Satoshi Wada[1] (1. Toshiba)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2G02] Coupled analysis of neutronics and thermal-hydraulics for Lead Fast Reactor with RELAP5

*Koichi Yoshimura[1], Van Rooijen[1], Riho Horita[1] (1. UNIVERSITY OF FUKUI)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[2G03] Verification and validation of the TRACE/PARCS code

Analysis of the SPERT-III Experiments by TRACE/PARCS code (Cold-statrup, hot-standby, and operating power conditions)

*Tatsuya Fujita[1], Tomohiro Sakai[1] (1. S/NRA)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[2G04] Development of Three-dimensional Transport Code GENESIS

(3)Analysis of Kobayashi 3D Benchmark Problem

*Akio Yamamoto[1], Akinori Giho, Tomohiro Endo[1] (1. Nagoya University)

10:30 AM - 10:35 AM JST | 1:30 AM - 1:35 AM UTC

Time reserved for Chair

小型分散電源用原子炉システムの開発
5)：可燃性毒物による固体減速材炉心の温度反応度制御

Small nuclear reactor for dispersed power systems

5)：reactivity control method of the solid-moderator core with burnable poisons

*木村 礼[1]，和田 怜志[1]

[1]東芝

将来の月面・火星探査において小型原子炉を熱源とした電源システムの利用が考えられおり，自律制御性が求められている．原子炉の自律制御の為には炉心が負の温度反応度係数を持つ事が重要であるが，金属水素化物を減速材として用いる炉心は，温度上昇に伴う水素の熱散乱増加と，それによる熱中性子スペクトルの変化によって正の反応度を持つ場合がある．本研究では適切な可燃性毒物を選択する事により炉心の温度反応度を制御する手法を開発した．本手法の原理・毒物選定の考え方・効果について報告を行う．

キーワード：小型炉，宇宙炉，自律制御，臨界安全，原子炉動特性，反応度制御，可燃性毒物

1. 緒言

International Space Exploration Coordination Group (ISECG) [1]では，月面や火星において国際宇宙探査を行うにあたって電源として小型原子炉が提案されており，本研究では要求を満たす原子炉システムの開発を行ってきた．本原子炉は自律的に原子炉の起動を行う事が求められるが，減速材に水素化カルシウムを用いると図１に示される様に炉心の温度反応度係数が正になる温度領域が存在した．そこでこの原因を解明し，根本事象を応用して炉心の温度反応度制御を試みた．

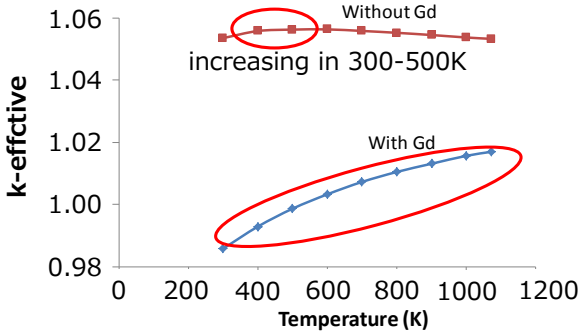


図１：炉心温度による固有値の変化(Gd 有無の 2 ケース)

2. 中性子スペクトル変化と温度反応度制御手法

図2に温度毎の中性子スペクトルと ^{155}Gdの全断面積を示す．本図から温度が上がると熱中性子スペクトルのピークが高エネルギー側に移動している事が分かる．これは減速材温度上昇による熱平衡状態変化に起因するものと考えられる．この時，この変化が起こっているエネルギー領域での ^{155}Gd の断面積は入射中性子エネルギーと共に 1/v 則よりも早く減少しており，体系全体の中性子吸収量が減少する．この事が正の温度反応度係数の原因と考えられる．また，中性子スペクトルが移動する先で中性子吸収量が増加する様な毒物を用いる事で温度反応度を制御出来る事を確認した．

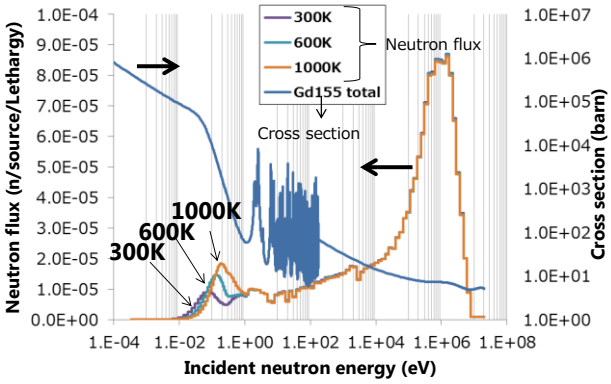


図２：中性子スペクトルの温度依存性と ^{155}Gd 断面積

3. 結論

水素化カルシウムを減速材に用いた炉心の正の温度反応度の要因を明らかにし，中性子スペクトル変化に応じた毒物を選択する事で水素化カルシウム減速炉心の温度反応度を制御する手法を構築した．

[1] “ISECG Global Exploration Roadmap”, http://www.globalspaceexploration.org, 20 August, 2013

*Rei Kimura[1], Satoshi Wada[1]

[1]Toshiba Corporation

RELAP5 を用いた LFR の核・熱水力連成解析

Coupled analysis of neutronics and thermal-hydraulics for Lead Fast Reactor with RELAP5

＊吉村紘一　Van Rooijen　堀田理穂
福井大学

鉛ビスマス冷却高速炉（LFR）を対象に、高速炉計算コード ERANOS で計算した断面積を用いて RELAP5-3D で炉心の核・熱水力の連成解析をした。RELAP5-3D で定常運転時の妥当性を確認した。

キーワード：LFR, RELAP5-3D, **核・熱水力連成解析**

【背景・目的】

原子力発電所の運転に伴って発生する使用済燃料は再処理後に地層処分されることが検討されている。高速炉は高レベル放射性廃棄物に含まれるマイナーアクチノイド（MA）の核変換によって地層処分の負担軽減が期待されている。

本研究では鉛ビスマス冷却高速炉（LFR）を対象に核・熱水力の連成解析をし、定常運転時の中性子束分布や鉛ビスマス冷却の妥当性を確認した。

【解析方法と対象炉心】

ERANOS コードで計算した核断面積を用いて、RELAP5-3D コードで LFR の核･熱水力連成解析をした。

解析対象の LFR は JAEA で成立性が検討されている ADS[1.2.3]の燃料集合体形状を参考にインプットを作成した。解析対象の LFR を図 1，2 に示す。核計算は 4 群､1/6 体系で行い､燃料は(Pu＋MA)の窒化物で、希釈材は窒化ジルコニウムである｡燃料割合は均一と外側を高富化度にした 2 通りでした。LFR は熱出力 800MW である。冷却材は鉛ビスマスを用いて、集合体入口温度は 573.15K、遮蔽体領域の入口に損失係数を加えることで燃料集合体毎の流量を 610 kg/s に設定した。

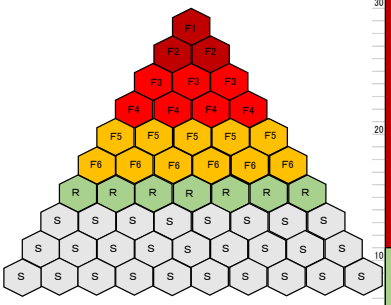


図 1　LFR の径方向断面図

Fi	燃料
R	反射体
G	ガスプレナム
S	遮蔽体

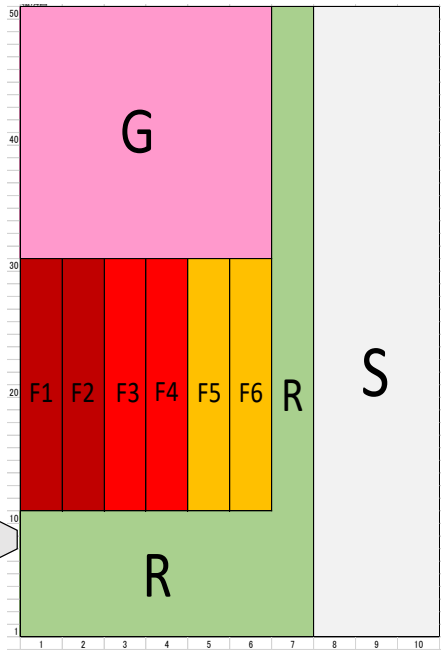


図 2 LFR の軸方向断面図

【結果・考察】

LFR の径方向の出力分布を図 3 に示す｡出力分布は燃料領域の外側を高富化度にし、平坦になった。被覆管最高温度は均一燃料炉心に比べて最大 100℃低減した。径方向のピーキング係数は RELAP5-3D で 1.11、ERANOS で 1.26 となった。

LFR の定常運転時の核･熱水力の連成解析をし､RELAP5-3D が中性子束分布、鉛ビスマスの流体解析に利用できることを確認した。

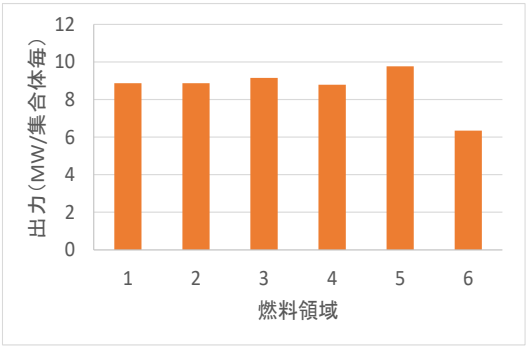


図 3　径方向の出力分布

参考文献
「1」加速器駆動核変換ｼｽﾃﾑ用三次元炉心解析ｺｰﾄﾞ ADS3D の整備
「2」加速器駆動核変換ｼｽﾃﾑ用 熱設計解析ｺｰﾄﾞの整備
[3]鉛ﾋﾞｽﾏｽ冷却加速器駆動ｼｽﾃﾑの熱設計（(1)定格運転条件に対する熱流動解析

Koichi Yoshimura, Van Rooijen,　Riho Horita
Fukui Univ.

3 次元核熱結合解析コード TRACE/PARCS の検証及び妥当性確認;
(3)TRACE/PARCS を用いた SPERT-III 実験の解析（冷温零出力・高温待機・高温全出力条件）

Verification and validation of the TRACE/PARCS code;

(3) Analysis of the SPERT-III Experiments by TRACE/PARCS code

(Cold-statrup, hot-standby, and operating power conditions)

*藤田 達也，酒井 友宏

原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

TRACE/PARCS コードの妥当性確認のため、SPERT-III 実験のうち、冷温零出力、高温待機及び高温全出力条件における実験ケースを解析した結果について報告する。TRACE/PARCS コードにより反応度投入実験に対して妥当な解析結果が得られることを確認した。

キーワード：反応度投入事故，TRACE/PARCS，CASMO5，JENDL-4.0，SPERT-III 実験，冷温零出力・高温待機・高温全出力条件

1. 序論　TRACE/PARCS コードの妥当性確認のため、前回は、SPERT-III 実験の高温零出力条件における実験ケースの解析を実施し、その解析結果について報告した[1]。今回は、SPERT-III 実験の冷温零出力、高温待機及び高温全出力条件における実験ケースの解析結果について報告する。

2. 解析条件　SPERT-III 実験は、図 1 に示すとおり、燃料集合体 60 体（うち 8 体は中性子吸収部を含む。）及びトランジェント棒から構成され、トランジェント棒を引き抜くことで反応度を投入し、炉心出力の時間変化等を測定したものである。このうち、大気圧下で炉心入口温度を約 70℉（約 21℃）又は高圧下で炉心入口温度を約 500℉（約 260℃）とし、投入反応度及び冷却材流速を変化させた条件で実験した全 35 ケースを解析対象とした。解析に必要な核反応断面積は、文献[2]等を参考にして CASMO5 コード（核データライブラリ：JENDL-4.0）を用いて作成した。

3. 解析結果　解析結果の一例として、Test 86（初期出力 19MW、炉心入口温度 502℉（約 261℃）、投入反応度 1.17$、冷却材流速 14fps）における炉心出力及び放出エネルギーについて実験結果[3]と比較したものを図 2 に、炉心出力のピーク値等について実験結果及び他機関の解析結果[4-7]と比較したものを表 1 に示す。図 2 及び表 1 より、本研究の解析結果は、実験結果及び他機関の結果とおおむね一致し、妥当な解析結果を与えることを確認した。なお、放出エネルギーの差異については、主に遅発中性子パラメータやドップラー反応度に起因する炉心出力のピーク部の半値幅の差異によるものであると考えられる。

4. 結論　TRACE/PARCS コードを用いて、SPERT-III 実験の解析を実施した。前回及び今回の解析結果より、TRACE/PARCS コードにより反応度投入実験に対して妥当な解析結果が得られることを確認した。今後は、TRACE/PARCS コードを用いて他の設計基準事故等の解析を進めるとともに、SPERT-III 実験に対して核データ及び実験データ起因の不確かさの評価を実施する予定である。

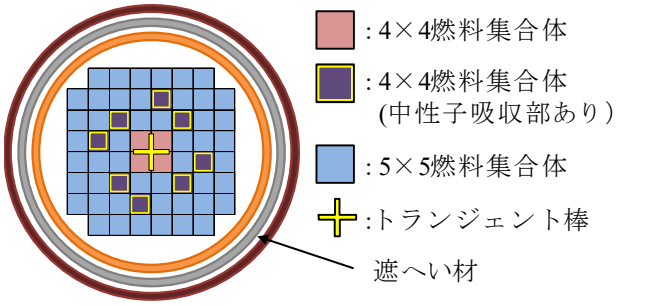


図1　SPERT-III実験の炉心概略図

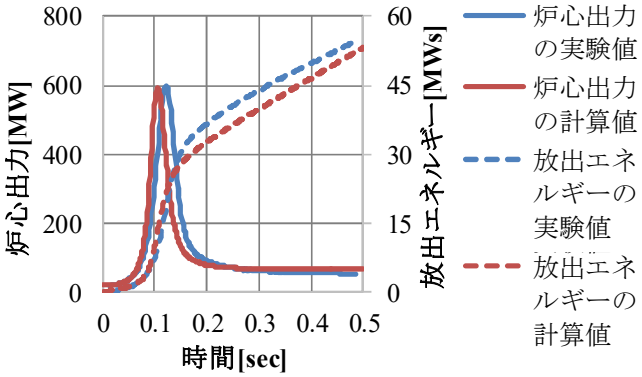


図2　Test 86の炉心出力及び放出エネルギーの実験結果及び解析結果

表1　Test 86の炉心出力のピーク値等の実験結果、本研究の解析結果及び他機関の解析結果

	炉心出力のピーク値[MW]	放出エネルギー[MWs][*1]	ピーク時刻[sec]
実験値	610±60	17±2	0.110±0.05
計算値	593	13.3	0.106
文献[4]	598	-----	0.118
文献[5]	601	-----	-----
文献[6]	587.2	-----	-----
文献[7]	607.2	16.17	0.107

[*1] ピーク時刻時

参考文献

[1] 藤田達也他，日本原子力学会 2016 年秋の大会，3L04　[2] J. Dugone, IDO-17036 (1965).　[3] R. K. McCardell et al., IDO-17281 (1969).　[4] R. C. Wang et al., Proc. PHYSOR2012 (2012).　[5] K. Yamaji et al., Proc. PHYSOR2014 (2014).
[6] G. Grardo, Proc. PHYSOR2014 (2014).　[7] M. Knebel et al., Ann. Nucl. Energy, 91, pp.79-91 (2016).

*Tatsuya Fujita and Tomohiro Sakai

Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

3 次元非均質輸送計算コード GENESIS の開発(3)
Kobayashi 3D ベンチマーク問題の解析

Development of Three-dimensional Transport Code GENESIS (3)

Analysis of Kobayashi 3D Benchmark Problem

*山本 章夫[1]，儀宝 明徳，遠藤 知弘[1]

[1]名古屋大学

三次元輸送計算コードに対する小林ベンチマーク問題を GENESIS コードで解析した。小林ベンチマーク問題は、ボイド領域を含む遮蔽体を模擬したものであるが、GENESIS コードで精度良く参照解を再現することができた。また、加速計算を含む数値計算において不安定性などは見られなかった。

キーワード：3 次元輸送計算、GENESIS、小林ベンチマーク問題

1. 緒言：ASMOC3D 法を発展させた LEAF 法に基づき、高精度な炉心解析コードの実現を目指して GENESIS を開発中である[1]。GENESIS コードは、直線及び 2 次式で構成されるネストされた任意の幾何形状を含む四角及び六角格子を取り扱い可能である。これまで、軽水炉体系を想定したベンチマーク問題で妥当性の検証を行ってきたが、Design Extension Condition など過酷な炉心状況においては、高ボイド領域に対する計算精度も重要になると考えられる。そこで、ボイド領域に対する適用性を確認するため、小林ベンチマーク問題[2]を解析した。小林ベンチマーク問題は、遮蔽体を模擬していることから、深層透過に対する計算精度も確認可能である。

2. 小林ベンチマーク問題：小林ベンチマーク問題は、三次元輸送計算コードの精度確認のため、2000 年に小林らによって提案されたものであり、バルク遮蔽体中に中性子線源及びボイド領域が存在する 1 群の固定中性子源問題である。問題は、異なった形状のボイド領域を含む 3 つの体系から構成されている。断面積としては、散乱断面積が 0%(純吸収体)と 50%の 2 ケースが与えられている。一例として、Problem 1 の幾何形状を Fig.1 に示す。

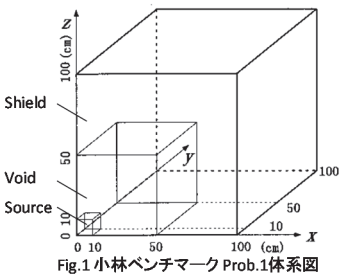


Fig.1 小林ベンチマーク Prob.1体系図

3. 計算結果：計算結果の一例を Fig.2 に示す。Fig.2 は、Problem 1 において、x=z=5 [cm] (位置セット A)における y 方向の中性子束の誤差を示したものであり、誤差がより大きくなる散乱断面積が 0%(断面積セット i)の結果である。角度分点セットを詳細に取ることにより、参照解を正確に再現している。GENESIS は、高ボイド領域の存在及び深層透過の条件であっても、安定して高精度の解を与えうることを示している。

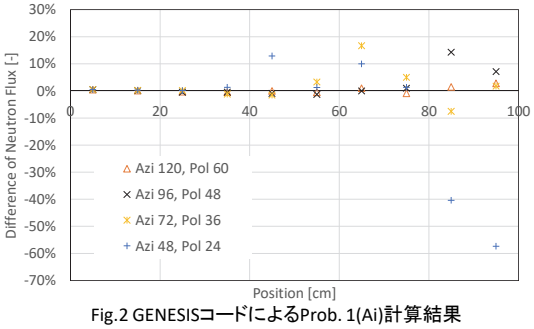


Fig.2 GENESISコードによるProb. 1(Ai)計算結果

参考文献

[1] A. YAMAMOTO, A. GIHO, Y. KATO, T. ENDO, *Nucl. Sci. Eng.*, **186**, 1 (2017).

[2] K. Kobayashi, N. Sugimura, Y. Nagaya, *3-D Radiation Transport Benchmark Problems and Results for Simple Geometries with Void Regions*, OECD/NEA (2000).

*Akio YAMAMOTO[1], Akinori GIHO, Tomohiro ENDO[1]
[1]Nagoya Univ.

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：301-1 Reactor Physics, Utilization of Nuclear Data, Criticality Safety

Thu. Sep 14, 2017 10:35 AM - 11:55 AM JST | Thu. Sep 14, 2017 1:35 AM - 2:55 AM UTC | Room G C213 - C Block

[2G05-09] Analysis Method Development 1

Chair:Kazuki Kirimura (MHI)

10:35 AM - 10:50 AM JST | 1:35 AM - 1:50 AM UTC

[2G05] Supercritical transient analysis in hypothetical fuel debris by multi-region approach based on integral kinetic model

*Delgersaikhan Tuya[1], Toru Obara[2] (1. Department of Nuclear Engineering, Tokyo Institute of Technology, 2. Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[2G06] Nuclear reactor one-point kinetic calculations with explicit model of fission product nuclides

*Koji Katagiri[1], Go Chiba[1], Tadashi Narabayashi[1] (1. Hokkaido Univ.)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[2G07] Analysis of ICPP criticality accident by Quasi-steady-state method taking into account change in uranium concentration during boiling

*Tomoaki Watanabe[1], Yuichi Yamane[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[2G08] Investigation of burnup calculations using Optimally-Weighted Predictor Corrector Method

*Shintaro Okumura[1], Go Chiba[1], Tadashi Narabayashi[1] (1. Hokkaido Univercity)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[2G09] An Investigation of the Core Neutronics Analysis Conditions for Evaluation of Burnup Nuclear Characteristics of Next-Generation Fast Reactors

(2)The Core Neutronics Analysis Conditions for Evaluation of Fuel Assembly Power Distribution and Maximum Linear Power Density

*Kazuo Takino[1], Kazuteru Sugino[1], Shigeo Ohki[1] (1. JAEA)

11:50 AM - 11:55 AM JST | 2:50 AM - 2:55 AM UTC

Time reserved for Chair

Supercritical transient analysis in hypothetical fuel debris by multi-region approach based on integral kinetic model

*Delgersaikhan Tuya[1] and Toru Obara[2]

[1] Department of Nuclear Engineering, Tokyo Institute of Technology

[2] Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology

Supercritical transient analysis in the hypothetical fuel debris system is performed using the newly developed multi-region approach based in the integral kinetic model. The hypothetical system roughly imitates a possible fuel debris formation at the Fukushima Daiichi NPS. Use of the multi-region approach allows to model the system in a region-wise manner so that region-dependent quantities can be obtained.

Keywords: Fukushima Daiichi, fuel debris, supercritical transient, multi-region approach, integral kinetic model

1. Introduction

As a consequence of the Great East Japan Earthquake and related tsunami, the reactors in Units 1-3 of the Fukushima Daiichi NPS (1FNPS) experienced a meltdown to varying extent resulting in a formation of fuel debris. Fuel debris retrieval is one of major activities during decommissioning of the 1FNPS. From the viewpoint of safety, criticality analysis for various scenario of fuel debris during retrieval is expected to be performed to assist criticality control of fuel debris. Transient analysis is helpful for evaluating dose rate resulting from possible criticality accident. As the current condition of fuel debris at the 1FNPS is unknown, we performed transient analysis in the hypothetical fuel debris system using the multi-region approach based on the integral kinetic model [1]. The purpose of this study was to confirm the applicability of the multi-region approach to more practical fuel debris system than before.

2. Methodology

In this study, the scenario, in which some fragmented fuel debris falls on top of some consolidated/solidified fuel debris inside light water making a supercritical system, is considered. The hypothetical system is illustrated in Fig. 1. As shown, the system consists of fragmented conical debris, consolidated cylindrical debris, and cylindrical concrete inside light water. Fragmented conical debris region consists of 1-mm-radius spherical fuel debris particles. The volume packing fraction is 0.6. The horizontal angle of conical debris is 30° and its volume is about 4.7×10^5 cm^3. The height of consolidated debris is 15 cm and its radius is 150 cm, which can be considered as infinite radius in this configuration. For better feedback modeling, consolidated cylindrical region was divided into inner and outer region with the radius of inner region being the same with that of fragmented conical debris region. The height and radius of cylindrical concrete is 30 cm and 180 cm, which are also infinite size. The thickness of light water is 30 cm. The composition of fuel debris is about 53% UO_2, 11% Zr, 11% Fe, 10% ZrO_2, and other materials based on the fuel debris melting and spreading behavior analysis for the Unit 1 of the 1FNPS [2].

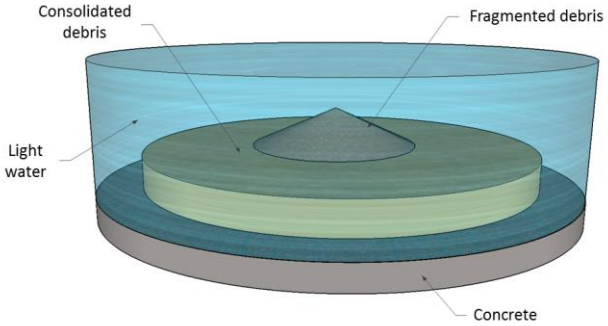


Fig. 1. Hypothetical fuel debris system *(not to scale)*

3. Results and conclusion

The system was assumed to be at steady-state critical condition with 1 W power before the reactivity insertion. The obtained region-wise fission rate and temperature profiles are shown in Fig. 2. It can be seen that fission rate in fragmented conical debris region (Reg-1) is the highest while that in outer consolidated debris region (Reg-3) is the lowest. Also obtained were region-wise energy release, which is not given in this summary. This study showed the applicability of the multi-region approach based on the IKM and that important quantities during criticality accident can be obtained.

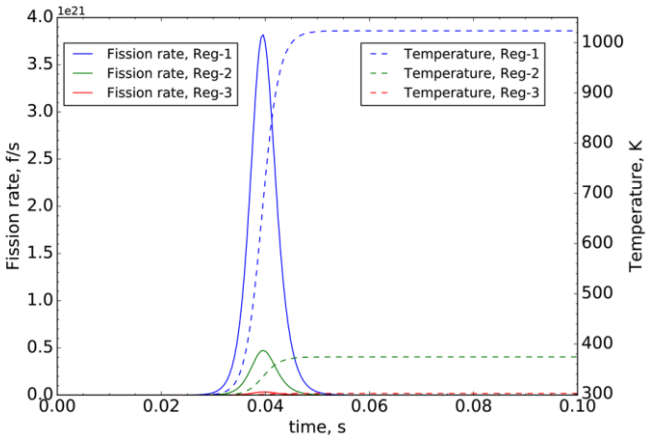


Fig. 2. Region-wise fission rate and temperature

References

[1] D. Tuya, H. Takezawa, T. Obara. http://dx.doi.org/10.1080/00295639.2017.1337383.*Nuclear Science and Engineering*. 2017. (in printing)

[2] KR. Robb, MW. Francis. ORNL/TM-2012/455. Oak Ridge National Laboratory. 2013.

核分裂生成物核種を陽に取り扱った一点炉動特性解析

Nuclear reactor one-point kinetic calculations with explicit fission products model

*片桐　耕司[1]，千葉　豪[1]，奈良林　直[1]

[1]北海道大学

全ての核分裂生成物核種を陽に扱うモデル(EFP モデル)を用いて一点炉動特性解析を行い、従来の 6 群モデルの結果と比較し、モデルの詳細化による影響を検討した。

キーワード：遅発中性子, EFP モデル, 6 群モデル, 動特性解析, Marquardt 法

1. 緒言　原子炉制御において、核分裂反応から時間遅れで発生する遅発中性子は極めて重要な役割を担っている。一般的な原子炉動特性計算では、遅発中性子先行核を崩壊定数に従って 6 つにグルーピングし、6 種の仮想的な遅発中性子先行核として扱い計算を行っている（6 群モデル）。しかし、この 6 群モデルでは物理現象を簡略化しモデル化しているため、再現することが難しい現象が存在する。そこで、本研究室では先行研究において全ての核分裂生成物を陽的に扱う EFP (Explicit Fission Products)モデルを開発し、動特性解析を行ってきた[1]。この EFP モデルでは、FP の崩壊による遅発中性子先行核の生成や遅発ガンマ線も詳細に取り扱い計算することが出来る。しかし、先行研究での比較ではモデルの違いに起因する差異に加えて基となる核データの違いに起因する差異が発生していた。これは、EFP モデルは評価済み核データを基にしたモデルであったのに対して、先行研究に用いられていた 6 群モデルは実験による結果を基にしたものであったためである。そこで本研究では基となる核データの整合を取ることで、モデルの違いに起因する差異のみ比較することを目指した。

2. 解析方法　EFP モデルと整合を持つ 6 群モデル作成方法として、瞬時核分裂後の遅発中性子放出率に着目をした。手順として、まず EFP モデルによって計算をし、次にその結果を再現するような 6 群定数を最小二乗法の一種である Marquardt 法によって算出した。この 6 群モデルと EFP モデルで様々な体系の比較を行った。解析は、臨界定常状態から正負の反応度を印加した体系、及び未臨界中性子パルス照射体系で行い、EFP モデルと 6 群モデル間の中性子数時間変化を比較した。

3. 結果　解析結果の例として、未臨界体系へ$t = 0$でパルス中性子を照射した際の中性子数変化とモデル間の相対差を Fig.1 に示す。パルス中性子照射直後の時間域で 1.5%程度 6 群モデルが中性子数を過小評価する傾向が見られたが、時間経過とともに差異は減少していくことが分かった。

4. 結論　基となる核データの整合を取ることによって、データ起因の差異を排除することが出来、モデルの違いによる影響を比較することが可能になった。

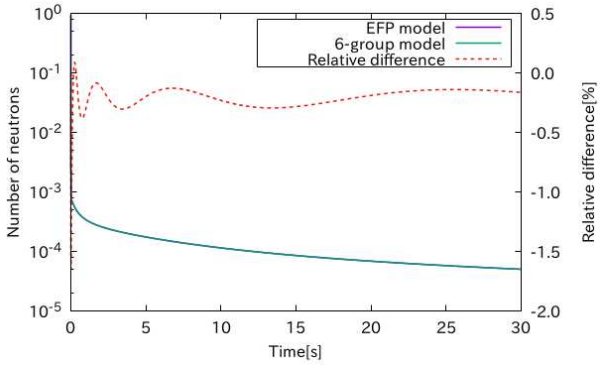


Fig.1. The number of neutrons and its relative difference in a case of pulsed neutrons injection

参考文献　[1] 松浦健太、原子炉反応度事故解析の高度化に関する研究、北海道大学修士論文(2015)

謝辞：本研究の一部は科学研究費補助金　若手研究(B)16K18344 の成果である。

---

*Koji Katagiri[1], Go Chiba[1] and Tadashi Narabayashi[1]

[1]Hokkaido Univ.

沸騰時のウラン濃度変化を考慮した準定常法による ICPP 臨界事故解析

Analysis of ICPP criticality accident by Quasi-steady-state method taking into account change in uranium concentration during boiling.

*渡邉 友章，山根 祐一
日本原子力研究開発機構

沸騰を伴う溶液燃料臨界事故の影響評価手法の整備に資するため、準定常法に沸騰によるウラン濃度と体積の変化を組み入れ、1959 年の ICPP 臨界事故を解析した。この結果、臨界が終息するまでの時間と総核分裂数及び水分蒸発水量が文献値とよく一致した。

キーワード： ICPP 臨界事故，出力挙動解析，準定常法，沸騰，ウラン濃度

1. 緒言　再処理施設の重大事故である臨界事故に対して適切な対策を講じるためには、臨界事故の核分裂出力や総核分裂数、終息に至るまでの時間などの評価が重要となる。溶液燃料に大きな反応度が加わり沸騰に至った場合、水分の蒸発により未臨界となるまで沸騰が継続し高い出力が維持され、事故規模が大きくなる。このような事故の影響評価手法を高度化するため、本研究では、臨界事故解析手法の一つである準定常法に沸騰によるウラン濃度と体積の変化を組み入れ、1959 年の ICPP（Idaho Chemical Processing Plant）臨界事故を解析した。

2. 計算手法　準定常法は、タイムステップ毎に出力、温度、ボイド率などの変化をこれらの反応度効果と添加反応度がバランスするように逐次計算していく手法であり、平均的な出力の推移を計算することができる[1]。本研究では、沸騰を伴う臨界事故へ準定常法を適用するため、その計算過程において、溶液の沸点到達後に熱バランス式から水の蒸発量を計算し、ウラン濃度と溶液体積の変化を求めた。さらに、予め臨界計算によりこれらの変化に対する反応度変化量を求めておき、沸騰中の反応度変化を計算することで、準定常法による沸騰中の出力変化の計算を可能とした。

3. ICPP 臨界事故解析　ICPP 臨界事故では、約 200 L の高濃縮ウラン溶液が約 600 L の水が入ったタンクに流入して臨界となり、溶液が沸騰に至った後約 20 分臨界が継続して約 400 L の水が蒸発することで事故が収束した[2]。総核分裂数は約 4×10^{19} とされている。準定常法の解析に必要な溶液流入及び温度・ボイド・濃度変化に対する反応度変化量は MVP コードを用いて計算した。図 1 に ICPP 臨界事故の核分裂率・核分裂数及び溶液体積の解析結果を示す。臨界から約 75 秒で沸騰に至り核分裂率が大きく低下するが、溶液流入が継続しているために核分裂率は再度上昇し、次第に水の蒸発による反応度低下により核分裂率が減少した。準定常法ではボイド率、出力が零にならないため、核分裂率が指数関数的に減少することに着目し、その後の核分裂数の全増加分が 0.1%以下となる時点を臨界終息と判断した。その結果約 1000 秒経過時点で臨界終息となり、核分裂数は 3.5×10^{19}、溶液体積は 404 L で文献値とよく一致した。

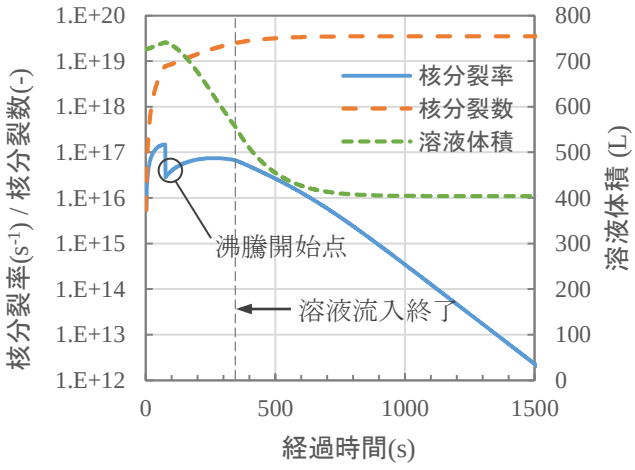


図 1　ICPP 臨界事故の出力挙動解析結果

参考文献

[1] K. Nakajima *et al.*, *J. Nucl. Sci. Technol.*, 39, p.1162 (2002).　[2] T. P. McLaughlin *et al.*, LA-13638, (2000).

*Tomoaki Watanabe, Yuichi Yamane
Japan Atomic Energy Agency

最適重み付け予測子・修正子法を用いた燃焼計算の検討

Investigation of burnup calculations using the optimally-weighted predictor-corrector method

*奥村　晋太朗，千葉　豪，奈良林　直
北海道大学

予測子・修正子（PC）法に基づき、誤差をより低減する方法として最適重み付け PC（OWPC）法を考案した。

キーワード：燃焼計算，予測子・修正子法

1. 背景・目的　当研究室では Gd 入り燃料を含んだ体系の燃焼計算において、時間ステップの離散化誤差の低減を目的とし、重み付け PC（WPC）法を考案した[1]が、時間ステップ幅に精度が依存し実用性に欠けるという問題があった。そこで、WPC 法に比べあらゆる条件で使うことができる手法として OWPC 法を考案した。

2. 計算手法　従来の PC 法において、Predictor 計算、Corrector 計算でそれぞれ求められる数密度、N^p、N^c とその時それぞれ用いる反応率R^p、R^cの間には次式の関係が成り立つ。

$$N^p = N_0 \exp(-R^p \Delta t)、\ N^c = N_0 \exp(-R^c \Delta t)$$

ここで、N_0は時間ステップ始点の数密度、Δtは時間ステップの大きさである。時間ステップ中の反応率変化を線形と仮定し平均を取ることで、時間ステップ終点の数密度Nを次式のように求める。

$$N = \exp\{(\ln N^p + \ln N^c)/2\}$$

対して OWPC 法では重みω_{opt}を用いて、数密度Nを次式で求める。

$$N = \exp\left(\frac{\ln N^p + \omega_{opt} \ln N^c}{1 + \omega_{opt}}\right)$$

WPC 法では上式のω_{opt}を一定値で設定していて、最適値がステップ幅によって変わるため、精度が良くなる条件が限られていた。そこで、OWPC 法ではステップ中の反応率の積分値を保存するようにω_{opt}を決定する。Gd-155 や Gd-157 等の強中性子吸収核種では、反応率と数密度が負の線形関係にあることが分かっている[2]ため、反応率の時間変化を次式で仮定する。

$$R(t) = -\beta \exp(-R^p t) + \gamma \ \ (\beta, \gamma: \text{定数})$$

そして、R^p、R^cからβ、γを求め、ステップ中の反応率の積分値を保存するよう重みω_{opt}を次式のように決定する。

$$R^{opt} = \frac{\int_{\Delta t} R(t)dt}{\Delta t} = \frac{R^p + \omega_{opt} R^c}{1 + \omega_{opt}}$$

これに加え、Corrector 計算には、時間変化する反応率を一定値R^pで扱うことによる誤差が含まれるため、次式のように因子F_aを用いて重みを増加させ、誤差低減を図った。

$$\tilde{\omega}_{opt} = 1 + (\omega_{opt} - 1)F_a$$

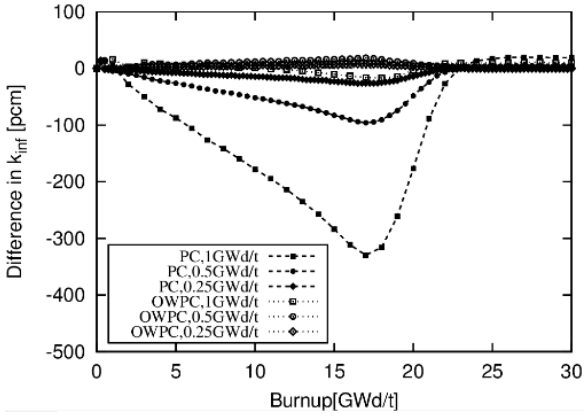


図 1. PC 法と OWPC 法のk_{inf}差異（Gd10wt%）

3. 計算結果　計算コードは CBZ を用いた。計算体系は中心を Gd 入り燃料とする 3×3 マルチセル体系とした。時間ステップは 1，0.5，0.25GWd/t 刻みとし、参照解は時間ステップ 0.01Gwd/t 刻みで PC 法を用いた計算から得た。なお、F_aは 2.8 とした。**図 1** に PC 法及び OWPC 法を用いた際の、中性子無限増倍率の参照解との差異を示す。OWPC 法では同一のステップ刻みの計算において PC 法に比べ誤差を低減でき、WPC 法の実用性の問題を解決できた。また、様々な Gd 濃度の体系に関しても誤差が低減できることを確認した。

参考文献　[1] 奥村　晋太朗，他：原子力学会　春の年会 (2017). [2] Yamamoto A, et al., Nucl. Sci. Eng., 163, 144-151 (2009).

*Shintaro Okumura, Go Chiba and Tadashi Narabayashi
Hokkaido Univ.

次世代高速炉の核設計における燃焼核特性評価の解析条件の検討
(2) 集合体出力分布及び最大線出力密度評価における解析条件

An Investigation of the Core Neutronics Analysis Conditions for Evaluation of Burnup Nuclear Characteristics of Next-Generation Fast Reactors
(2) The Core Neutronics Analysis Conditions for Evaluation of Fuel Assembly Power Distribution and Maximum Linear Power Density

*滝野 一夫[1], 杉野 和輝[1], 大木 繁夫[1]
[1]日本原子力研究開発機構

高い燃焼度を設計目標とする次世代高速炉の核設計高度化のため、集合体出力分布及び最大線出力密度に着目して、燃焼核特性評価の計算コストと精度の関係を整理した。

キーワード：次世代高速炉、集合体出力分布、最大線出力密度、MARBLE2

1. 緒言

許容される計算時間内で得られる解析精度を把握するため、集合体出力分布及び最大線出力密度に着目し、格子計算及び炉心計算における解析条件の違いによる計算時間への影響の整理を行う。

2. 解析条件

電気出力 750MWe の次世代ナトリウム冷却高速炉[1、2]を対象に、汎用炉心解析システム MARBLE2 を用いて、種々の解析条件で 3 次元 Tri-Z 体系炉心燃焼計算を行う。エネルギー群の取り扱いでは 175 群超微細群炉定数適用時(連続ｴﾈﾙｷﾞｰ相当) に対する簡略化解析条件ケース（拡散・6 ﾒｯｼｭ/集合体に固定）を、中性子輸送の取り扱いでは S_4 輸送 24 ﾒｯｼｭ/集合体 (輸送計算の無限 S_N、無限小空間ﾒｯｼｭ相当) （以下 T24M）に対する同条件ケース（7 群に固定）をそれぞれ設定する。今回は平衡サイクルにおける集合体出力分布及び最大線出力密度に着目し、スナップショット計算で得た補正係数を集合体毎あるいは領域毎に適用しつつ解析精度及び計算時間へ与える影響を定量化する。

3. 解析結果

簡略化解析条件ケースの 7 群及び拡散・6 ﾒｯｼｭ/集合体（以下 D6M）ケースを例に、補正前後の集合体出力分布の結果を図 1 に示す。補正後の炉心部の差異は参考精度（約 1%）未満となるが、7 群ケースの径方向ブランケットでは参考精度を越える差異が残ることが分かる。また、最大線出力密度は集合体出力分布同様に、いずれのケースでも炉心部で参考精度（約 1%）以下となった。図 1 ではエネルギー群に関して、7 群ケースのみを取り扱ったが、表 1 から読み取れるように、18 群以下の少数群では精度が悪化する一方、計算時間は頭打ちになる。中性子輸送の取り扱いに関しては、D6M ケースが要する計算時間は T24M ケースの約 1/64 であった。

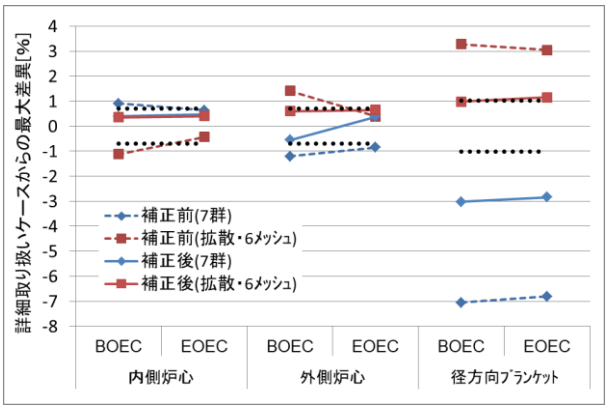


図 1 集合体出力分布における各簡略化ケースの詳細取り扱いケースとの最大差異
*1 BOEC:平衡ｻｲｸﾙ初期 EOEC:平衡ｻｲｸﾙ末期
*2 点線部は各領域の参考精度（断面積起因誤差の 1σ [3]）

表 1 EOEC 到達までに要した CPU 時間の相対比
7 群の計算時間: 1.1 時間（CPU ｸﾛｯｸ周波数: 3.0 GHz）

	7群	18群	36群	70群	175群
計算時間比	1（基準）	1.1	1.8	2.8	12
ﾌﾞﾗﾝｹｯﾄ最大差異	-3.0%	-1.6%	-1.0%	-0.6%	—

4. 結言

格子計算と炉心計算に関して、解析条件の違いが及ぼす集合体出力分布及び最大線出力密度を整理した。この結果、許容される計算時間に応じた精度が得られる解析条件を選択することが可能となった。

参考文献

[1] 大久保努, 他: 原子力学会「2010 年秋の大会」P30, [2] 小倉理志, 他: 原子力学会「2010 年秋の大会」, P31
[3] 杉野和輝, 他: JAEA-Research-2012-013, (2012)

*Kazuo Takino[1], Kazuteru Sugino[1] and Shigeo Ohki[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

General Meeting

Thu. Sep 14, 2017 12:00 PM - 1:00 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room G C213 - C Block

[2G_GM] 「炉物理部会」第47回全体会議

[2G_GM] General Meeting

General Meeting

[2G_GM] 「炉物理部会」第47回全体会議

Thu. Sep 14, 2017 12:00 PM - 1:00 PM Room G (C213 - C Block)

[2G_GM]General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network：Reactor Physics Division

Thu. Sep 14, 2017 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room G C213 - C Block

[2G_PL] Rolling of the R&D road map in reactor physics

Chair: Akio Yamamoto (Nagoya Univ.)

[2G_PL01] Rolling strategy of the road map and vision/mission of reactor physics

*Yosuke Miki[1] (1. TEPSYS)

[2G_PL02] Overview of updated road map (systems and facilities)

*Kenji Yokoyama[1] (1. JAEA)

[2G_PL03] Overview of updated road map (human resources and technical issues)

*Kazuki Kirimura[1] (1. MHI)

2017年秋の大会

炉物理部会セッション

原子炉物理分野の研究・開発ロードマップの更新
Rolling of the R&D road map in reactor physics

（1）ロードマップ更新の経緯・方針及び原子炉物理分野のビジョン・ミッション

(1) Rolling strategy of the road map and vision/mission of reactor physics

*三木　陽介[1]、「炉物理ロードマップ調査・検討」WG
[1]テプシス

1. 背景

炉物理部会では、原子力安全における原子炉物理の位置づけを今一度確認し、原子力施設における世界最高水準の安全性確保に対する原子炉物理の寄与を確認するために、原子炉物理分野で取り組むべき課題を示す「原子炉物理分野の研究・開発ロードマップ」[1]を 2012 年 3 月に策定した。(以後、2012RM と記す。)

その後、策定されたロードマップに基づいていくつかのアクションが実施されているが、その一方で、ロードマップ策定時から 5 年程度が経過しており、この間に原子力を取り巻く環境は非常に大きく変化してきたといえる。そこで、ロードマップの更新作業を通じて原子炉物理のあり方、今後進むべき道を改めて議論することに大きな意義があると考え、2016 年 10 月に、原子炉物理部会に「炉物理ロードマップ調査・検討」WG（以後、WG と記す。）を発足させ、ロードマップの更新作業を実施することとした。（以後、本 WG にて更新したロードマップを 2017RM と記す。）

2. ロードマップ更新の経緯・方針

2.1. 2017RM 基本方針

2017RM 策定にあたり、基本的な考え方を以下の通り定めた。

○今回の作業においては、炉物理の将来について議論することがロードマップ（以後、RM と記す。）の策定そのものと同じくらい重要であるという認識に立つ。

○議論に制約を生じさせないという観点から、2012RM の枠組みには必ずしも捉われないものとする。

○「観察（Observe）・方向付け（Orient）・決心（Decide）・実行（Act）」の OODA サイクルの「観察・方向付け」を RM が担うものとする。また、更新した RM に基づき、原子炉物理の「決心・実行」の具体化を図るところまでを本 WG が実施するものとする。

○RM の主な役割を、「現在炉物理に従事している技術者および研究者にとって今後の研究・技術開発の方向性を示す指標となること」とする。これにより、RM を基にした国内炉物理関係者の協働による効果的な研究・技術開発の実現が期待できる。また、若手・学生に対して炉物理の重要性・魅力を示すものとしての役割も期待する。

2.2. 2017RM 策定手順

WG における 2017RM 策定手順を図 1 に示す。

WG ではまず現状認識を明確化するため「原子力を取り巻く環境」について議論を行った。この結果に基づき「2012RM の振り返り」を行うと共に、2020 年、2030 年、2050 年の「原子力のあるべき姿」について議論を行った。

次に原子力のあるべき姿も入力としつつ、炉物理分野の「Vision」と「Mission」を策定した。これは後述するが、原点に立ち返り炉物理分野への



図 1　2017RM策定手順

期待と責務を示したものである。

そしてこれら WG の議論を通し醸成された「現状」からの前方予測(forecast)、炉物理の「原点」からの後方予測(backcast)を入力として、2017RM（案）を策定した。

3. 原子炉物理分野のビジョンとミッション(案)

炉物理の将来のあるべき姿を考え、さらにその実現のために何をすべきかを考えるためには、「炉物理は何をするための学問か？」という基本的な問いに対する明確な考え方が必要である。そのような観点から、炉物理の Vision（果たすべき役割・目的）と Mission（Vision を達成するために行うべきこと）を、WG の議論を通して、以下のように作成した。この「炉物理の Vision と Mission(案)」は炉物理部会の基本方針の位置付けとなるものである。

＝＝

炉物理の Vision と Mission(案)

炉物理の Vision

原子核分裂反応を主とした中性子と原子核の相互作用を中核とする学術分野において、原子力システムで発生する様々な物理現象を深く理解し、安全に制御することにより人類社会の健全かつ持続的な発展に寄与する。

炉物理の Mission

[1] 人類社会に対する核燃料物質の資源価値を最大化し、客観的な指標とともに人類社会にとって最善な原子力利用のあり方を提示する。

[2] 安全性を最優先とすることを前提に、原子力利用のライフサイクルを通じたエネルギー安全保障性・環境調和性・経済性を向上させる利用方法を追求する。

[3] 原子力システムで生じるミクロレベルからマクロレベルに至る様々な物理現象を対象とし、その理解の精度を高めるとともに、理解の曖昧さを定量化する。

[4] 原子炉が原子炉たる理由を説明できる唯一の学術分野であることを念頭に、学術及び技術分野としての炉物理を発展させながら後世に引き継いでいく。

[5] 人類社会にとって有益な原子核反応の活用方法を追及する。

＝＝

以下は、上記の Vision と Mission に関するいくつかの補足である。

・Vision 及び Mission[3]に記載されている「物理現象」には、熱水力挙動や燃料の機械的挙動など、従来の炉物理の範疇の外にあるものも含んでおり、炉物理が「原子炉の物理」を扱うことを示している。

・Mission[1]の「客観的な指標」は、具体的には「社会の立場に立って、社会に対して責任を持って発信できる情報」と考える。

・Mission[5]については、「原子力エネルギー利用を中核としつつも炉物理の裾野を広げるという意味でその対象範囲を拡張する」とも言い換えられる。

4.まとめ

2017RM の策定経緯・方針を紹介すると共に、炉物理の原点に立ち返り作成した原子炉物理分野のビジョン・ミッション(案)を示した。本企画セッションにおける議論などを通じて、今後 2017RM と共に原子炉物理分野のビジョン・ミッションが WG メンバー以外にも共有され、様々な主体が研究開発の方向性を検討する際の情報として活用されることを期待したい。

参考文献

[1] 日本原子力学会・炉物理部会「炉物理の研究　第 64 号」(2012 年 3 月)

*Yosuke Miki[1]

[1]TEPSYS

2017年秋の大会

炉物理部会セッション

原子炉物理分野の研究・開発ロードマップの更新
Rolling of the R&D road map in reactor physics

（2）更新されたロードマップの概要（制度基盤、施設基盤）
(2) Overview of updated road map (systems and facilities)

*横山　賢治[1]、「炉物理ロードマップ調査・検討」WG
[1]原子力機構

1. はじめに

炉物理部会では、2012 年に策定した「原子炉物理分野の研究ロードマップ」[1]（以後、2012RM と記す。）を更新するために「炉物理ロードマップ調査・検討」WG（以後、WG と記す。）において、当該ロードマップの更新作業（以後、本 WG にて更新したロードマップを 2017RM と記す。）を実施している[2]。2017RM は、2012RM と同様に、基礎基盤技術を制度基盤、人材基盤、施設基盤、技術基盤の４つの大分類で構成されており、本稿ではこのうちの制度基盤と施設基盤の概要について紹介する。2017RM の策定は、まず大分類毎にグループに分かれて作業を行い、その後 WG メンバー全体でレビューし、WG 全体で共通認識を図るという形で進められた。各グループでは、2017RM の策定に先立ち、2012RM の振り返り作業を行い、アクション実績の有無を確認した。アクションがあった場合については、具体的な内容や動機、アクションがなかった場合には理由を考察して整理した。この 2012RM の振り返りや、「原子力のあるべき姿」、「炉物理のビジョンとミッション」の議論[2]を通して 2017RM（案）の策定を行った。

2. 制度基盤に関するロードマップ更新の概要

制度基盤のロードマップの中・小分類の更新内容の概要を表 1 に示す。

表 1　制度基盤の中・小分類の更新(案)

中分類*	小分類	
	2012RM	2017RM
法令・指針	指針体系見直し	指針体系見直しに対する貢献
	規制体系の国際標準化	規制体系における国際基準と整合性確認
	プラント輸出に伴う安全規制	
民間規格・基準	解析コードに対するトピカルレポート制の活用と拡大	解析コードに対するトピカルレポート制の活用と拡大
	取替炉心の安全性評価手法	（削除）
	燃焼度クレジットによる未臨界管理	臨界安全管理における反応度クレジット適用手順等に関わる標準の策定
	クリアランスレベル設定のための高精度インベントリ評価	クリアランス判定基準の高度化
	燃料サイクル施設における仮想臨界事故解析手法	臨界事故評価手法標準の策定
	臨界事故リスク評価手法	
	燃料デブリ除去に関する未臨界管理	燃料デブリ除去に関する未臨界標準の策定

*：中分類については 2012RM からの変更点はない。

制度基盤では中分類についての更新はなかったが、表に示すように、小分類については 2012RM の振り返り結果を受けて大きく見直されている。特に、臨界事故評価手法については、リスクの大きさに応じたグ

レーデッド・アプローチに繋げていくための検討や、東京電力福島第一原子力発電所の事故（以後、東電福島第一事故と記す。）の燃料デブリ除去における未臨界管理等の観点から、内容が大きく見直されており、更に一部は詳細化されて技術基盤の項目に再構成されている。小分類の各項目の内容としては、概要、取り組むべき理由等のより詳細な情報が記載されているが、制度基盤の 2017RM の特徴としては、東電福島第一事故を踏まえた規制基準の抜本的見直しが行われていることを受けて、炉物理の最新知見を法令・指針、民間規格・基準等に迅速に反映していくという観点から多くの見直しが行われていることが挙げられる。

3. 施設基盤のロードマップ更新の概要

同様に、表 2 に施設基盤の中分類、小分類の更新内容の概要を示す。2012RM の施設基盤には中分類までしか項目がなかったが、2017RM では小分類まで細分化され、中分類にも項目が一つ追加されている。細分化が行われた項目は、今後、新材料の導入や運転条件の高度化、燃料デブリの臨界安全技術開発等に関連して幅広いニーズが出てくることを想定した内容となっている。新しく追加された中分類項目は、今後、実機プラントの廃止措置や新設が進むことを想定し、廃炉過程における実機プラントの最大限の活用方法の検討や、新設プラントの研究利用を意識した取り組みを提案するものとなっている。また、他の項目についても内容は全面的に書き直されている。施設基盤の 2017RM の特徴的な点としては、人材育成の観点を強調している点が挙げられる。臨界実験を通した若手研究者を対象とする次世代育成が難しくなっているという観点だけではなく、高度な技術を持つ技術者・運転者の人材確保や実験・測定技術の継承の観点からも現状を踏まえて内容の更新が行われている。

表 2　施設基盤の中・小分類の更新(案)

2012RM	2017RM	
中分類*	中分類	小分類
臨界実験装置の維持・高度化	臨界実験装置の維持・高度化及び新設	臨界実験装置、及び同装置での測定技術の維持
		臨界実験装置で模擬できる臨界及び未臨界状態の範囲拡大
研究炉・実験炉の維持・高度化	研究炉・実験炉の維持・高度化及び新設	（同左）
ホットラボの維持・高度化	ホットラボの維持・高度化及び新設	（同左）
加速器施設の維持・高度化	加速器施設の維持・高度化及び新設	（同左）
―――――	実機を活用した測定技術開発及びデータ取得	実機プラントの研究のための有効利用

*：2012RM の施設基盤は中分類までで小分類はなかった。

4. まとめ

炉物理部会で更新作業を進めている 2017RM の制度基盤及び施設基盤に関する概要を紹介した。2012RM の振り返り結果、2017RM の内容ともにここでは紹介しきれない詳細な情報を含んでいる。この更新作業の結果が WG メンバー以外にも共有され、今後の研究開発で活用されることを期待する。

参考文献

[1] 日本原子力学会・炉物理部会「炉物理の研究　第 64 号」(2012 年 3 月)
[2] 三木陽介、「ロードマップ更新の経緯・方針及び原子炉物理分野のビジョン・ミッション」、2017 年秋の大会

*Kenji Yokoyama[1]
[1]JAEA

2017年秋の大会

炉物理部会セッション

原子炉物理分野の研究・開発ロードマップの更新
Rolling of the R&D road map in reactor physics

（3）更新されたロードマップの概要（人材基盤、技術基盤）
(3) Overview of updated road map (human resources and technical issues)

*桐村　一生[1]、「炉物理ロードマップ調査・検討」WG
[1]三菱重工業

1. はじめに

炉物理部会では、2012 年に策定した「原子炉物理分野の研究ロードマップ」[1]（以後、2012RM と記す。）を更新するために「炉物理ロードマップ調査検討」ワーキンググループ（以後、WG と記す。）において、当該ロードマップの更新作業（以後、本 WG にて更新したロードマップを 2017RM と記す。）を実施している[2]。2017RM は、2012RM と同様に、基礎基盤技術を制度基盤、人材基盤、施設基盤、技術基盤の４つの大分類で構成されており、本稿ではこのうちの人材基盤と技術基盤の概要について紹介する。2017RM は、WG メンバー全体で情報共有を図りながら、大分類毎にグループに分かれて更新作業を推進した。各グループでは、2012RM の振り返り作業を行い、アクションがあった場合については、具体的な内容や動機、アクションがなかった場合には理由を考察して整理した。さらに、「原子力のあるべき姿」や「炉物理のビジョンとミッション」の議論を通じて、backcast アプローチにより新たな項目を追加した。このようなプロセスにより、2017RM の策定を行った。

2. 人材基盤に関するロードマップ更新の概要

人材基盤のロードマップの中・小分類の更新内容の概要を表 1 に示す。2012RM の人材基盤は中分類で 10 項目に分けてロードマップを記載していたが、2017RM では小分類まで細分化するとともに、backcast アプローチにより新規項目が追加されたことから、小分類として 17 項目を設定した。中分類は 17 の小分類項目を人材育成における段階（「人材像の提示」、「公衆理解・初等教育」、「専門教育」、及び「技術伝承」）、及び「機関・分野横断的な活動」、「国際協力」、「炉物理実験施設の利用・提案」の 7 つに分類した。2017RM で新設された小分類項目には、福島第一事故を契機とした安全性の機運の高まりを受け、重要性や必要性が高まっている公衆理解・初等教育への取り組みに関するものや、炉物理分野を担う人材に如何に技術伝承を行うべきかについて重点的に記載した。また、国内で利用可能な臨界実験施設が減少し、研究炉及び関連施設を活用した研究を行える機会が失われつつある状況を鑑み、臨界実験を通した若手研究者の育成、高度な技術を持つ技術者・運転者の人材確保や実験・測定技術の継承の観点を踏まえて「炉物理実験施設の利用・提案」を中項目として新設している。

表 1　人材基盤の中・小分類の更新(案)

2012RM	2017RM	
中分類*	中分類	小分類
あるべき人材像の提示	人材像の提示	炉物理を専門とする人材に対する人材像の提示
		炉物理を専門としない人材に対する人材像の提示
―――	公衆理解・初等教育	一般公衆向けの、原子力技術・放射線・核反応に関する平易な教材の開発
		炉物理に興味を持った人向けの情報発信ツールの開発
		炉物理の基礎学習のための導入的な教材の開発
―――	専門教育	炉物理の様々な話題に関する教育機会の提供
原子力安全のための炉物理教材の開発		原子力安全を学ぶためのマルチフィジックスを含む炉物理教材の開発
炉心設計学習のための炉心解析用ツールの開発(核・熱・機械連成解析)		
臨界安全学習のための教材と学習ツール開発		臨界安全を学ぶための教材の開発
炉物理講義指導要領の作成		炉物理講義要領の作成
		炉物理教材のデータベース化
原子力工学を専攻する学生数の維持	―――	―――
―――	技術継承	コード開発・整備分野における技術継承
		炉物理実験分野における技術継承
		原子炉設計に関する設計思想・技術の継承
	炉物理実験施設の利用・提案	人材育成のための既存の研究炉・関連施設の活用推進ならびに次世代炉物理研究施設の提案
各機関のリソース･特徴を合理的に組み合わせた教育インフラの整備	機関・分野横断的な活動	炉物理分野における機関横断的な人材育成環境の整備
		核データ・放射線工学・熱水力・材料基盤等の他分野と連携した分野横断的な人材育成
国際的原子力エンジニアを育成するための施設・設備の整備	国際協調	国際的に活躍する若手研究者育成のための海外研究交流の支援
国際展開のための標準炉物理･炉心設計カリキュラムの開発		
原子力新興国の人材育成支援､解析コード提供		

*：2012RM の人材基盤は中分類までで小分類はなかった。

：2017RM で新設された中・小分類の項目。

3. 技術基盤のロードマップ更新の概要

同様に、表 2 に技術基盤の中・小分類の更新内容の概要を示す。技術基盤では、2012RM の振り返りの結果、炉物理分野が取り組むべき項目はおおむね網羅されていることが改めて確認された。このことから、2012RM の分類をベースとして、ロードマップを更新し、backcast アプローチにより項目を追加している。具体的には、各小項目について、2012RM 策定以降の研究動向の概要、今後必要な研究要素、及び当該の研究により得られる効果（波及効果含む）を追記するなど、記載の拡充、及び詳細化を行った。また、2017RM において新設した小項目としては、福島第一の燃料デブリ取出しに関する研究を通じて重要性や必要性が高まっている解析技術として不定形体系の解析手法の高度化、及び臨界事故評価手法の開発を新たに追加し、取り組むべき内容を記載している。また、backcast アプローチによる検討を通じて医療利用や放射線利用に関する小項目を新たに追加するなど、2012RM をベースとしつつも、炉物理分野と他分野への応用や他分野との連携に視野を広げたものとなっている。

表 3　技術基盤の中・小分類の更新(案)

2012RM		2017RM	
中分類	小分類	中分類	小分類
解析技術	安全余裕の定量評価技術	解析技術	安全余裕の定量評価技術
	不確かさ評価技術		不確かさ評価技術
	マルチフィジックス・マルチスケールシミュレーション技術		マルチフィジックス・マルチスケールシミュレーション技術
			マルチフィジックス・マルチスケールシミュレーション技術を用いた他分野への貢献
	インベントリ・放射化高精度評価技術		インベントリ・放射化・遮蔽高精度評価技術
	未臨界と判定できる実効増倍率の決定方法		未臨界と判定できる実効増倍率の決定方法
	―――		炉心解析技術の高度化
			不定形体系の解析手法の高度化
			臨界事故評価手法の開発
実験技術	未臨界度の絶対測定手法	実験技術	未臨界度の絶対測定手法
	実験計画・測定技術の高度化		実験測定技術の高度化及び現有施設の活用
			臨界実験以外の実験データの拡充
			既存の実験データや測定データを利用した検証ベンチマークの拡充
			今まで測定できなかった項目や検討してこなかった体系に関する新たな実験の提案
データベース	核設計コードの標準（検証用）ベンチマーク問題の整備	データベース	核設計コードの標準（検証用）ベンチマーク問題の整備
	共分散を含む高品質の核データ整備		MA や長寿命核種などを対象とした微分実験(核データ測定)及び臨界実験の拡充
			共分散を含む高品質の核データ整備
	核データ評価技術の継承と高度化		核データ評価技術の継承と高度化
	国産標準コードシステムの開発、国産断面積処理コードの整備		国産標準コードシステムの開発、国産断面積処理コードの整備
革新炉の設計技術	核変換	将来的なニーズを満たす原子炉に関する技術	核変換
	固有安全炉		固有安全炉
	Th サイクル		Th サイクル
	―――		高速炉サイクル
			医療利用や放射線利用を目的とした原子炉・中性子源

：2017RM で新設、または項目名を変更した中・小分類の項目。

3. まとめ

炉物理部会で更新作業を進めている 2017RM の人材基盤および技術基盤に関する概要を紹介した。2012RM の振り返り結果、2017RM の内容ともに、ここでは紹介し切れない詳細な情報を含んでいる。この更新作業の結果が WG メンバー以外にも共有され、今後の研究開発で活用されることを期待する。

参考文献

[1] 日本原子力学会・炉物理部会「炉物理の研究　第 64 号」(2012 年 3 月)
[2] 三木陽介、「ロードマップ更新の経緯・方針及び原子炉物理分野のビジョン・ミッション」、2017 年秋の大会

*Kazuki Kirimura[1]
[1]MHI

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：301-1 Reactor Physics, Utilization of Nuclear Data, Criticality Safety

Thu. Sep 14, 2017 2:45 PM - 3:50 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 5:45 AM - 6:50 AM UTC | Room G C213 - C Block

[2G10-13] Analysis Method Development 2

Chair:Tomoaki Watanabe (JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[2G10] Development of collision probability method based on Mesh to Mesh computation (9)
Application of combination method with IC method to cylindrical system

*Tetsuo Matsumura[1] (1. CRIEPI)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[2G11] Research on a neutron transport calculation method based on IGA

*Willem Van Rooijen[1], Riho Horita[1] (1. Research Institute of Nuclear Engineering)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[2G12] Partial Current Discontinuity Factors via JFNK in HIRE-Theoretic Multigroup Transport Equations

*Nam Zin Cho[1], Seungsu Yuk[1], YuGwon Jo[1] (1. KAIST)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[2G13] Convergence Criterion in Monte Carlo Criticality Calculation based on Stochastic Differential Equation

*Taro Ueki[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

3:45 PM - 3:50 PM JST | 6:45 AM - 6:50 AM UTC

Time reserved for Chair

Mesh to Mesh 計算に基づく衝突確率法の開発(9)
IC 法との組合わせ手法の円筒体系への適用

Development of collision probability method based on Mesh to Mesh computation (9)
Application of combination method with IC method to cylindrical system

*松村 哲夫
電中研

個別の領域(Mesh)から領域への衝突確率を独立して計算する衝突確率法において、数値計算では時間の掛かる衝突確率を簡易に計算する手法を開発している。漏洩確率のテーブルから得られる均質体系の衝突確率と境界カレント法（IC 法）と組み合わせる事で、汎用的な輸送計算手法の開発が期待できる。無限円筒体系に本手法を適用し、汎用的な輸送計算が可能な事が判った。また、無限円筒体系と XY 体系の IC 法境界での漏洩束の角度分布を比較し、XY 体系での IC 法境界での適切な角度分布の近似方法の見通しを得た。

キーワード：輸送計算，衝突確率，漏洩確率

1. 緒言 長方形セルの漏洩確率テーブルから均質 XY 体系の衝突確率を容易に計算する事が可能である[1]。これと境界カレント法（IC 法）と組み合わせる事で、汎用の XY 体系の放射線輸送計算手法の試行を行い、IC 法の境界における角度分布を P0、P1 及び P2 関数で近似した処、P1 及び P2 関数近似では、空間的にも角度的にも非合理的なフラックスとなった[2]。IC 法境界でのカレントの角度分布には、XY 方向への角度分布及び Z 方向への角度分布があり、各々の角度分布のフラックスへの影響を検討するため、XY 方向への角度分布が XY 体系より単純と考えられる 1 次元の無限円筒体系に本手法を適用する事で、XY 方向および Z 方向の角度分布の近似方法の影響を検討した。

2. IC 法境界での漏洩束の角度分布 境界での漏洩束を法線からの XY 方向への角度（α）及び法線から Z 方向への角度(θ)を用いて、cos θ・cosα・(C1 + C2 cos θ + C3 cosα）と近似した（P1 関数近似)。ここで Ci は、角度分布の(cos θ)^n 及び(cosα)^m 重みの［0－ π/2］範囲の積分値から得られる係数である。単一メッシュからの漏洩束を XY 体系と無限円筒体系で比較すると、漏洩束の角度分布の解析解への近似の程度が、両者で異なっている事が示された（図 1、2)。

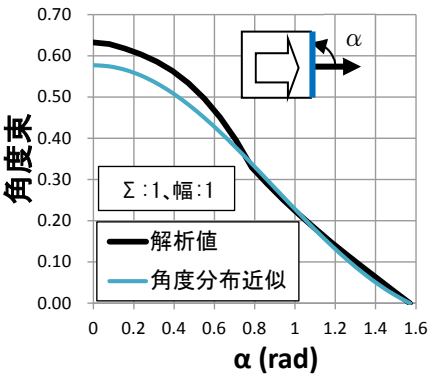


図 1 XY 体系単一メッシュの漏洩束

3. 輸送計算の試行 衝突確率と IC 法と組み合わせた輸送計算を試行した結果、無限円筒体系では、上記の角度分布の近似方法が有効である事が判った。一方、XY 体系では非合理的な結果を与える場合がある事が示された。この結果から、XY 体系では上記の角度分布の近似方法が適切で無く、角度分布の近似誤差の影響が大きい事が判った。

今後、角度分布の近似方法を見直して、XY 体系の輸送計算手法の検討を進める計画である。

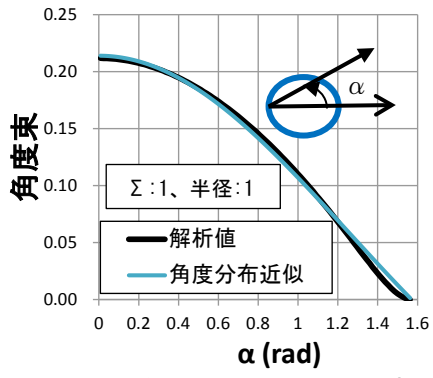


図 2 無限円筒体系メッシュの漏洩束

参考文献 ［1］T. MATSUMURA, N.S.E. Vol. 183, Number 3 407-420 (July 2016)、［2］松村哲夫， 日本原子力学会 2016 年春の年会，2F07

* Tetsuo MATSUMURA
CRIEPI

Research on a neutron transport calculation method based on IGA

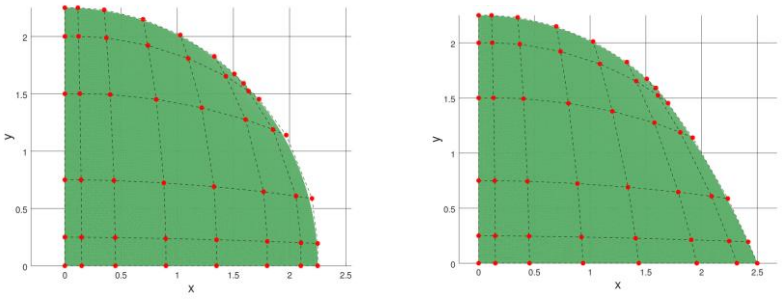
*Willem van Rooijen[1], Riho Horita[2]
[1]University of Fukui, Research Institute of Nuclear Engineering, [2]University of Fukui, Graduate School of Engineering, Nuclear Power and Energy Safety Engineering.

Abstract The theory of IsoGeometric Analysis (IGA) allows one to solve the neutron transport equation with a mathematically exact description of the geometrical domain. The IGA method thus does not require any approximations in the description of the geometry. In the current work, the necessary theory for neutron transport theory with IGA is shown and results of a simple test case are reported.
Keywords: IsoGeometric Analysis, neutron transport theory, arbitrary geometry, Finite-Element Method

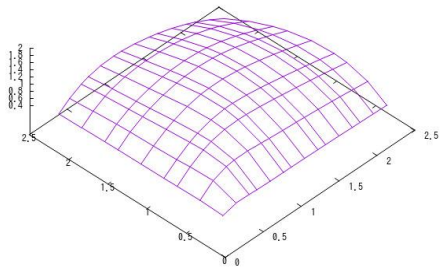
1. Introduction The steady-state neutron transport equation is defined on a six-dimensional phase space. In computer simulations, each dimension is discretized. The discretization introduces an error into the calculations. In the current work, Iso-Geometric Analysis (IGA) is applied to the S_N neutron transport equation. IGA allows a mathematically exact treatment of arbitrary geometry, thereby eliminating any errors due to geometrical approximations.

2. Theory. In S_N theory, the neutron transport equation is solved on some domain of interested: Cartesian (rectangular) domain, or a cylindrical domain, spherical, etc. A mathematical description of the geometry is needed. In conventional FEM calculations, the domain is approximated (triangles in 2D, hexahedra in 3D), and one must show that the approximation of the geometry does not introduce an unacceptable error. On the other hand, in NURBS theory the description of the geometry is always mathematically exact, i.e. no error is introduced due to geometrical approximation. In Iso-Geometric Analysis, NURBS theory is used to provide a mathematically exact description of the geometry [1]. The NURBS basis functions are subsequently used as basis functions in a FEM calculation based on a classical Galerkin method (Discontinuous Galerkin Finite Element Method, DGFEM). Thus, calculations can be done on arbitrary geometry with good accuracy.

3. Method development A calculation method is being developed based on the IGA method using NURBS software developed in earlier work [2]. In Figure 1 an illustration is given of a calculational domain (quarter circle), and a "deformed" domain. Also an example of a solution is given for neutrons entering the domain at an angle of 45º. The power of the IGA approach is that both domains can treated in a mathematically exact way. Thus, effects of thermal expansion can be treated without approximation.



(a) Quarter circle domain with IGA meshing (from [2]) (b) Deformed domain



(c) Solution of the transport equation. Neutrons enter under 45º angle.

Fig 1: calculation domains for IGA and an example solution.

4. Conclusion The theoretical framework to solve the neutron transport equation with IGA has been created and a calculation code is under development. Encouraging results have been obtained for several simple test cases. We have already identified a few weak points (most importantly, numerical stability). Another issue is the extension to multi-patch domains, and the fact that boundaries can be re-entrant (i.e. a neutron may leave the domain and re-enter through the same boundary).

References

[1] A.R. Owens, J.A. Welch, J. Kophazi, M.D. Eaton, "Discontinuous isogeometric analysis methods for the first-order form of the neutron transport equation with discrete ordinates (SN) angular discretization", Journal of computational physics, 315, 501 – 535 (2016)
[2] W.F.G. van Rooijen, "On the use of NURBS for particle transport calculations", AESJ meeting Fall 2014 (Kyoto, 2014)

Partial Current Discontinuity Factors Determined via JFNK in HIRE-Theoretic Multigroup Transport Equations

* Nam Zin Cho, Seungsu Yuk, and YuGwon Jo

Korea Advanced Institute of Science and Technology

The Jacobian-free Newton-Krylov method is used to efficiently determine partial-current discontinuity factors in the newly derived multigroup transport equations, in which the angular dependency in the total cross section is removed.

Keywords: PCDF, JFNK, HIRE Theory

1. Introduction

The homogeneity and isotropy restoration (HIRE) theory recently proposed [1,2] derives multigroup transport equations that maintain angle-independency in the total cross section and homogeneity in a material region. In HIRE theory, the partial current discontinuity factors (PCDFs) at the material region interface play a crucial role in providing energy group condensation equivalence. This Abstract presents a Jacobian-free Newton-Krylov (JFNK) procedure to efficiently determine the PCDFs in a fuel pin-cell problem, demonstrating its efficacy.

2. HIRE-Theoretic Multigroup Transport Equations and PCDFs

2-1. HIRE-Theoretic Equations

The continuous-energy neutron transport equation can be recast in the following multigroup transport equations:

$$\vec{\Omega}\cdot\nabla\psi_g(\vec{r},\vec{\Omega})+\sigma^m_{t,g}\psi_g(\vec{r},\vec{\Omega})=\sum_{g'=1}^{G}\sigma^m_{s0gg'}\phi_{g'}(\vec{r}) + \frac{\chi^m_g}{k_{eff}}\sum_{g'=1}^{G}\nu\sigma^m_{f,g'}\phi_{g'}(\vec{r}),\quad g=1,2,\ldots,G, \tag{1}$$

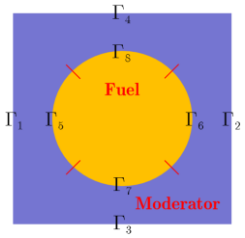


Fig. 1. Configuration of 2-D UO_2 pincell problem.

in which, to preserve the neutron leakages, the PCDFs are introduced to outgoing and incoming currents at surface k, as

$$f^+_{g,k}=\frac{J^-_{g,k}+J^{ref}_{g,k}}{J^+_{g,k}},\qquad f^-_{g,k}=\frac{J^+_{g,k}-J^{ref}_{g,k}}{J^-_{g,k}}. \tag{2}$$

The PCDFs are determined iteratively with the JFNK method to achieve equivalence between the continuous-energy problem and the multigroup problem with PCDFs.

2-2. Test Problem and Results

For a typical fuel pin with albedo boundary conditions $\alpha_1=1.1$, $\alpha_2=0.9$, $\alpha_3=1.2$, $\alpha_4=0.8$ in Fig. 1, JFNK requires 4 iterations (compared to 825 iterations in the fixed-point Picard method), leading to the same k_{eff} = 1.125990 and region-wise reaction rates.

3. Conclusions

The PCDFs play a crucial role in the HIRE-theoretic multigroup transport equations to preserve the leakages and reaction rates, and they can be determined very efficiently by the JFNK iteration, as demonstrated in the test problem.

References

[1] N. Z. Cho, Y.G. Jo, and S. Yuk, "Multigroup Transport Equations Derived via Homogeneity and Isotropy Restoration Theory," Trans. Am. Nucl. Soc., 115, 592-595 (2016).

[2] N. Z. Cho, Y.G. Jo, and S. Yuk, "A New Derivation of the Multigroup Transport Equations via Homogeneity and Isotropy Restoration Theory," Ann. Nucl. Energy, submitted (2017).

確率微分方程式に準拠するモンテカルロ法臨界計算タリーの収束基準

Convergence Criterion in Monte Carlo Criticality Calculation based on Stochastic Differential Equation

*植木 太郎[1]

[1]日本原子力研究開発機構 安全研究センタ 臨界安全グループ

モンテカルロ法臨界計算においては、世代間相関のため、タリー標本平均の確率論的分布収束を判定するための手法が未確立である。本予稿では、確率微分方程式を通して導出された収束性基準を報告する。

キーワード：確率微分方程式，モンテカルロ法，臨界計算，タリー，収束基準，パワースペクトル。

1. 緒言　2016 年秋の年会において報告した統計誤差評価のための標準化時系列法[1]に、確率微分方程式に基づく変換を導入してパワースペクトルを評価し、確率論的分布収束を議論する。

2. 確率論的分布収束の評価　世代ごとのタリー時系列 x_j, j=1,…,n に対して、最初の m 項の標本平均を s_m、分散パラメータを$\sigma^2=AC(0)+2\Sigma_{i\geq 1}AC(i)$とする。ここで、$AC(i)$は、世代差 i に対する時系列 x の共分散である。また、nt を越えない最大の整数を$[nt]$とする。相関の下での中心極限定理によると、$n\to\infty$ の際、$0\leq t\leq 1$において、$T_n(t)=[nt](s_n-s_{[nt]})/(\sigma\sqrt{n})$ の分布がブラウン橋 $(B_B(t))$ の分布に収束する。一方、ブラウン橋とブラウン運動 $(B_M(t))$ に関して、確率微分方程式 $dB_M(t)=B_B(t)dt/(1-t)+dB_B(t)$ [2]が成り立つ。そこで、新たな過程 $U_n(t)$ を $U_n(0)=0$ および $\Delta U_n(t)=T_n(t)\Delta t/(1-t)+\Delta T_n(t)$ の変換により定義すると、$n\to\infty$ の際、$0\leq t\leq 1$において、$U_n(t)$ はブラウン運動の分布に収束する。したがって、$U_n(t)$ のパワースペクトルをブラウン運動のパワースペクトル $1/f^2$ と比較することにより、タリー標本平均の確率論的分布収束を診断することができる。なお、$U_n(t)$ のパワースペクトルは $|(1/n)\Sigma_{m=1}^{n}U_n(m/n)\exp(-i2\pi fm/n)|^2$ により計算する。

3. 数値計算結果および結論　電気出力 1200MWe の PWR の全炉心モンテカルロ計算のタリーに、前節の手法を適用した。炉内水平面対角線上で中心から 5 体目の燃料集合体の下から 1/4 に相当する高さの局所出力の結果を図 1 に、実効増倍率の結果を図 2 に示す。計算条件は、1 世代あたり 100000 粒子で総世代数 4500 である。局所出力タリーは収束していないが実効増倍率タリーは収束していることがわかる。前者の結果は、2016 年秋の年会に発表した統計誤差バイアスの結果[1]と矛盾しない。一方、計算条件は実効増倍率タリーに関して、十分な全粒子数を確保している。対照的な計算結果は、パワースペクトルが収束性基準となりうることを示している。デブリ臨界評価手法整備事業において、検討継続の予定である。

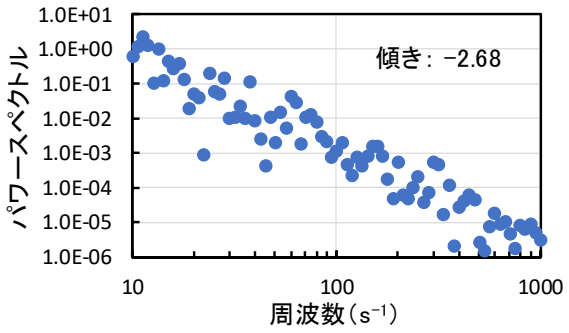


図1　局所出力タリーのパワースペクトル

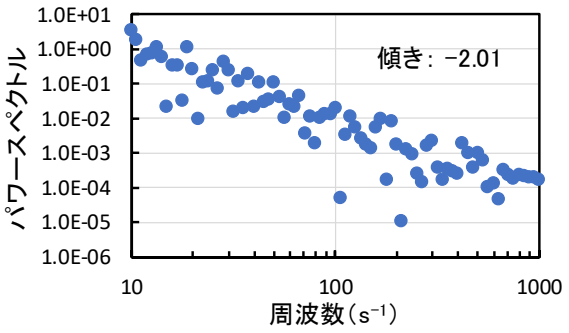


図2　実効増倍率タリーのパワースペクトル

参考文献

[1] 植木太郎、直交規格化加重に基づく標準化時系列法による統計誤差評価、2016 年秋の年会、講演番号 2H07。

[2] Karatzas, I., Shreve, S.E. Brownian Motion and Stochastic Calculus, 2nd Ed. Springer; 1991.

本報は、原子力規制庁受託事業「平成 29 年度東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法整備」の成果の一部を含む。

*Taro Ueki

[1]Japan Atomic Energy Agency, Nuclear Safety Research Center, Criticality Safety Research Group

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：301-1 Reactor Physics, Utilization of Nuclear Data, Criticality Safety

Thu. Sep 14, 2017 3:50 PM - 5:10 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 6:50 AM - 8:10 AM UTC | Room G C213 - C Block

[2G14-18] Criticality Control Technique Development 1

Chair:Kenya Suyama (JAEA)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

[2G14] Study on container capacity limitations of remove fuel debris in defueling Fukushima Daiichi nuclear power station

(1)Effect of floor materials on the criticality of fuel debris leaked from a container during defueling work

*Kei Yoshioka[1], Naoyuki Takaki[1], Hiroki Takezawa[1], Toru Morikawa[1], Isamu Sato[1] (1. Tokyo City University)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[2G15] Study on container capacity limitations of removed fuel debris in defueling Fukushima Daiichi nuclear power station

(2)Criticality effect of deposition angle of fuel debris leaked from a container during defueling work

*Toru Morikawa[1], Kei Yoshioka[1], Naoyuki Takaki[1], Hiroki Takezawa[1], Isamu Sato[1] (1. Tokyo City University)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[2G16] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

(29)Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

*Makoto Nakano[1,2], Yasuhiro Harada[2,1], Yamato Hayashi[2,3], Yuuichi Morimoto[2,4] (1. MHI, 2. IRID, 3. Toshiba, 4. Hitachi GE)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[2G17] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

(30)Proposal of a statistical evaluation method for the criticality of the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

*Yuichi Morimoto[1,2], Masanori Akaike[1,2], Satoshi Takeo[1,2], Kazuya Ishii[1,2], Hiromi Maruyama[1,2,3] (1. IRID, 2. Hitachi GE, 3. NAIS)

4:50 PM - 5:05 PM JST | 7:50 AM - 8:05 AM UTC

[2G18] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

(31)Debris uncertainty on sub-criticality estimation with Feynman-alpha method

*Satoshi Wada[1,2], Kenichi Yoshioka[1,2], Shigeto Kikuchi[1,2] (1. IRID, 2. TOSHIBA)

5:05 PM - 5:10 PM JST | 8:05 AM - 8:10 AM UTC

Time reserved for Chair

福島第一原子力発電所の燃料デブリ回収容量に関する検討
(1)回収作業中に落下した燃料デブリの臨界性に対する堆積床面材質の効果

Study on container capacity limitations of remove fuel debris-
in defueling Fukushima Daiichi nuclear power station
(1)Effect of floor materials on the criticality of fuel debris leaked from a container during defueling work

*吉岡　慧[1]，高木　直行[1]，竹澤　宏樹[1]，　森川　徹[1]，佐藤　勇[1]
[1]東京都市大学

回収作業中に燃料デブリが回収容器から落下し、原子炉圧力容器及び格納容器底部の床面に円錐上に堆積した場合を想定し、落下したデブリの臨界性が床面から受ける影響を床面の材質ごとに定量的に評価した。
キーワード：福島第一原子力発電所、原子炉物理、燃料デブリ、臨界安全、回収容量

1.　緒言

福島第一原子力発電所(1F)の燃料デブリの取り出しは、原子炉圧力容器(RPV)及び格納容器(CV)底部に蓄積したデブリを破砕し、RPV 上部から降ろした回収容器に収納し、原子炉外へ搬出する方法が一つの候補として検討されている。本作業中に回収容器からデブリが落下した場合、RPV の構造材(ステンレス等)、下部に残存するデブリ、CV 底部の材質であるコンクリート上に堆積し、デブリの寸法や形状、水燃料体積比(Vm/Vf)等が変化することにより再臨界が生じる可能性がある。よって、これらの事態が発生した際の臨界性を予め評価しておく必要がある。

本検討ではデブリが冠水状態の RPV 内及び CV 底部に落下し円錐形に堆積した場合を想定し[1]、デブリの堆積する床面の材質(床材)が、堆積したデブリ(円錐堆積デブリ)、床材、周囲の水で構成される系全体の臨界性体系に与える影響を明らかにするため臨界解析を行った。

2.　解析

解析体系は図 1 のように RPV 下部等にデブリが堆積していることを想定し、床を簡易的に円柱形状とした。床デブリの組成に関しては、事故前の 1 号機の平均燃焼度と健全時のペレット、構造材の割合を反映したが、核分裂生成物の割合は事故時の挙動が不明のためゼロとした。床材による臨界性への影響を評価するため、床材の組成を以下の 3 種類に設定した。

a .床デブリ　b. SUS304　c.床無し(円錐堆積デブリのみ)

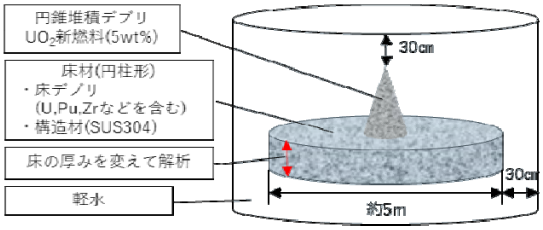


図 1　解析体系

円錐堆積デブリの体積は、円筒形回収容器において未臨界が担保される体積を基準として解析を行った。計算には汎用中性子・光子輸送計算コード MVP-2.0、核データは JENDL-4.0 を用いた。

3. 結果・考察

円錐堆積デブリが SUS304 に堆積した場合、臨界性は床材の厚みに関わらずほぼ一定であり、円錐堆積デブリのみの臨界性とほぼ同じで、臨界性の上昇は無い。

円錐堆積デブリが床デブリに堆積した場合、臨界性は床材の厚みとともに上昇する。また、床材の臨界性が高くなっていくため、ある程度の床の厚みで円錐堆積デブリの臨界性が堆積したことによる臨界性に対する影響が無くなる。円錐堆積デブリの体積が大きい方が、円錐堆積デブリの影響を受ける床の厚みの上限が大きい傾向があり、円錐堆積デブリの体積が 21L(円錐堆積デブリで未臨界が担保される最大体積)の場合、床の厚みが 60cm を超えると、系の臨界性は床面の臨界性のみに支配される。

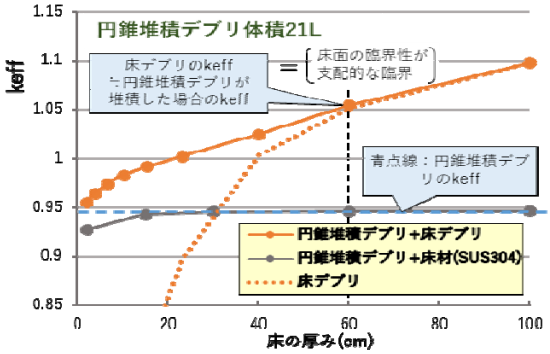


図 2　床の厚みに対する臨界性

4. 結言

落下したデブリの臨界性が床面から受ける影響を検討することを目的に臨界解析を行い、各種床材のデブリの臨界性に対する影響を確認することができた。今後 CV 底部に落下した場合に想定される、床材：コンクリートの場合についても同様の解析を行う。

参考文献

[1]佐藤嘉晃,「福島第一原子力発電所の燃料デブリ回収容量に関する検当」，第 2 回 NDEC 予稿集,2017

*Kei Yoshioka[1], Toru Morikawa[1], Naoyuki Takaki[1], Hiroki,Takezawa[1], Isamu Sato[1]
[1] Tokyo city Univ.

福島第一原子力発電所の燃料デブリ回収容量についての検討
(2)回収作業中に落下した燃料デブリの円錐堆積角度と臨界性に関する検討

Study on container capacity limitations of removed fuel debris-
in defueling Fukushima Daiichi nuclear power station
(2)Criticality effect of deposition angle of fuel debris leaked from a container during defueling work

*森川 徹[1]，吉岡 慧[1]，高木 直行[1]，竹澤 宏樹[1]，佐藤 勇[1]
[1]東京都市大学

回収作業中に燃料デブリが回収容器から落下して、すでにデブリが蓄積している原子炉圧力容器(RPV)下部等へ円錐状に堆積した場合を想定し、円錐の堆積角度と臨界性の関係を定量的に評価した。
キーワード：福島第一原子力発電所，原子炉物理，燃料デブリ，回収容量，臨界安全

1. 緒言

福島第一原子力発電所の今後の廃炉におけるデブリ回収作業時では、原子炉圧力容器(RPV)及び格納容器(PCV)内を冠水させ、RPV 下部等に蓄積したデブリを破砕などして、RPV 上部から未臨界が担保された円筒形回収容器に収納し、原子炉外へ搬出するなどが作業工程の一つとして想定される。この回収作業時における再臨界の可能性を排除するため、あらかじめ様々な状況下においての臨界性を評価する必要がある。

本研究では回収したデブリが回収容器から落下して、冠水状態の RPV 下部等に蓄積しているデブリへ円錐状に堆積した場合を想定し[1]、円錐堆積デブリの堆積角度と臨界性の関係を明らかにするため臨界解析を行った。

2. 解析

解析体系は図 1 のように RPV 下部等にデブリが堆積していることを想定し、床デブリを簡易的に円柱形状の床とした。組成に関しては、事故前の 1 号機の平均燃焼度と健全時のペレット、構造材の割合を反映したが、核分裂生成物の割合は事故時の挙動が不明のためゼロとした。この組成をもとに、体系の床デブリ厚みを以下のように設定した.

ケース①円錐デブリのみ (床デブリ 0cm)
②円錐デブリ+床デブリ 2cm
③円錐デブリ+床デブリ 15cm

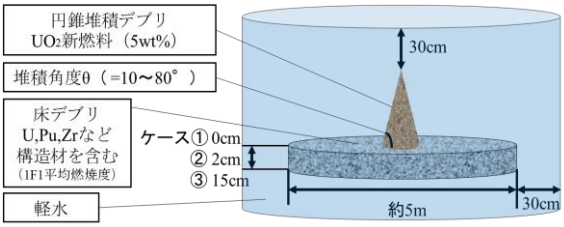


図 1：解析体系

円錐堆積デブリの体積は、床デブリ上へ円錐状に堆積した際、堆積角度 θ を変えても未臨界を維持するように調整・固定した。また、未臨界判定範囲は k-eff≦0.95 と設定した。
臨界計算には汎用中性子･光子輸送計算モンテカルロコード MVP-2.0、核データには JENDL-4.0 を用いた。

3. 結果

ケース①では θ=70°付近の時に臨界性は最大となった。表面積に着目した結果、θ＝70°で表面積が極小となることがわかった。よって、表面積が小さいほど中性子の漏れ量が小さくなるため、臨界性が大きくなると考えられる。

一方、ケース②、③では、k-eff を極大にする堆積角度は 64° 付近から 58° 付近へと円錐形状が扁平へ向かう変化があった。ここで、側面積に着目すると θ≒55°で極小となる。したがって、床デブリ単体の k-eff が増大すると、側面積が極小となる堆積角度に向かってシフトしていくと考えられる。

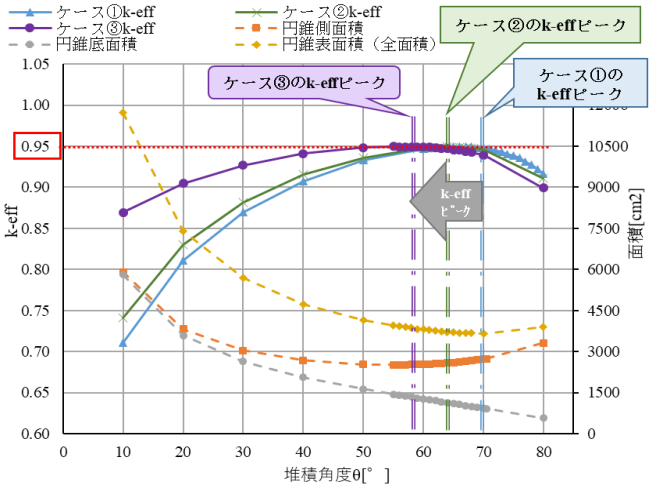


図 2：円錐堆積角度 θ と k-eff、面積の関係

4. 結言

k-eff が極大となる堆積角度 θ は、円錐堆積デブリの中性子の漏れ量と床デブリの臨界性に依存していることを定量的に明らかにした。引き続き、円錐堆積デブリの最適な θ に対する、コンクリート等材質の影響を検討する。

参考文献

[1] 佐藤嘉晃，「福島第一原子力発電所の燃料デブリ回収容量に関する検討」，第 2 回 NDEC 予稿集，2017

*Toru Morikawa[1], Kei Yoshioka[1], Naoyuki Takaki[1], Hiroki Takezawa [1], Isamu Sato[1]
[1]Tokyo City University

燃料デブリの臨界管理技術の開発
(29)臨界管理方針

Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris
(29) Policy of Criticality Control

*中野 誠[1,2]　原田 康弘[1,2]　林 大和[1,3]　森本 裕一[1,4]
[1] IRID　[2]三菱重工　[3] 東芝　[4] 日立GE

福島第一原子力発電所 1/2/3 号機内の燃料デブリ取り出しに向けて臨界管理技術の開発を進めている。本稿では、デブリ加工を考慮した臨界評価と、深層防護を踏まえたデブリ取り出し時の臨界管理手法の検討結果を報告する。

キーワード：福島第一原子力発電所事故、溶融燃料、デブリ、臨界安全、中性子吸収材

１．緒言

福島第一原子力発電所 1/2/3 号機内の燃料デブリは各種の測定結果から未臨界状態にあると推定されるが、今後のデブリ取り出しに向けてデブリの状態が変化する場合にも万全を期し、適切に臨界を防止するため、臨界評価、臨界監視技術及び臨界防止技術の開発を進めている。取り出しまでの各工程において想定される状況に応じて適切な技術を組み合わせて臨界管理方法を構築していく。本稿では、種々のデブリ加工方法に応じた臨界評価の結果を踏まえ、深層防護に基づいた、デブリ取り出し時の臨界管理手法について検討結果を報告する。

２．デブリ取り出し作業時の臨界評価

デブリ取り出し時の加工方法ごとの臨界リスクを評価した（表 1）。例えば、コアボーリングでは、穿孔されたデブリと水が混合することを想定し、加工量と添加反応度の関係を評価し、1 回あたりの加工サイズを制限することで、過剰な反応度添加（臨界近接監視及び万一の臨界到達の際の影響を抑制する観点から約 0.1%Δk としている）が抑制できることを確認した。また、レーザーガウジングやプラズマ加工では、デブリの切削粉が巻き上がり水と混合して臨界となるシナリオを想定して最小臨界重量を評価し、臨界到達までに十分な時間があり、適切な時間間隔で吸引を行うことで臨界を防止できることを確認した。

３．デブリ取り出しの臨界管理方法

デブリ取り出し時の臨界評価の結果に基づき、臨界を防止するとともに、万一再臨界が生じた場合にも一般公衆および作業員に過度の被ばくを防止する管理方法について検討した。図 1 は基本的な考え方を示すが、前回 [1] 報告した深層防護に基づく対策案に、個々の要素技術の検討結果を反映するとともに、IRID 外部の有識者の意見を受けて見直したものである。異常発生防止（臨界防止）については、２．に述べたデブリ加工法毎の臨界防止策とともに、中性子吸収材の適用、デブリ近傍に配置した臨界近接監視システムによる監視で構成する。また、異常検知および緩和として、万一臨界に至った場合の影響評価を実施した。デブリ取り出し作業中に想定しておくべき事象のうち、取り出し作業に伴って上部のデブリを落下させる事象について、臨界時挙動及び影響評価を実施し、外部環境に有意な影響を生じないレベルに抑制可能であることを確認した。

４．結果・考察

今後、臨界監視技術、臨界防止技術の開発を進め、デブリ取り出し時の臨界管理方法を確立し、2018 年夏に予定されているデブリ取り出し方法決定に資する。

表１　デブリ加工法毎の臨界評価の例

加工方法	臨界シナリオ	評価結果
ｺｱﾎﾞｰﾘﾝｸﾞ 	穿孔されたデブリと水の混合	加工ｻｲｽﾞを一片 12cm 以下として過剰な反応度添加を防止（0.1%Δk 未満）
ﾚｰｻﾞｰｶﾞｳｼﾞﾝｸﾞ ・ﾌﾟﾗｽﾞﾏ加工 	デブリ切削粉が巻き上がり、水と混合	最小臨界量は約 50kg 程度であり、臨界到達まで 1 時間程度を要する。

注）加工法は現在検討中のものである。

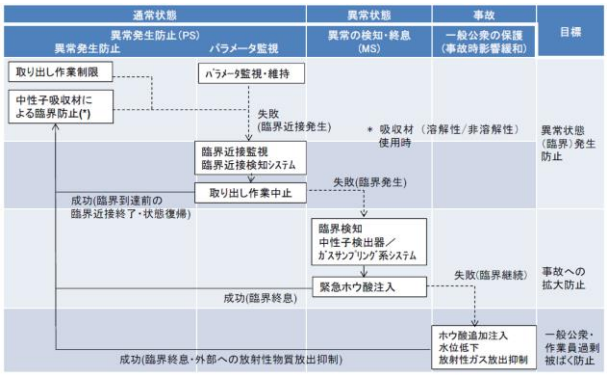


図 1 デブリ取り出し時臨界管理方法

謝辞
本件は、資源エネルギー庁『平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリ臨界管理技術の開発）」』の成果の一部を取りまとめたものである。

参考文献　[1]中野誠 他 2016 年秋の大会 H14（2016）

Makoto NAKANO[1,2]　Yasuhiro Harada[1,2]　Yamato HAYASHI[1,3]　Yuichi Morimoto [1,4]
[1] IRID, [2] Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., [3] TOSHIBA Corporation, [4] Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

燃料デブリの臨界管理技術の開発
（30）福島第一原子力発電所の統計的臨界評価手法の提案

Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris
(1) Proposal of a statistical evaluation method for the criticality
of the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

*森本裕一[1,2]，赤池正則[1,2]，竹生諭司[1,2]，石井一弥[1,2]，丸山博見[1,2,3]
[1]ＩＲＩＤ，[2]日立ＧＥ，[3]現ナイス

福島第一原子力発電所の現実的な臨界評価を実施するための枠組みを提案し，現在の知見に基づく試算の結果について報告する。

キーワード：臨界管理，福島第一原子力発電所，統計的評価，現実的な評価

1. 緒言

福島第一原子力発電所に対する統計的臨界評価手法を提案する。臨界評価に係る物理パラメタは未だ不確かであるが，保守的な仮定を重ねると過度に保守的な設備要求となる可能性がある。提案する手法の目的は，現在，または将来得られる炉内調査による知見や事故解析コードの結果を取り込み，現実的な状態を評価する枠組みを提供することにある。

2. 方法

開発した方法は，臨界評価に係るパラメタをサンプリングする方法，連続エネルギーモンテカルロ法による臨界計算手法，計算結果を統計的に処理する方法からなる。デブリの大きさや高さ，構造材の混入割合といった物理パラメタは，炉内状況に係る知見を用いて定めた確率分布関数を用いてサンプリングする。臨界計算の結果を統計的に処理することにより中性子増倍率の分布が評価できる。また、これらの結果から、どの物理パラメタが中性子増倍率と相関が強いかが判定できる。また、中性子増倍率に関する知見や観測結果が得られる場合、それを基にベイズ推定することにより仮定した確率分布に対する事後確率を求めることができ、より観測結果に整合する確率分布を求めることができる。

報告では 1 号機に対する統計的臨界評価の例を示す。解析体系は、圧力容器と格納容器をモデル化した 3 次元体系とした。デブリは圧力容器下部プレナム，ペデスタル，ドライウェルに落下しているものとした。デブリの分布は過酷事故解析コード MAAP の解析結果を基に定めた。また、デブリ性状に関する情報については，デブリ性状把握 PJ から提供される特性リストを考慮して設定した[1)]。

確率分布の改良の例として，平成 27 年度の PCV ガス管理システムの Kr-88 と Xe-135 の放射能濃度測定結果から評価した中性子源増倍係数[2)] を基に，構造材の混入割合をベイズ推定した結果について報告する。

3. まとめ

現在の結果は，設定した確率分布を基にしたものであるが，物理パラメタと中性子増倍率の相関などの知見を提供可能である。また、今後得られる知見を順次取り込むことにより，現実的な評価に近づけることができると考えている。

謝辞 本件は、資源エネルギー庁『平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリ臨界管理技術の開発）」』の成果の一部を取りまとめたものである。

参考文献 [1] 鷲谷忠博他、2015 年秋の大会、福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション(B-3)（2015）
[2] 丸山博見他、2016 年秋の大会 2H19（2016）

*Y. Morimoto[1,2], M. Akaike[1,2], S. Takeo[1,2], K. Ishii[1,2] and H. Maruyama[1,2,3]
[1]IRID, [2]Hitacih-GE Nuclear Energy, [3] Present affiliation is NAIS

燃料デブリの臨界管理技術の開発

（31）Feynman-α法を用いた臨界近接監視におけるデブリ不確かさ影響

Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

(31) Debris uncertainty on sub-criticality estimation with Feynman-alpha method

*和田 怜志[1,2]，吉岡 研一[1,2]，菊池 茂人[1,2]

[1]IRID，[2]東芝

福島第一発電所事故で発生した燃料デブリは組成や形状に大きな不確かさを持つ。燃料デブリの不確かさがファインマンα法を用いた未臨界度測定に与える影響を調査・検討した。

キーワード：福島第一発電所事故，燃料デブリ，臨界安全，ファインマンα法，不確かさ

1. 緒言

燃料デブリ取り出し時に形状が変化し，燃料デブリ内部に水が浸入する場合には水対燃料体積比が変化し中性子増倍率が増加する可能性がある。そのため燃料デブリの未臨界度を計測する必要がある。しかし燃料デブリの詳しい形状や組成等の情報はわかっておらず，不確かさが大きい。そこで，他手法と比較して燃料の組成や形状への依存度が小さく，検出効率に依存しないファインマンα法の採用を検討している[1]。

2. 燃料デブリ不確かさによるファインマンα法への影響

ファインマンα法での未臨界増倍率(ksub)は式 1 で示される。

$$ksub = \frac{1-\alpha\cdot\ell p}{1-\beta} \qquad \text{式 1}$$

ここで，αは中性子減衰定数，lp は即発中性子寿命，βは遅発中性子割合である。中性子減衰定数（α）は，式 2 に示される中性子計数率の平均と分散の関係（$Y(\Delta T)$）から得られる。また燃料デブリのβは，5E-3 程度のオーダーであり影響が小さい。そのため ksub の推定誤差に影響を及ぼすのは lp の不確かさである。

$$Y(\Delta T)=\frac{\langle C(\Delta T)^2\rangle-\langle C(\Delta T)\rangle^2}{\langle C(\Delta T)\rangle}-1=Y\infty\left(1-\frac{1-e^{-\alpha\Delta T}}{\alpha\Delta T}\right) \qquad \text{式 2}$$

ここで $C(\Delta T)$は ΔT 秒間の中性子計数，$Y\ \infty$は Y の ΔT に対する飽和値である。

燃料デブリの lp の相対差による ksub(真値 0.95)への影響を表に示す。表より lp を小さくすると ksub は過大評価となり，保守的な評価となる。lp の最小値と最大値を 2 倍の範囲に限定できれば，ksub は 3%以内で推定可能であることが分かる。

表　lp と ksub の関係

ksub	0.9750	0.9625	0.9500	0.9250	0.9000
lp/lp_{ref}	0.50	0.75	1.00	1.50	2.00

3. シミュレーションによる不確かさの評価

燃料デブリの不確かさが即発中性子寿命に与える影響範囲をシミュレーションで評価した。燃料デブリの不確かさは，ウラン濃縮度を 1~5wt%，H/U を 5~30 と仮定した。結果，燃料デブリの lp は，30～80μsec と評価された。図に一例として，同一形状体積，同一ウラン濃縮度(3.5wt%)で H/U のみを可変パラメータとしたときの実効増倍率(keff)と lp の関係を示す。図の体系では，lp の代表値を小さい側の 35μsec に選定することで，ksub を保守的な評価となる。また，lp の最小値と最大値の範囲は 2 倍以内なので，ksub は 3%dk 以内での一致を示す。

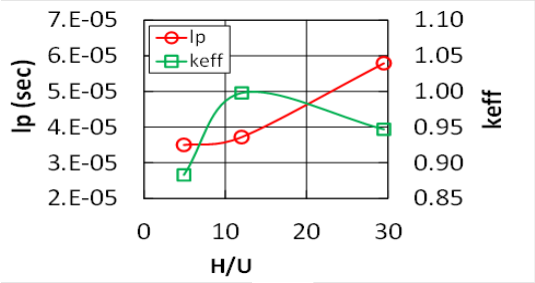


図　H/U、lp、keff の関係

4. まとめ

ファインマンα法の実機適用時に課題となる即発中性子寿命の不確かさは，低濃縮ウランの熱中性子炉体系の範囲に限定されるため，限定された範囲から適正に設定することで，ファインマンα法の不確かさ低減が可能である。

謝辞

本件は，資源エネルギー庁『平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリ臨界管理技術の開発）」』の成果の一部を取りまとめたものである。

参考文献

[1] 菊池　他，AESJ 2016 年秋の大会“2H17”，[2] Y. Nagaya, et al., JAERI 1348(2005),

*Satoshi WADA[1,2], Kenichi YOSHIOKA[1,2] and Shigeto KIKUCHI[1,2]

[1]IRID, [2]Toshiba Corporation

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：301-1 Reactor Physics, Utilization of Nuclear Data, Criticality Safety

Thu. Sep 14, 2017 5:10 PM - 6:30 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 8:10 AM - 9:30 AM UTC | Room G C213 - C Block

[2G19-23] Criticality Control Technique Development 2

Chair:Kenya Suyama (JAEA)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[2G19] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris
(32)Operation verification of Sub-criticality monitoring system using neutron source

*Shinya Kano[1,2], Mitsuru Oikawa[1,2], Hiroyuki Yazawa[1,2] (1. IRID, 2. Toshiba)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[2G20] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris
(33)Study on Application of Y_{inf} Correlation Equation of Feynman-alpha Method to Sub-criticality

*Mikio TOKASHIKI[1], Shinya KANO[2,3], Satoshi WADA[2,3], Shigeto KIKUCHI[2,3] (1. Nuclear Fuel Industries, Ltd., 2. International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 3. TOSHIBA CORPORATION)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[2G21] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris
(34)Criticality detection by virtual neutron capture method

*Takeshi Mitsuyasu[1,2], Aoyama Motoo[1,2], Yuichi Morimoto[1,2] (1. IRID, 2. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

5:55 PM - 6:10 PM JST | 8:55 AM - 9:10 AM UTC

[2G22] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris
(35)Applicable confirmation examination of neutron detectors to radiation environment derived from the fuel assembly for subcritical multiplication factor monitor

*Koichi Okada[1,2], Hiroyuki Yazawa[1,3], Yuichi Morimoto[1,2], Takahiro Tadokoro[1,2], Yuichiro Ueno[1,2] (1. IRID, 2. Hitachi-GE, 3. TOSHIBA)

6:10 PM - 6:25 PM JST | 9:10 AM - 9:25 AM UTC

[2G23] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris
(36)Neutron Multiplication Factor Estimation using Measured Data from PCV Gas Control System at Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Unit 1 (II)

*Masanori Akaike[1,2], Yuichi Morimoto[1,2], Satoshi Takeo[1,2], Hiromi Maruyama[1,2,3], Yu Toriyabe[1,2], Hideaki Matsumoto[4] (1. IRID, 2. Hitachi GE, 3. Present affiliation is NAIS, 4. TEPCO)

6:25 PM - 6:30 PM JST | 9:25 AM - 9:30 AM UTC

Time reserved for Chair

燃料デブリの臨界管理技術の開発
（32）Feynman-α法を用いた臨界近接監視システムの中性子源による動作検証

Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

(32) Operation verification of Sub-criticality monitoring system using neutron source

*加納 慎也[1,2]，及川 満[1,2]，矢澤 博之[1,2]

[1]IRID，[2]東芝

試作した臨界近接監視システム[1]が正常に動作することを確認するため，中性子源を用いた動作検証を行った。Ra-Be および Cf 中性子源の Y 値を測定し，理論値と一致する結果が得られることを確認した。併せて，システムのノイズ等の外乱が Y 値の測定結果に与える影響について検討した。

キーワード：福島第一原子力発電所事故，燃料デブリ，臨界安全，未臨界度測定，ファインマンα法

1. 緒言　燃料デブリ取り出し時に，臨界に近接する状態を早期に検知し，臨界の発生を未然に防止するためのシステム(臨界近接監視システム)[1]を開発している。臨界近接監視システムにおいては，燃料デブリから放出される中性子の相関を測り，ファインマンα法に基づいて，未臨界度を推定する。ここでは，システムの動作検証のために実施した Ra-Be および Cf 中性子源の Y 値の測定の結果について報告する。

2. 臨界近接監視システムによる Ra-Be および Cf 中性子源の Y 値の測定

2-1. システム構成および特徴　システム構成を図 1 に示す。短い時間間隔の中性子の相関を計測できるよう，カレントアンプを用いてシステムを構成し，100ns の時間分解能を持つシステムとした。システム内には，フィルタ回路を取り付け，電気的ノイズによる中性子の誤検出の低減を図った。

2-2. 測定条件　測定体系の模式図を図 2 に示す。Y 値の測定においては，中性子源の正面に B-10 中性子検出器を配置し，中性子の検出効率を高めるため，中性子検出器の周囲にポリエチレンブロックを配置した。

2-3. 測定結果　Ra-Be および Cf 中性子源の Y 値の測定値を図 3 に示す。Ra-Be 中性子源の Y 値は 0，Cf 中性子源の Y 値は，Y_∞～0.014 に漸近すると期待され，いずれも期待通りの値が得られた。

3. 結論　中性子源を用いた動作検証により，臨界近接監視システムの試作機で中性子源の Y 値を正しく測定できることを確認した。発表においては，システムのノイズ等の外乱が Y 値の測定結果に与える影響についても報告する。

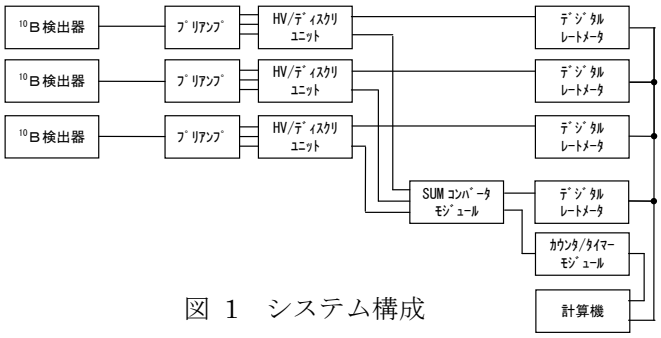


図 1　システム構成

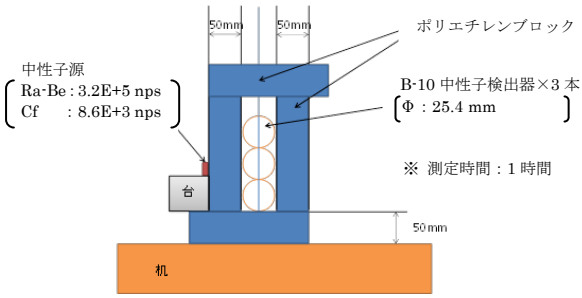


図 2　測定体系の模式図(側面図)

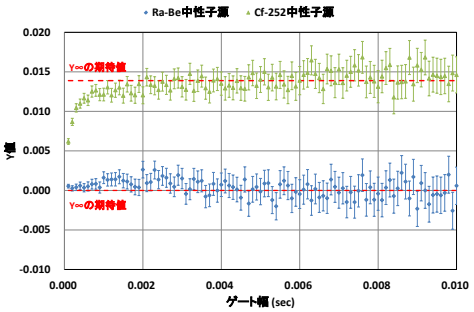


図 3　Ra-Be および Cf 中性子源の Y 値の測定結果

謝辞　本件は，資源エネルギー庁『平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金(燃料デブリ臨界管理技術の開発)」』の成果の一部を取りまとめたものである。

参考文献　[1] 菊池 他，AESJ 2016 年秋の大会 “2H17”

*Shinya Kano[1,2], Mitsuru Oikawa[1,2] and Hiroyuki Yazawa[1,2]

[1]IRID, [2]Toshiba Corporation

燃料デブリの臨界管理技術の開発
（33）Feynman-α法の Y_∞相関式によるデブリ未臨界度推定への適用性

Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris
(33) Study on Application of Y_∞ Correlation Equation of Feynman-alpha Method to Sub-criticality Estimation of Fuel Debris

*渡嘉敷 幹郎[1]，加納 慎也[2,3]，和田 怜志[2,3]，菊池 茂人[2,3]
[1]原子燃料工業，[2]IRID，[3]東芝

ファインマンα法の Y_∞と実効増倍率 k との相関式により未臨界度を推定する手法を福島第一原子力発電所1-3号機の燃料デブリ取り出しにおいて適用することを目的として検討した内容について示す。

キーワード：福島第一原子力発電所事故、臨界安全、未臨界度測定

1. 緒言 燃料デブリ取り出し作業における臨界管理の観点から、燃料デブリを対象とした未臨界度測定技術の検討が必要と考えられるが、組成等、体系の詳細な情報の把握が難しい燃料デブリに対し、適用できる未臨界度測定手法は限られている。本報では中性子の測定過程を詳細にモデル化したMVPコード[2]を用いたシミュレーション結果について示す。

2-1. 飽和Y値に基づく未臨界度推定 未臨界度の推定手法として、前報[1]と同様、「燃料デブリの測定状況を模した多数の炉雑音シミュレーションを予め実施し、計算固有値に基づく ρ と Y_∞の関係から相関式 $\rho = f(Y_\infty)$を作成、実際の測定にあたっては左記相関式から ρ を算出することで未臨界度の推定を行う」手法を適用した。この手法の利点は、不確かさの大きいデブリの即発中性子寿命 l に依存しないことである（従来手法では、増倍体系の組成や形状から l を推定して使用）。

2-2. 炉雑音シミュレーション 前報[1]ではシミュレーションの際、MCNP を用い、中性子測定過程に関し、測定器に入射した中性子を100%カウントするなど、簡易的な取扱いを行っていた。本報ではMVPコード[2]を用い、前報[1]で得られた良好な相関を有す相関式 $\rho = f(Y_\infty)$が得られるか確認した。シミュレーション体系として、これまでIRIDで検討してきた燃料デブリを模した単純円柱均質体系をベースに、図1に示す検出器配置で評価を実施した。検出器はB10比例計数管を仮定した。なお、相関式 $\rho = f(Y_\infty)$を作成するため、多様性のある複数体系が必要となることから、体系半径を40～80cm、高さを3.5～30cm、デブリ混合率を0.03～0.38, 水混合率を0.01～0.68まで変化させた計12ケースの評価を実施した（実効増倍率は0.4～0.96）。

2-3. 評価結果 図1に示す解析体系の計算固有値に基づく ρ と Y_∞の関係から相関式 $\rho = f(Y_\infty)$を作成した。当該相関式による推定 k と計算固有値の比較結果を図2に示す。体系周辺に位置する検出器No.1と8では、他の検出器との挙動が異なるものの、体系直上部に配置された検出器No.2-7の結果は、比較的 ρ と Y_∞の間に良い相関があるように見える。したがって、燃料デブリに対する検出器の配置位置をある程度、把握することができれば、本手法により、深い未臨界度領域においても未臨界度の推定が可能と示唆される。

3. 結論 燃料デブリを対象とした未臨界度測定法として、「計算固有値に基づく ρ と飽和 Y 値の相関式を事前に作成し、実際の測定にあたって当該相関式を用いて未臨界度を推定する方法」の成立可能性について中性子の測定過程を詳細にモデル化したMVPコード[2]により検討した。結果、検出器配置への依存性があるものの、深い未臨界体系に対する測定可能性が示唆された。なお発表では、本手法に対し、ブラインドテスト（体系の詳細な情報を知らせることなく、炉雑音測定シミュレーションの時系列データのみから未臨界度を推定）の結果についても示す。

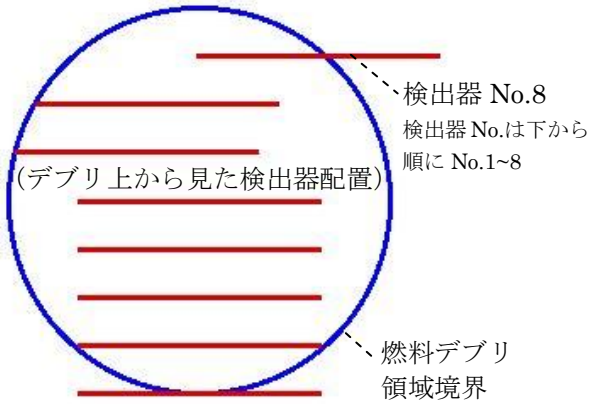


図1 相関式作成に用いた解析体系

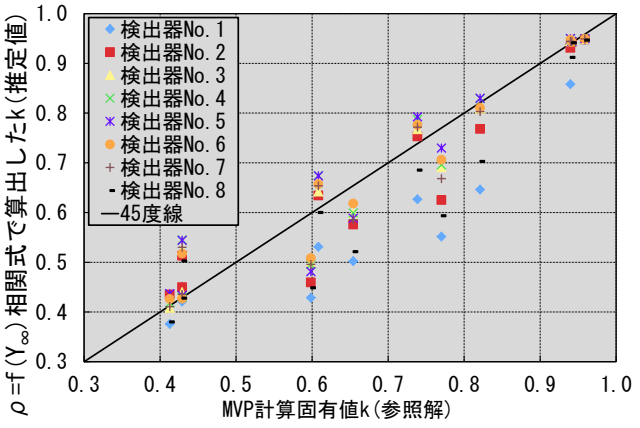


図2 相関式 $\rho = f(Y_\infty)$の計算固有値再現性

参考文献 [1] 渡嘉敷 幹郎、2017年春の年会、1F03. [2] Y.Nagaya, et al, JAERI 1348(2005).

謝辞 本件は、資源エネルギー庁『平成26年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリ臨界管理技術の開発）」』の成果の一部を取りまとめたものである。

* Mikio Tokashiki[1], Shinya KANO[2,3], Satoshi WADA[2,3] and Shigeto KIKUCHI[2,3]
[1] Nuclear Fuel Industries, Ltd., [2]IRID, [3]TOSHIBA Corporation

燃料デブリの臨界管理技術の開発
（34）仮想中性子捕獲法による臨界検知

Criticality Control Technique Development for Fukushima Daiichi Fuel Debris

(34) Criticality Detection by Virtual Neutron Capture Method

*光安　岳[1,2]，青山　肇男[1,2]，森本　裕一[1,2]

[1]IRID　[2]日立 GE

燃料デブリ取り出し時の臨界管理のため、炉内臨界近接検知システムを開発している。本システムにおいて、中性子増倍率推定法として開発した仮想中性子捕獲法の予測誤差について検討した。京都大学臨界集合体実験装置（KUCA）の試験ケースを対象に未臨界度を評価した。その結果、4.5%dk の誤差で中性子増倍率を予測でき、炉内臨界近接検知システムにおける中性子増倍率予測手法として適用できる見込みであることを確認した。

キーワード：福島第一原子力発電所事故，溶融燃料，デブリ，臨界管理，未臨界，仮想中性子捕獲法

1. 緒言

炉内臨界近接検知システムの臨界検知手法として仮想中性子捕獲法を開発した。本手法を用いたシステムの成立性評価として、KUCA 臨界試験を対象とした解析による中性子増倍率の予測誤差評価について報告する。

2. 仮想中性子捕獲法の概要

仮想中性子捕獲法はデブリ表面近傍の部分的なサンプリング情報と解析を活用して、中性子計数率と解析値から未臨界度を推定する手法である[1]。解析手法の概要を図 1 に示す。

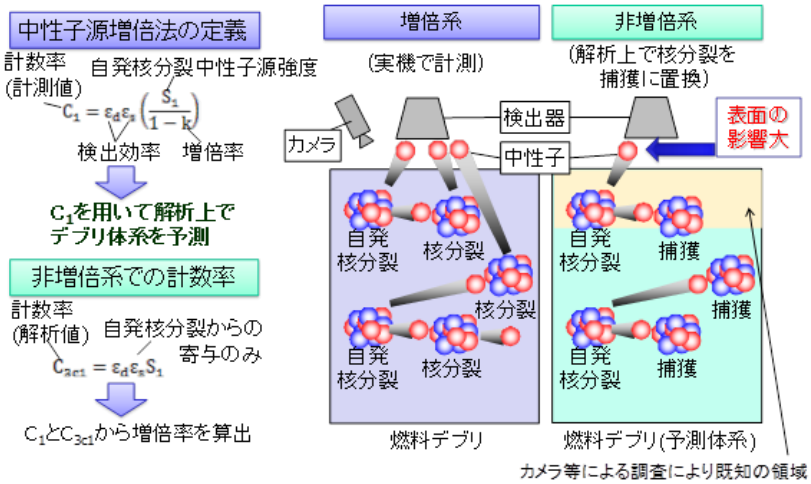


図 1. 仮想中性子捕獲法の概要

3. 仮想中性子捕獲法の誤差評価

解析にはモンテカルロコード MVP および核データとして JENDL-4.0 を用いた。試験体系はポリエチレンを減速材とし、ポリエチレン含有量の異なる燃料要素(減速不足、最適減速、減速多過) を用いて実効増倍率が 0.8 程度となる炉心を構成した。また、最適減速燃料要素の追加ケースとして、実効増倍率 0.94 および 0.68 の場合も実施した。解析結果を表 1 に示す。本手法の中性子増倍率の予測誤差はケース 5 で最大(4.5%dk)である。本解析結果から、KUCA 臨界試験において中性子増倍率の誤差 5%以下で中性子増倍率を評価できる見込みである。

表 1. 誤差評価結果

番号	燃料要素	中性子増倍率	評価値	誤差 (%dk)
1	減速不足	0.802	0.824	+2.2
2	最適減速	0.942	0.975	+3.3
3	最適減速	0.822	0.843	+2.1
4	最適減速	0.679	0.664	-1.5
5	減速多過	0.788	0.833	+4.5

4. 結論

KUCA 臨界試験を対象に仮想中性子捕獲法の予測誤差を検証した。4.5%dk の誤差で中性子増倍率を予測できるため、炉内臨界近接検知システムにおける中性子増倍率推定法として適用できる見込みである。今後の KUCA 臨界試験結果と比較することで、検出器誤差を考慮したシステム成立性を確認する。

謝辞

本件は、資源エネルギー庁『平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリ臨界管理技術の開発）」』の成果の一部を取りまとめたものである。

参考文献

[1] 光安岳他「燃料デブリの臨界管理技術の開発 (15)解析情報を用いた臨界検知手法」2015 年秋の大会 A41 (2015)

*Takeshi Mitsuyasu[1,2], Motoo Aoyama[1,2] and Yuichi Morimoto[1,2]

[1]International Research Institute for Nuclear Decommissioning

[2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

燃料デブリの臨界管理技術の開発
（35）臨界近接検知向け中性子検出器の燃料由来放射線環境への適用性確認試験

Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

(35) Applicable confirmation examination of neutron detectors to radiation environment derived from the fuel assembly for subcritical multiplication factor monitor

*岡田 耕一[1,2]，矢澤 博之[1,3]，森本 裕一[1,2]，田所 孝広[1,2]，上野 雄一郎[1,2]

[1]ＩＲＩＤ，[2]日立ＧＥ，[3]東芝

使用済み燃料集合体を線源とした高線量率環境下に対する検出器の適用性確認試験を実施し，燃料デブリ取り出し時に想定される 1000 Sv/h の高線量率環境下にて中性子を計測できる見通しを得た。

キーワード：福島第一原子力発電所事故，溶融燃料，デブリ，臨界安全，臨界管理，中性子，放射線計測

1. 緒言

燃料デブリ取り出し時の再臨界を未然に防ぐため，増倍率を監視する臨界近接検知装置を開発している。臨界近接監視には中性子計測が必要である。今回，燃料デブリを模擬した冷却期間 14 年の燃料集合体近傍において B-10 比例計数管による中性子計測を実施し，燃料デブリ取り出し時に想定される 1000 Sv/h の環境に対する B-10 比例計数管の適用性を評価し，遮蔽体を含むセンサ周りの構造を検討した。

2. 燃料集合体を用いた適用性確認試験

2-1. 試験内容

試験体系を図 1 に示す。燃料検査プール中に燃料集合体 1 体を設置し,検出器とガンマ線検出器を同時に天井クレーンから吊り下げてプールに沈めた。検出器と燃料集合体の距離は 10 から 200 cm とし，鉛 2 cm の遮へい体有り、遮へい体無しの条件でそれぞれ 4 点ずつ測定した。検出器と計測装置は 30 m のケーブルで接続した。

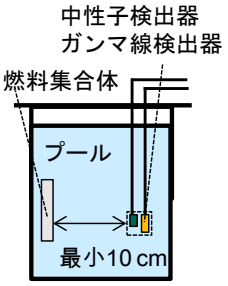


図 1. 試験体系

2-2. 試験結果

電離箱による測定から B-10 比例計数管設置位置の線量率は最大で約 70 Sv/h であった。図 2 に小型 B-10 比例計数管の波高値分布を線量率ごとに示す。図 2 より高線量率ほど低波高値成分が高波高値側へシフトしていることがわかる。これは B-10 比例計数管のガンマ線検出に伴うパイルアップの発生頻度およびパイルアップで重畳するパルス数の増加に依る。パイルアップしたガンマ線成分から推定される最大波高値を弁別レベルとして，弁別レベル以上の計数を中性子成分として評価した。また，鉛 2 cm の遮蔽体により弁別レベル以下のガンマ線成分が 2 桁程度低減することを確認した。

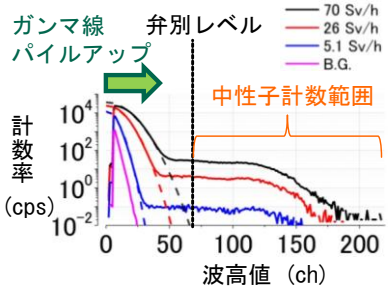


図 2. 波高値分布

3. 結論

遮蔽体無しで 70 Sv/h の線量率環境で中性子を計測可能であること，鉛 2 cm の遮蔽体により 2 桁程度ガンマ線計数を低減できることから，鉛 2 cm よりも薄い遮蔽体と B-10 比例計数管を組み合わせることにより，1000 Sv/h の環境で中性子を計測できる見通しを得た。

謝辞 本件は、資源エネルギー庁『平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリ臨界管理技術の開発）」』の成果の一部を取りまとめたものである。

*Koichi Okada[1,2], Hiroyuki Yazawa[1,3], Yuichi Morimoto[1,2], Takahiro Tadokoro[1,2] and Yuichiro Ueno[1,2]

[1]International Research Institute for Nuclear Decommissioning, [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., [3]Toshiba, Co.

燃料デブリの臨界管理技術の開発
（36）福島第一原子力発電所 1 号機の PCV ｶﾞｽ管理ｼｽﾃﾑ測定値を用いた中性子源増倍係数の推定 (II)

Criticality Control Technique Development for Fukushima Daiichi Fuel Debris

(36) Neutron Multiplication Factor Estimation using Measured Data from PCV Gas Control System at Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Unit 1 (II)

*赤池 正則[1,2]，森本 裕一[1,2]，竹生 諭司[1,2]，丸山 博見[1,2,3]，鳥谷部 祐[1,2]，松本 英朗[4]

[1]IRID，[2]日立 GE，[3]現ナイス，[4]東京電力ﾎｰﾙﾃﾞｨﾝｸﾞｽ

福島第一原子力発電所1号機のPCV ｶﾞｽ管理ｼｽﾃﾑの測定エネルギー範囲を3MeVまで拡張し、Kr-87、Kr-88の高エネルギーピークを約7か月間に渡り測定した。遅れ時間及び中性子源増倍率は従前の結果と整合すること、Kr-88の放射能濃度に対する誤差割合が半減することが分かった。

キーワード：福島第一原子力発電所事故，臨界安全，中性子増倍率，測定遅れ時間，PCV ｶﾞｽ管理ｼｽﾃﾑ

1. 緒言

炉内の情報が得にくい状況にある現在、PCV ｶﾞｽ管理ｼｽﾃﾑで測定される FP ｶﾞｽ放射能濃度は炉内の状況を知る手掛りとなる貴重なデータである。今回、1 号機の PCV ｶﾞｽ管理ｼｽﾃﾑの測定エネルギー範囲を 3MeV まで拡張し、Kr-87、Kr-88 の高エネルギーピークを用いて放射能濃度を評価した。従来から測定している Xe-135 に加えて、これら核種の放射能濃度比を用いれば測定遅れ時間と中性子源増倍係数が推定できる可能性があり[1、2)]、上記データを用いて推定を試みた。

2. 測定遅れ時間と中性子源増倍係数の推定方法と結果

2-1 高エネルギーピーク測定の効果

表 1 に着目核種の崩壊ガンマ線のエネルギーと放射能濃度を示す。Kr-87 では低エネルギー側、Kr-88 では高エネルギー側ピークが誤差が小さく測定に適し、Kr-88 では、誤差が半減することがわかった。ガンマ線エネルギーにより評価値が異なるのは従来の校正曲線を高エネルギー側に外挿していることによると考えられる。

表1　放射能濃度の測定値

核種	γ線エネルギー (keV)	放射能濃度 (Bq/cm^3)
Xe-135	250	$(1.111 \pm 0.003) \times 10^{-3}$
Kr-87	403	$(6.00 \pm 0.49) \times 10^{-5}$
	2555	$(8.36 \pm 1.17) \times 10^{-5}$
Kr-88	196	$(1.92 \pm 0.08) \times 10^{-4}$
	2392	$(1.63 \pm 0.04) \times 10^{-4}$

2-2 測定遅れ時間と中性子源増倍係数の推定

炉内での発生から PCV ｶﾞｽ管理ｼｽﾃﾑに希ｶﾞｽが到達する時間（測定遅れ時間）は、Kr-87 と Kr-88 の半減期の違いから推定できる。今回の放射能濃度結果から推定した遅れ時間は約 3 時間となり、以前の結果と同程度の値である[2)]。また、今回の放射能濃度比から推定した中性子源増倍係数は、0.54～0.69 となった。

表2　中性子源増倍率の推定値

系統	デブリ組成	遅れ時間 推定値 (h)	中性子源 増倍係数(k)
B系	平均組成	2.9	0.69
	最低燃焼度 組成	2.9	0.54

2-3 まとめ

以上の結果から、測定エネルギー範囲を従来の 2MeV から 3MeV へ拡張し、Kr-88 の高エネルギーピークを測定することにより放射能濃度の測定値の誤差を半減できることが分かった。また、校正値の精度向上により評価値の信頼性が向上することが分かった。今後は、検出器大型化による早期検知の検討、外部有識者から意見のあった取り出し方法に対応したｶﾞｽ取り込み方法等の検討を進める。

謝辞　本件は、資源エネルギー庁『平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリ臨界管理技術の開発）」』の成果の一部を取りまとめたものである。

参考文献　[1]中村正則他「核分裂生成ガスを測定して未臨界を監視する方法(Ⅱ)」2014 年春の年会 O28（2014）

[2]丸山博見他「福島第一原子力発電所 1 号機の PCV ｶﾞｽ管理ｼｽﾃﾑ測定値を用いた中性子源増倍係数の推定」2016 秋の大会 2H14（2016）

*Masanori Akaike[1,2], Yuichi Morimoto[1,2], Satoshi Takeo[1,2], Hiromi Maruyama[1,2,3], Yu Toriyabe[1,2], Hideaki Matsumoto[4]

[1]IRID, [2]Hitachi-GE, [3]Present affiliation is NAIS, [4]Tokyo Electric Power Company Holdings

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-2 Waste Disposal and Its Environmental Aspects

Thu. Sep 14, 2017 9:30 AM - 10:20 AM JST | Thu. Sep 14, 2017 12:30 AM - 1:20 AM UTC | Room H C212 - C Block

[2H01-03] Nitrate and Nitrate Ion

Chair:Kiyoshi Fujisaki (NUMO)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2H01] Numerical simulation of nitrate evolution in nitrate polluted groundwater using the model of nitrate evolution (2).

*Tooru Abe[1], Fumio Hirano[2], Morihiro Mihara[2], Akira Honda[2] (1. J-CAL, 2. JAEA)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2H02] A study on the safety of geological disposal of nitrate-containing waste (part 2)
(1)The exothermic measurement of the simulated waste and modeling heat flux

*Keiji Hara[1], Kazutoshi Hasegawa[1], Osamu Tochiyama[1], Natsue Adachi[1], Akira Kirishima[2], Morihiro Mihara[3] (1. Nuclear Safety Research Association, 2. Tohoku Univ., 3. Japan Atomic Energy Agency)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[2H03] A study on the safety of geological disposal of nitrate-containing waste (part 2)
(2)Simulation study on the possibility of thermal reaction runaway after disposal

*Kosuke Nonaka[1], Fumio Hirano[2], Morihiro Mihara[2], Keiji Hara[3], Osamu Tochiyama[3] (1. Japan Nuclear Fuel Chemical Analysis, 2. Japan Atomic Energy Agency, 3. Nuclear Safety Research Association)

10:15 AM - 10:20 AM JST | 1:15 AM - 1:20 AM UTC

Time reserved for Chair

硝酸イオン化学的変遷挙動評価モデルを用いた地下水硝酸性窒素汚染の天然事例の解析(2)

Numerical simulation of nitrate evolution in nitrate polluted groundwater using the model of nitrate evolution (2).

*阿部 徹[1]，平野 史生[2]，三原 守弘[2]，本田 明[2]
[1]日本原燃分析，[2]原子力機構

地層処分施設及びその周辺における廃棄物由来の硝酸イオンの化学的変遷挙動を把握するために開発された硝酸イオン化学的変遷挙動評価モデルの信頼性を高めることを目的として、地下水の硝酸性窒素汚染の天然事例について解析を実施し、硝酸イオン化学的変遷挙動評価モデルの妥当性を評価した。

キーワード：地層処分，TRU 廃棄物，硝酸イオン，ナチュラルアナログ，NEON

1. 緒言

TRU 廃棄物のうち硝酸塩含有廃棄物から放出される硝酸イオン及びその化学的変遷物は、放射性物質の移行挙動に影響を与える可能性がある。そこで、原子力機構は地層処分における硝酸イオンの変遷挙動を評価するために、硝酸イオン化学的変遷挙動評価モデル(NEON : model of Nitrate Evolution due to mineral reaction, microbial activity and metal corrosiON)を開発した。NEON では、硝酸イオンと金属、鉱物及び微生物との反応がモデル化されており、このうち微生物反応は、微生物の活動による窒素循環等の過程を取り入れ構築されている(図 1)。各反応モデルは室内実験の結果と比較され、概ね再現できることが確認されている。前報[1]では、長期における NEON の信頼性向上を目的に、天然事例(ナチュラルアナログ)を活用する検討として、広島県生口島の硝酸性窒素汚染事例の再現解析について報告した。しかし、微生物反応領域の指標となる地下水中の溶存酸素(DO)濃度や溶存有機物（DOC）濃度等の正確な情報が無く、動水勾配や地下水中の炭酸濃度を基に、微生物反応領域及び地下水中の DOC 濃度を仮定して解析を行ったため、モデルの妥当性を十分に示すことができなかった。本研究では生口島の事例について新たに拡充された DO 濃度及び DOC 濃度のデータ[2]に基づき、微生物反応モデルの妥当性を再評価した。

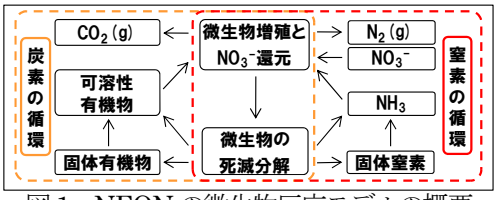


図 1　NEON の微生物反応モデルの概要

2. 解析対象・条件

解析対象である生口島南西部において、施肥に由来した地下水の硝酸性窒素汚染が報告されており、一部地域において微生物の活動に起因した脱窒反応による硝酸性窒素濃度の減衰が示唆されている。上記汚染事例に関する地下水中のイオン濃度等の測定結果[2]に基づき、化学平衡-物質輸送計算コード PHAST に NEON を実装して解析を実施した。DO 濃度や DOC 濃度等、微生物反応に関する条件については文献[2]に基づき設定した。化学平衡計算に関する熱力学データとしては原子力機構のデータベース(050700c0.tdb)を用いた。硝酸イオン及びその変遷物は、NEON により酸化還元反応の速度論的な計算を行うため、化学平衡計算スキームから除外し速度定数を別途定義した。また、解析では金属及び鉱物反応は起きないものとした。

3. 結果・考察

文献[2]において 2 次元断面での地下水中の各化学種の濃度分布が示されたことから、本研究では前報[1]における水平方向の濃度分布の評価に加えて、深さ方向の評価が可能となった。NEON による解析値と実測値とを比較した例を図 2 に示す。文献[2]の DO 濃度を基に微生物反応領域を設定したところ、図 2 の A 地点において前報[1]の解析条件では確認できなかった特異的な硝酸イオン濃度の減衰、及び、変遷物である NH_3/NH_4^+濃度の上昇が確認された。硝酸イオンの変遷量は、微生物反応に必要な DOC 濃度に依存しており、解析対象地域の硝酸性窒素の変遷挙動を概ね再現できている。このことは微生物による硝酸イオン変遷モデルの妥当性を示すものと考えられる。

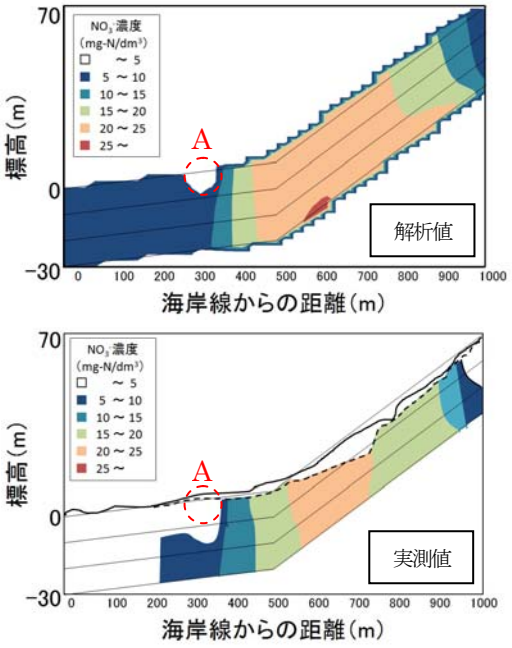


図 2　地下水中硝酸イオン濃度比較

参考文献

[1] 大藏稔，三原守弘，本田明(2015):硝酸イオン化学的変遷挙動評価モデルを用いた地下水硝酸性窒素汚染の天然事例の解析，原子力学会 2015 年秋の年会． [2] 大西晃輝，小野寺真一，斎藤光代，清水裕太，吉川昌志(2014):大量施肥農業流域における不圧地下水中での溶存 N_2O の空間分布特性，陸水学雑誌，75，p1-11.

*Tooru Abe, Fumio Hirano[2], Morihiro Mihara[2] and Akira Honda[2]
[1]Japan Nuclear Fuel Chemical Analysis, [2]Japan Atomic Energy Agency.

※本研究の成果の一部は、平成 28 年度経済産業省の委託事業「地層処分技術調査等事業(処分システム評価確証技術開発)」の成果である。

硝酸塩含有廃棄物の地層処分における安全性に関する研究（その 2）
（1）模擬固化体の熱測定及び発熱速度のモデル化

A study on the safety of geological disposal of nitrate-containing waste (part 2)
(1) The exothermic measurement of the simulated waste and modeling heat flux

*原 啓二[1]，長谷川 和俊[1]，杤山 修[1]，安達 夏絵[1]，桐島 陽[2]，三原 守弘[3]
[1]原子力安全研究協会，[2]東北大学，[3]原子力機構

硝酸塩含有廃棄物の地層処分における安全性を評価することを目的として、廃棄物中の硝酸塩と有機物の酸化還元反応の機構解明のため模擬固化体の熱測定及びデータ解析を行い、発熱速度モデル・パラメータの検証を行った。
キーワード：地層処分、TRU 廃棄物、硝酸塩含有廃棄物、熱反応暴走、温度解析

1. 緒言

地層処分における硝酸塩含有廃棄物は、地下水の化学的特性や放射性核種の移行挙動に影響を及ぼす可能性があり、硝酸塩の溶出挙動や放射性核種の溶解・収着特性等への影響に関する研究が進められている。また、硝酸塩と有機物が多量に混在する場合(アスファルト固化体)、特殊な条件下でこれらの酸化還元反応による熱反応暴走を起こす可能性がある。反応暴走が起こるかどうかは、発熱速度とその系の放熱速度のバランスで決まり、前者が後者を上回る場合には、蓄熱により温度が上昇し続け、やがて熱反応暴走に至る。本研究では廃棄物中の硝酸塩と有機物の反応速度機構を解明し、発熱速度モデルを開発して地層処分施設における熱反応暴走のシミュレーション解析を行うために、高感度熱量計による模擬固化体の熱測定及びデータ解析を行い、発熱速度のモデル・パラメータの検証を行った。

2. 熱測定及びデータ解析

発熱反応が顕著になる 200℃以上の高温域においては、これまでの研究[1]により、アスファルトと塩粒子それぞれの固相と液相の状態変化及び塩粒子周りの反応生成物層中の塩分子の拡散律速(図 1)を考慮した発熱速度モデルにより熱量測定の実測値をほぼ再現できることが分かっている。一方、200℃以下の低温域においても亜硝酸塩の反応と見られる微小発熱が認められることから(装置名:C80 による測定)、今回、高感度熱量計(装置名:TAM)により 140～150℃における熱測定及びデータ解析を行い、低温域においても同発熱速度モデルが適用できることを検証するとともに、低温域から高温域の全温度領域にわたる反応速度定数を同定した。

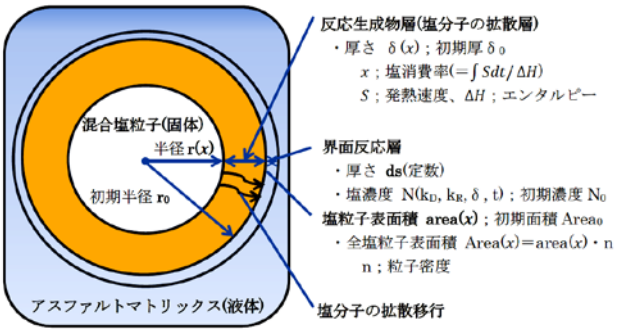


図 1　拡散律速モデルの概念図

表 1　反応速度定数

反応フェーズ i	粒子状の亜硝酸塩との反応(S_{NO2})	粒子状の亜硝酸塩との反応(S_{NO3})	溶融した硝酸塩との反応(L_{NO3})
活性化エネルギー E_i(J/mol)	1.20E+5	2.84E+5	5.0E+5
頻度因子 A_i(s^{-1})	8.77E+7	4.4E+23	2.5E+43
拡散活性化エネルギー E_D(J/mol)	1.7E+5		—
拡散定数 D_0(cm^2/s)	1.2E+5		—
エンタルピー ΔH(J/g)	1500		

$$発熱速度 S = \Delta H \cdot \left\{ \sum_{i=S_{NO2},S_{NO3}} Area_i(x) \cdot N_i(k_D,k_R,\delta,t) \cdot ds \cdot A_i^* \cdot \exp\left(-\frac{E_i}{RT}\right) + (1-x) \cdot A_i \cdot \exp\left(-\frac{E_i}{RT}\right) \right\}$$

$$塩消費率 x = \int Sdt/\Delta H,\ k_D = D_0 \exp\left(-\frac{E_D}{RT}\right),\ k_R = A_i \exp\left(-\frac{E_i}{RT}\right),\ A_i^* = A_i/Area_0/N_0/ds$$

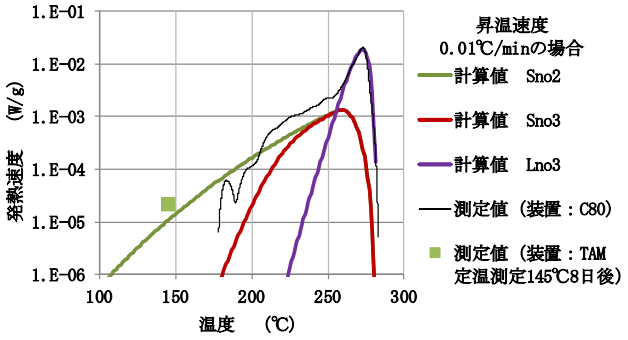


図 2　発熱速度の計算値と実測例の比較

3. 結果・考察

表 1 に低温域から高温域の全温度領域における反応速度定数を示す。また、本モデル・パラメータを用いた発熱曲線の計算例を図 2 に示す。本モデル・パラメータにより、これまでに得られている熱測定データをほぼ再現でき、処分施設における熱反応暴走のシミュレーション解析が可能となった。今後は、これまで熱測定に供してきた模擬固化体に認められる長期保管中の経時変質の影響等の検討を行い、実固化体による試験・解析並びに熱反応暴走のシミュレーション解析手法の確立が重要である。

参考文献

[1] 杤山 修 他：硝酸塩含有廃棄物の地層処分における安全性に関する研究 (1)模擬固化体の熱測定及びデータ解析，原子力学会 2015 秋の大会，H50

*Keiji Hara[1], Kazutoshi Hasegawa[1], Osamu Tochiyama[1], Natsue Adachi[1], Akira Kirishima[2] and Morihiro Mihara[3]
[1]Nuclear Safety Research Association, [2]Tohoku Univ., [3]Japan Atomic Energy Agency

※本研究の成果の一部は、平成 28 年度経済産業省の委託事業「地層処分技術調査等事業(処分システム評価確証技術開発)」の成果の一部である。

硝酸塩含有廃棄物の地層処分における安全性に関する研究（その 2）
（2）処分後における熱反応暴走の可能性に関する解析的検討

A study on the safety of geological disposal of nitrate-containing waste (part 2)
(2) Simulation study on the possibility of thermal reaction runaway after disposal

*野中 宏祐[1]，平野 史生[2]，三原 守弘[2]，原 啓二[3]，杤山 修[3]
[1]日本原燃分析，[2]原子力機構，[3]原子力安全研究協会

硝酸塩含有廃棄物(アスファルト固化体)を対象に、処分後における熱反応暴走の可能性を評価するためのシミュレーション解析手法の検討の一環として、模擬固化体の熱測定データより検討された既往の発熱モデルを用いて、温度解析を実施した。温度解析においては、地層処分環境で想定される熱影響及びアスファルト固化体に含まれる物質等に由来する熱影響を考慮した。

キーワード：地層処分、TRU 廃棄物、硝酸塩含有廃棄物、熱反応暴走、温度解析

1. 緒言

硝酸塩と有機物が多量に混在する場合(アスファルト固化体)、特殊な条件下ではこれらが化学反応を起こし、熱反応暴走に至る可能性があるため、シミュレーション解析手法を確立することが重要である。本研究では、アスファルト固化体を地層処分した後に、熱反応暴走が起こる可能性を評価するためのシミュレーション解析手法確立の一環として、前報告[1]で示された熱測定データの再現性を向上させた発熱モデルを用い、温度解析を実施した。また、処分環境において熱エネルギーが生じる可能性のある擾乱事象の一つとして、微生物活動による発熱を想定し、当該廃棄物に一定発熱を与えた温度解析から、微生物活動に起因する熱反応暴走の可能性について検討した。

2. 解析条件

原子力発電環境整備機構が検討している地層処分低レベル放射性廃棄物の処分坑道の設計仕様[2]を参考として、三次元体系(図 1)を作成し、温度解析を実施した。アスファルト固化体(200L ドラム缶)が 4 本ごとにパッケージングされ、円形の処分坑道の断面あたり 25 個定置されることを想定した。前報告[1]で検討された発熱速度モデル・パラメータをアスファルト固化体の発熱特性として非定常の熱伝導方程式に組み込み、処分施設及び当該廃棄物の温度変化を計算した。隣接坑道であることを考慮して、体系の側面を断熱境界とし、処分坑道から上側 1000m(地表)及び下側 1000m については、それぞれ 15℃、75℃の温度固定境界とした。計算には有限要素法の汎用解析ソフト COMSOL Multiphysics®[3]を用いた。地層処分環境を想定した当該廃棄物の熱反応暴走に至る最低温度(以下 ROT(熱反応暴走開始温度：Runaway Onset Temperature))については、図 1 に示す体系全体の初期温度を変化させる予備的解析を実施し、評価点に急激な温度上昇が確認された温度より、195℃と評価した。

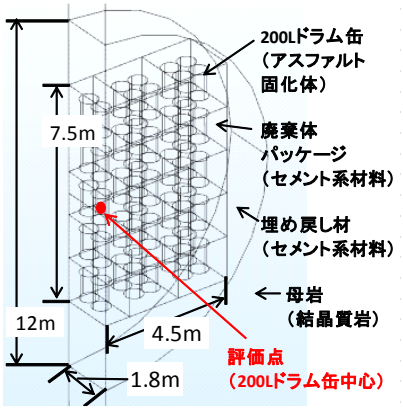


図 1　解析体系（坑道付近拡大）

3. 結果・考察

200L ドラム缶に一定発熱(q)を与えた場合の評価点(図 1)における温度の経時変化を図 2 に示す。微生物によるアスファルト分解速度は、既往の研究[4]から、嫌気性条件において 0.015g/g/y(アスファルトの初期単位重量あたりの減少重量)と評価される。微生物活動を硝酸塩とアスファルトの酸化還元反応の触媒作用と仮定した場合、模擬固化体のエンタルピー(1500J/g) [1]より、発熱速度は約 1W/m^3 と試算される。図 2 より 1W/m^3 の発熱が継続した場合における評価点の最大温度は 50℃程度であり、予備的解析により評価した ROT：195℃と比較すると、十分に低いことから、微生物によるアスファルト分解に伴う発熱に起因する熱反応暴走の可能性は低いと考えられる。

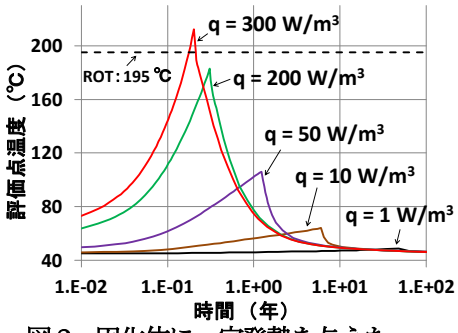


図 2　固化体に一定発熱を与えた場合の温度の経時変化

参考文献

[1]杤山ほか (2017)：硝酸塩含有廃棄物の地層処分における安全性に関する研究(その 2) (1)模擬固化体の熱測定及び発熱モデルの検討, [2]原子力発電環境整備機構 (2014)：地層処分低レベル放射性廃棄物の安全性向上に関する検討, NUMO-TR-14-03, [3]http://www. kesco. co.jp/comsol/, [4]九石ほか (1997)：易溶性核種の挙動及びアスファルトの微生物分解挙動に関する研究(Ⅱ), PNC ZJ1564 97-001

*Kosuke Nonaka[1], Fumio Hirano[2], Morihiro Mihara[2], Keiji Hara[3] and Osamu Tochiyama[3]
[1]Japan Nuclear Fuel Chemical Analysis, [2]Japan Atomic Energy Agency, [3]Nuclear Safety Research Association

※本研究の成果の一部は、平成 28 年度経済産業省の委託事業「地層処分技術調査等事業(処分システム評価確証技術開発)」の成果の一部である。

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-2 Waste Disposal and Its Environmental Aspects

Thu. Sep 14, 2017 10:20 AM - 12:00 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 1:20 AM - 3:00 AM UTC | Room H C212 - C Block

[2H04-09] Cement

Chair:Hitoshi Owada (RWMC)

10:20 AM - 10:35 AM JST | 1:20 AM - 1:35 AM UTC

[2H04] In-situ experiment project on the chemical interaction among barrier materials

M-S-H precipitation by the reaction between sedimentary rock and alkali leachate in paleoseawater environment

*Satoru Miyoshi[1], Yukinobu Kimura[1], Urs Maeder[2], Veerle Cloet[3] (1. Obayashi Corporation, 2. University of Bern, 3. NAGRA)

10:35 AM - 10:50 AM JST | 1:35 AM - 1:50 AM UTC

[2H05] Study of the effects on surrounding rock and groundwater from shotcrete using low alkaline cement in Horonobe URL

*Masashi Nakayama[1], Reiko Okamoto[2], Mitsuyasu Shirase[2] (1. JAEA, 2. TAISEI CORPORATION)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[2H06] Evaluation of deterioration of hardened cement paste by interaction with groundwater

*Masahito Shibata[1], Kazuko Haga[1], Hideyuki Hokora[1], tsuneki ichikawa[2] (1. Taiheiyo Consultant Co.,Ltd, 2. Hokkaido University)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[2H07] Evaluation of decommissioning and waste management strategies for contaminated concrete structures

(1)Effects of microstructure on the diffusion behavior of Na^+ ions in hardened cement paste

*Kai Hashibe[1], Tamotsu Kozaki[2], Naoko Watanabe[2], Shingo Tanaka[2], Hiroaki Takiya[3], Naoya Hara[4] (1. Graduate School of Engineering Hokkaido University, 2. Faculty of Engineering Hokkaido University, 3. Japan Atomic Energy Agency, 4. Graduate School of Engineering, Tohoku University)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[2H08] Effect of sodium on thaumasite formation

*Hideyuki Hokora[1], Masahito Shibata[1], Haruka Takahashi[1], Shoichi Ogawa[1], Kazuko Haga[1] (1. Taiheiyo Consultant Co., Ltd.)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[2H09] Suppressing effect of fly ash on expansion of mortar due to delayed ettringite formation studied by solid-state NMR

*Sadayuki Watanabe[1], Toru Yoshino[1], Yuichiro Kawabata[2], Haruka Takahashi[3], Shoichi Ogawa[3] (1. TIRI, 2. PARI, 3. Taiheiyo Consultant Co., Ltd.)

11:50 AM - 12:00 PM JST | 2:50 AM - 3:00 AM UTC

Time reserved for Chair

バリア材料の化学的相互作用に関する原位置試験
古海水環境での堆積岩－アルカリ性浸出水の反応による M-S-H 生成

In-situ experiment project on the chemical interaction among barrier materials
M-S-H precipitation by the reaction between rock and alkali leachate in paleoseawater environment

*三好　悟[1]，木村　志照[1]，Urs Maeder[2]，Veerle Cloet[3]
[1]大林組，[2]University of Bern, [3]Nagra

スイスのモンテリ岩盤研究所坑道中に掘削したボーリング孔を種々のバリア材料で埋戻し、所定の期間経過後、周囲の岩石や埋戻した材料を順次サンプリングして分析する原位置試験の結果、セメント材料と泥質岩の接触部にマグネシウムシリケート水和物（M-S-H）と考えられるゲル状物質が生成した。生成物の位置や性状はセメントによって異なり、そのことについて定量的な検討を実施した。

キーワード：バリア材料，化学的相互作用，原位置試験，マグネシウムシリケート水和物，地化学解析

1. 緒言

沿岸域もしくは古海水など塩濃度の高い地下水の環境に設置されるバリア材の長期的な健全性の検討に関連して、セメント浸出水、岩石などの鉱物、および、地下水の相互作用によってマグネシウム（Mg）を含む鉱物の生成とそれに伴うバリア性能の変化を評価することは重要である。

2. 原位置試験

モンテリ試験所はオパリナスクレイ（OPA）という泥質岩層中にある。このプロジェクトでは、試験坑道中に深さ 6.5m のボーリング孔を 2 本設置し、図 1 のように普通ポルトランドセメント（OPC）、LAC（低アルカリセメントの 1 種）などの種々のバリア材料で埋戻した。本研究の分析試料は、5 年経過後、OPA と OPC および OPA と LAC の接触部より採取したものである。

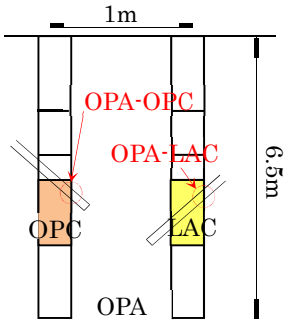


図 1　サンプル位置

3. 試料分析結果と考察

EPMA による面分析の結果、OPA-OPC では接触箇所から OPA 側に 5mm 程度離れた箇所に、Mg の高濃度帯が生成していた。さらに、面分析データについて、スパースモデリングを用いたノイズ分離など、いくつかの処理を施し詳細に分析したところ、Si, Ca の高濃度帯も生成していることがわかった。その他の分析等の結果も合わせ、これらの高濃度帯には M-S-H などのゲル状鉱物が生成していると考えられる。

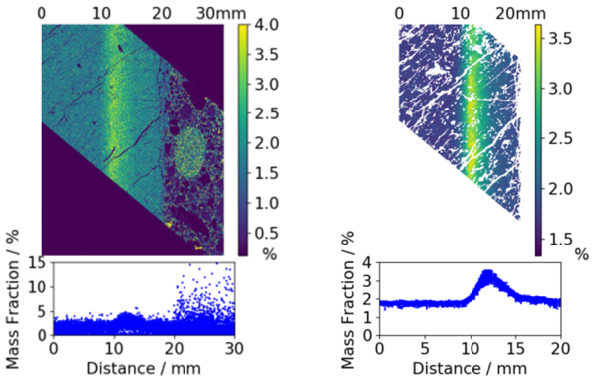


図 2　EPMA による Mg の分布（左上）および分析値の散布図（左下）と、ノイズ分離後、試料の亀裂部を除外するなど適切な処理を行ったもの（右上、右下）

謝辞　この研究はモンテリプロジェクトのうち「CI 試験」プロジェクトの一部として行われました。プロジェクトならびに、共同研究機関の皆様に感謝申し上げます。

*Satoru Miyoshi[1], Yukinobu Kimura[1]
[1]Obayashi Corporation

幌延 URL における低アルカリ性セメントを用いた吹付けコンクリートの周辺環境への影響に関する研究

Study of the effect on surrounding rock and groundwater from shotcrete using low alkaline cement in Horonobe URL

*中山 雅[1]，岡本 礼子[2]，白瀬 光泰[2]

[1]原子力機構，[2]大成建設

地下構造物の支保工として一般的に用いられるセメント系材料は、高アルカリ成分が地下水に溶出することで緩衝材や周辺岩盤を変質させる可能性がある。このような影響を低減するため、原子力機構では低アルカリ性セメント（HFSC）を開発し、幌延深地層研究センターの地下施設（幌延 URL）の建設時に HFSC を用いた吹付けコンクリートおよび覆工コンクリートの原位置施工試験を実施し、その適用性を確認した。本報告では、施工後のコンクリートが周辺岩盤および地下水に与える影響を把握するため、施工後の HFSC コンクリート等を採取し分析した結果について述べる。

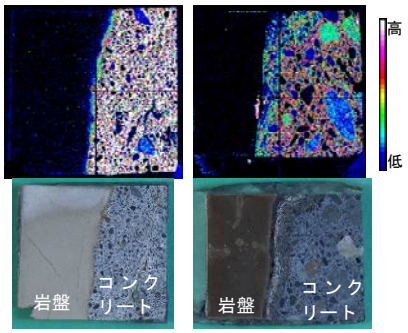
Keywords: Horonobe URL project, in-situ experiment, low alkaline cement, sedimentary rock, interaction among cement, rock and groundwater

1. 緒言

セメント系材料は、高アルカリ成分が地下水に溶出し、人工バリアおよび天然バリアの性能を低下させる可能性が示唆されていることから、その影響を低減させるために低アルカリ性セメントの使用が検討されている[1]。原子力機構では、普通ポルトランドセメント（OPC）の 50 %以上をポゾラン材料で置換した低アルカリ性セメント（HFSC）を開発し、幌延 URL において原位置施工試験を通じてその適用性を確認した[2]。HFSC はポゾラン材料であるシリカフューム（SF）およびフライアッシュ（FA）を、セメント分から溶出する Ca イオンと反応させ、C-S-H として沈殿させることで低アルカリ化を達成する。本報では、幌延 URL の深度 140m 調査坑道の坑道壁面に使用した HFSC 吹付けコンクリートおよび岩盤を採取・分析し、OPC 吹付けコンクリートとの比較を通じて周辺岩盤へのセメント成分の溶出や周辺岩盤の透水性への影響などを検討した結果を報告する。

表 1　吹付けコンクリート配合

配合	水結合材比 (%)	細骨材率 (%)	単位量(kg/m³)					
			水	結合材			細骨材	粗骨材
				OPC	SF	FA		
OPC	43.3	56.9	173	400	－	－	1,068	806
HFSC	30.0	59.7	150	200	100	200	974	655



(a)OPC　(b)HFSC

図 1　EPMA による Ca 濃度分布

2. 実施概要

140m 調査坑道で使用した吹付けコンクリートの配合を表 1 に示す。これらの配合は幌延 URL の建設で使用したコンクリートプラントでの試験練りを経て決定した。坑道壁面から吹付けコンクリートおよび岩盤のコア（φ50 mm またはφ100 mm）をそれぞれの長さが概ね等しくなるように採取した。また、既設の採水装置から、坑道近傍（3m 以内）の地下水を採取した。採取試料に対して、XRD、SEM、EPMA、化学組成分析、細孔径分布・密度、実効拡散係数、中性化試験、鉱物組成分析、地下水分析などを実施した。

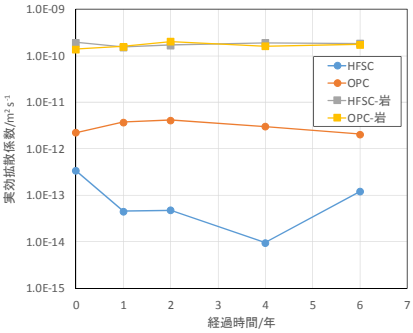


図 2　実効拡散係数

3. 結果

コンクリート-岩盤境界部の EPMA による Ca 濃度分布（施工後 6 年）を試料写真と合わせて図 1 に示す。Ca は岩盤中にはほとんど含まれていないため、コンクリートの溶脱の指標となり得る。図から、OPC、HFSC のどちらも境界部の極近傍でコンクリートの Ca 濃度が低下している部分が見受けられるが、岩盤側では観測されず、Ca の岩盤中への浸透は確認できなかった。また、コンクリートおよび岩盤の実効拡散係数の経時変化を図 2 に示す。図から、HFSC は OPC と比較して 1~2 桁低い実効拡散係数を示している。これは、HFSC ではポゾラン反応が進行することによりコンクリートの緻密化が進行しているためと考えられる。また、岩盤の実効拡散係数は、接するセメント系材料による違いは観測されていないが、セメント系材料による影響は周辺の地下水の状況などに依存すると考えられ、深度 250m および 350m での分析結果との比較を通じて検討を行う必要がある。今後、各深度における分析結果を総合的に評価し、HFSC の周辺環境への影響について検討を進める計画である。

参考文献

[1] 例えば，植田ほか，NUMO-TR-08-02, 2008.、[2] 中山ほか，原子力バックエンド研究，Vol.23, No.1,2, pp.25-30, 2016

*Masashi Nakayama[1], Reiko Okamoto[2] and Mitsuyasu Shirase[2]
[1]JAEA, [2]Taisei Corporation

セメント硬化体と地下水との相互作用に伴う変質の評価

Evaluation of deterioration of hardened cement paste by interaction with groundwater

*柴田 真仁[1]，芳賀 和子[1]，洞 秀幸[1]，市川 恒樹[2]
[1](株)太平洋コンサルタント，[2]北海道大学

模擬地下水をセメント系材料に透過させる通水反応試験を実施し、透水係数の変化とセメント硬化体の変質を評価した。イオン交換水を通水させた試料と比較して模擬地下水を通水させた試料の透水係数は低い結果となった。分析の結果、炭酸化で分解した Si が空隙を閉塞し透水係数が低下した可能性が示唆された。
キーワード：セメント，地下水，溶脱，二次鉱物，物理変化

1. 緒言　放射性廃棄物の地層処分において、建設時に使用されるセメント系材料は地下水と接触する環境におかれることが想定され、セメント系材料と地下水の相互作用に関する研究は、施設閉鎖後の地下水で飽和した環境を想定し溶解平衡を前提とした浸漬試験が実施されてきた[1]。一方、操業建設時のコンクリートの健全性を評価する場合には、地下水の浸透に伴う変質事象の評価が必要である。本研究では、種々の環境を想定した模擬地下水をセメント硬化体に通水し、透水係数の変化と通水後の試料の分析結果から、通水に伴う変質過程を検討した。

2. 実験　実験には普通ポルトランドセメントとイオン交換水を重量比 1:1 で練混ぜたペーストを 50℃水中で 3 ヶ月間養生し、φ30mm、厚さ 20mm の円盤状に加工した硬化体を用いた。圧力により溶液（イオン交換水、$NaHCO_3$-0.01mol/L 溶液、人工海水）を透過させ、採取液量より透水係数を算出した。通水試験後の試料は、XRD による鉱物相の定性、EPMA による元素組成分布、TG/DTA による $CaCO_3$、$Ca(OH)_2$ の定量、ポロシメータによる空隙径分布および空隙率の測定を実施した。

3. 結果　透水係数の結果を図-1 に、EPMA の平均濃度分布を図-2 に示す。透水係数は、イオン交換水では通水初期から上昇し、$NaHCO_3$ 溶液では低下した。人工海水では、減少の後上昇、再度減少に転じた。初期の減少は $Mg(OH)_2$ 生成による接液面の閉塞が原因であり、この層の破損や充填により透水係数が変化したと推測した。通水後試料の EPMA 測定結果を比較すると、イオン交換水では、接液面より 2 ㎜まで CaO 含有量が減少しており、分析の結果、同部位は $Ca(OH)_2$ の減少した溶脱部であることを確認した。$NaHCO_3$ 溶液では、接液面より 4 ㎜まで CaO 含有量が減少しており、0-2 ㎜は炭酸化部、2-4 ㎜は溶脱部であることを確認した。炭酸化部と溶脱部の境界では、健全部（固相の変質が確認されない深部）と比較して SiO_2 含有率が 2 倍と高い。通水後試料の成分損失総量は、$NaHCO_3$ 溶液の方がイオン交換水より多いにも関わらず透水係数が低下した理由として、炭酸化で分解した C-S-H の Si が変質部界面の空隙の閉塞に寄与している可能性が考えられた。

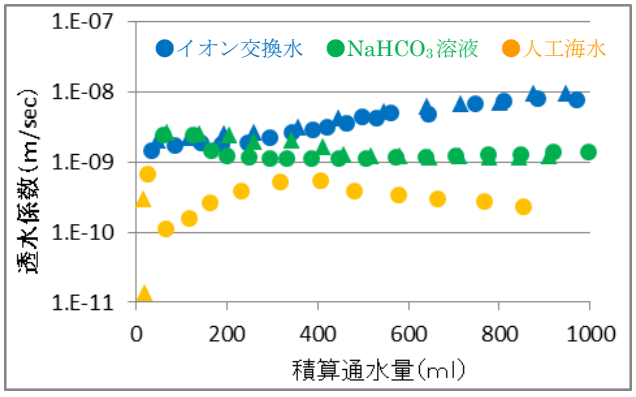


図-1 各溶液における透水係数の変化

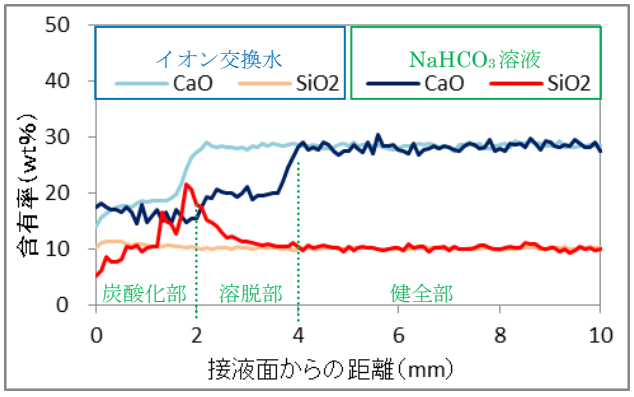


図-2 EPMA 平均濃度分布（CaO、SiO_2）

参考文献　[1]（財）原子力環境整備促進・資金管理センター：平成 20 年度地層処分技術調査等委託費 TRU 廃棄物処分技術人工バリア長期性能評価技術開発報告書（第 1 分冊）

*Masahito Shibata [1], Kazuko Haga[1], Hideyuki Hokora[1], Tsuneki Ichikawa[2]
[1]Taiheiyo Consultant Co., Ltd., [2] Hokkaido University

汚染コンクリートの解体およびそこから生じる廃棄物の合理的処理・処分の検討 （1）硬化セメントペースト中の Na^+イオンの拡散に及ぼす内部微細構造の影響

Evaluation of decommissioning and waste management strategies for contaminated concrete structures
(1)Effects of microstructure on the diffusion behavior of Na ions in hardened cement paste

*橋部 開[1]、小崎 完[1]、渡邊 直子[1]、田中 真悟[1]、瀧谷 啓晃[2]、原 直哉[3]
[1]北海道大学、[2]日本原子力研究開発機構、[3]東北大学

汚染コンクリート構造物の解体および合理的処理・処分方法を検討する上で、そこでの放射性核種の移行機構を明らかにする必要がある。本研究では、養生条件を変えて調製した空隙構造の異なる硬化セメント試料を用い、非定常拡散法により Na^+の拡散係数を取得し、拡散挙動に及ぼす空隙構造の影響を検討した。

キーワード：放射性廃棄物処分、OPC、拡散、Na-22

1. 緒言 原子炉廃止措置では大量の汚染コンクリートが発生し、またその処分ではセメント系材料が多用される。このため、処理・処分の合理的な手法を検討する上で、セメント系材料中の物質移行挙動の理解が求められる。一般に、セメント中の物質移行は拡散が支配的であり、内部空隙の微細構造の影響を受けるとされる。本研究では、非定常拡散法により、内部微細構造を変化させた硬化セメントペースト(HCP)試料中の Na^+の見かけの拡散係数（D_a）を求め、拡散挙動への内部微細構造の影響を検討した。

2. 実験 HCP 試料は、水セメント比が 0.36、0.45、0.55、0.60 となるように普通ポルトランドセメントと水を混練した後、円柱状に成型し、25℃及び 50℃で 91 日養生することで得た。この試料に ^{22}Na を塗布して拡散対とし、25℃で 2～5 日拡散させた後、塗布面から一定厚さで削り出し、その切削粉の放射能から濃度分布を求め、D_a を得た。一方、養生後試料の一部を 60℃のオーブンで 7 日間以上乾燥させ、さらにそれを粉砕し 1000℃の電気炉にて 3 時間加熱することで前後の重量差より全空隙率、水和率を算出し、さらに水和率と水セメント比より毛細管空隙率（ε_{cap}）、ゲル空隙率を推定した[1]。

3. 結果・考察 図 1 に、Na^+の D_a の ε_{cap} 依存性を示す。水セメント比や養生条件が異なる試料にもかかわらず、HCP 試料中の Na^+の D_a は ε_{cap} が 25%以下では ε_{cap} の増加の影響が認められなかったのに対して、ε_{cap} が 25%以上では著しい増加傾向を示した。この傾向は、HCP 中の Cs^+の拡散についての報告[2]と一致している。毛細管空隙は、ε_{cap} が 20±5%を下回ると連続性を失うとの報告がある[3]。このことから、Cs^+の拡散と同様に、低 ε_{cap} 領域では毛細管空隙が連続性を失いゲル空隙中の拡散が支配的となる一方、高 ε_{cap} 領域では連続性を有する毛細管空隙中の拡散が支配的になっていることが示唆される。

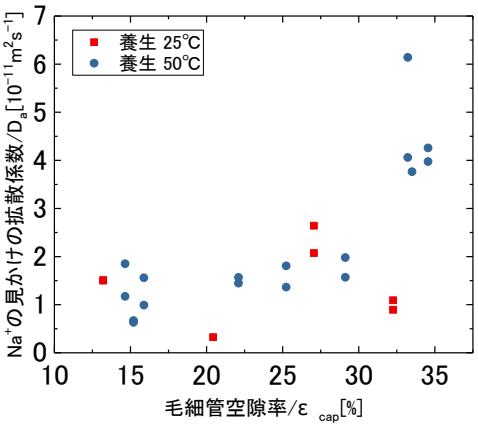


図 1 Na^+の見かけの拡散係数の毛細管空隙率依存性

謝辞 本研究は、文部科学省の国家課題対応型研究開発推進事業「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」・「汚染コンクリートの解体およびそこから生じる廃棄物の合理的処理・処分の検討」（平成 28～30 年度）の一部として実施した。

参考文献

[1] S. Mindess et al., Concrete, 2nd. Edition. Prentice Hall, (2003). [2] 設楽大策ら，日本原子力学会 2014 年秋の大会． [3] E. J. Garboczi et al., Constr. Build. Mater. 10, (1996) 293-300.

*Kai Hashibe[1] ,Tamotsu Kozaki[1] ,Naoko Watanabe[1], Shingo Tanaka[1], Hiroaki Takiya[2],and Naoya Hara[3]
Hokkaido University[1], Japan Atomic Energy Agency[2], Tohoku University[3]

タウマサイト生成におけるナトリウムの影響

Effect of sodium on thaumasite formation

*洞 秀幸[1]，柴田 真仁[1]，高橋晴香[1]，小川彰一[1]，芳賀和子[1]
[1]株式会社太平洋コンサルタント

石灰石骨材を使用したコンクリートは、海水などから SO_4^{2-}が供給されるとタウマサイト劣化を生じることが懸念される。海水には多量の Na^+が含まれるため、本研究では Na^+の共存がタウマサイト生成反応に及ぼす影響を検討した。その結果、Na^+が共存するとタウマサイト生成は抑制されることがわかった。

キーワード：タウマサイト，硫酸塩劣化，海水，セメント，コンクリート

1. 緒言　タウマサイト[$Ca_3(SO_4)(Si(OH)_6)CO_3 \cdot 12H_2O$]によるコンクリートの劣化は、石灰石を含むコンクリートに硫酸塩が作用することで生じる。コンクリートは、石灰石骨材を使用することで乾燥収縮抑制やアルカリ骨材反応のリスク低減が知られているが、海洋・沿岸環境下におけるタウマサイト生成に関する検討事例は極めて少ない。海水には多量の Na^+も共存することから、タウマサイト生成における Na^+の影響について検討を行った。

2.実験方法　試薬を表 1 の配合で混合し懸濁反応によってタウマサイトの生成を試みた。基準とした配合 T1 は、タウマサイトの元素組成の化学量論比と同等となるよう材料を混合した。タウマサイト生成における Na^+の影響を確認するため、反応溶液には NaOH および Na_2SO_4 を添加した水準を設定した。また、生成速度を考慮して天然タウマサイトを結晶核としてごく少量添加した水準についても実施した。

表.1 調整した懸濁液の配合

材料＼記号	T1	T2	T3	T4	T5	T6	T7	T8
$Ca(OH)_2$	5.9							
$CaSO_4 \cdot 2H_2O$	13.8							
$CaCO_3$	8							
SiO2	4.8							
NaOH	-	2.5	-	2.5	-	2.5	-	2.5
Na_2SO_4	-	-	2.5	2.5	-	-	2.5	2.5
天然Thaumasite	-				0.25			
蒸留水	67.4							

3. 結果　反応期間 3 ヶ月後の XRD の結果を図 1 に示す。天然タウマサイトを添加しなかった T1～T4 ではタウマサイトのピーク(第 1 ピーク: 2θ = 9.2 °)は認められなかった。一方、天然タウマサイトをごく少量添加した T5～T8 には回折ピークが現れており、これは天然タウマサイトが結晶核としてタウマサイト生成を促進したためと考えられる。Na^+が共存しない T5 はタウマサイトのピークが突出して大きく、Na^+が共存する T6～T8 は全てピークが小さい。pH を上昇させる NaOH だけでなく、pH をほとんど変化させない Na_2SO_4 でもタウマサイト生成が抑制されていることから、共存する Na^+にはタウマサイト生成を抑制する効果があることが示唆される。Na^+がタウマサイト生成速度を抑制するのか、生成そのもの阻害するのかは、今後更なる検討が必要である。

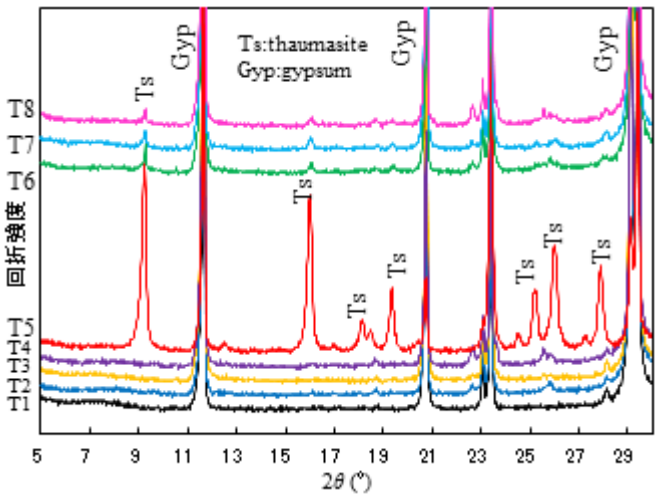


図.1 各水準の XRD 測定結果（反応 3 ヶ月後）

*Hideyuki Hokora[1], Masahito Shibata[1], Haruka Takahashi[1], Shoichi Ogawa[1] and Kazuko Haga[1]
[1]Taiheiyo Consultant Co., Ltd

固体 NMR を用いた遅延エトリンガイト生成による モルタルの膨張に及ぼすフライアッシュの抑制効果の検討

Suppressing Effect of Fly Ash on Expansion of Mortar due to Delayed Ettringite Formation Studied by Solid-state NMR

*渡邊 禎之[1]，吉野 徹[1]，川端 雄一郎[2]，高橋 晴香[3]，小川 彰一[3]
[1](地独)東京都立産業技術研究センター，
[2](国研)海上・港湾・航空技術研究所，[3](株)太平洋コンサルタント

硫酸塩劣化の一つである DEF は、セメントにフライアッシュ(FA)を置換することで膨張が抑制されるが置換率によっては長期的な膨張の抑制ができないことが知られている。本研究では，FA を 10%および 20%置換して約 8 年間養生した DEF 試験体を用い、固体核磁気共鳴分析を用いて DEF に対する FA の置換による膨張抑制メカニズムを考察した。

キーワード：硫酸塩劣化、DEF，固体核磁気共鳴分析、エトリンガイト，高温養生，SEM/EDS

1. 緒言　放射性廃棄物の処分施設において、発熱廃棄体周辺の充填モルタルやマスコンクリートでは、高温履歴を受けて DEF(delayed ettringite formation)が生じる可能性がある。DEF は長期的にエトリンガイト(Ett)が生成して膨張を生じ、セメントへのフライアッシュ(FA)の置換は DEF を抑制すると考えられている。本検討では、固体核磁気共鳴分析(^{27}Al- NMR および ^{29}Si-NMR)を行い、膨張の抑制メカニズムを検討した。

2. 実験　市販の白色ポルトランドセメントに JIS II 種 FA を 10%置換(FA10)および 20%置換(FA20)し、SO_3 を 2.0%負荷した W/C=50%のモルタルを 90℃で 10 時間高温養生を行った後、20℃水中養生した試験体を用いた。約 8 年後の膨張率は、FA10 で約 2.1%と大きく膨張していたのに対し、FA20 では 0.1%以下であった。

3. 結果・考察　SEM/EDS の結果、FA10 では巨視的なひび割れが生じ、ひび割れ内に Ett が生成していた。一方、FA20 では Ett は明確に確認されなかった。図に固体 NMR の結果を示す。試験に用いた FA の NMR を含め、Si および Al の含有量に応じて規格化して示した。図から、FA10, FA20 ともに FA は殆ど反応していることが分かる。^{29}Si-NMR の結果から、FA20 では未反応のセメント未水和物による Q0（-71 ppm 付近）が残存し、また、-81 ppm 付近の C-S-H に Al が固溶した Q2(Al)ピークが大きい。C-S-H への Al の固溶は、^{27}Al-NMR において、C-A-S-H による 70 ppm 付近のピークが FA20 で増大することとも合致し、置換率 20%程度では Al は C-S-H に固溶され、その結果、Ett やモノサルフェート(Ms)生成に利用可能な Al は大きく増加しないと考えられる。一方、^{27}Al-NMR から、FA10 では Ett に起因する 13 ppm のピークが大きいが、膨張を生じていない FA20 でも 13 ppm にピークが認められ、さらに 10 ppm の Ms に起因するピークが大きい。これらのことから、膨張を生じていない FA20 についても内部水和生成物から SO_4^{2-}が供給されれば、膨張を生じる可能性が考えられる。

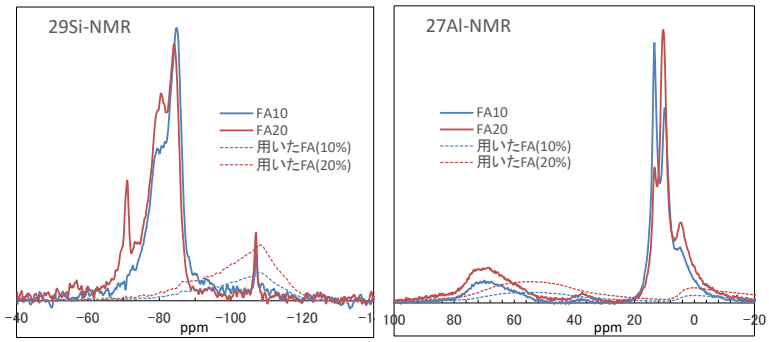


図　固体 NMR による分析結果

*Sadayuki Watanabe[1], Toru Yoshino[1], Yuichiro Kawabata[2], Haruka Takahashi[3], Shoichi Ogawa[3]
[1]Tokyo Metropolitan Industrial Technology Research Institute, [2]National Institute of Maritime, Port and Aviation Technology, [3]Taiheiyo Consultant Co., Ltd

Planning Lecture | Board and Committee：Public Information Committee

Thu. Sep 14, 2017 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room H C212 - C Block

[2H_PL] How to disseminate information to society as AESJ Activities of the Public Information Committee

Chair: Reiko Nunome (NUMO)

[2H_PL01] Current status and future issues of disseminating information from the Public Information Committee

*Mito Sagai[1] (1. CRIEPI)

[2H_PL02] Current status of Position Statement
Easy to understand and timeliness

*Ryuichi Yamamoto[1] (1. JAEA)

[2H_PL03] Open Discussion

2017年秋の大会

広報情報委員会セッション

原子力学会としての社会への情報発信のあり方 ―広報情報委員会の活動から―

How to disseminate information to society as AESJ
-Activities of the Public Information Committee-

（1）広報情報委員会を通じた情報発信の現状と課題

(1) Current status and future issues of disseminating information from the Public Information Committee

*佐賀井 美都[1]
[1]電力中央研究所

１． はじめに

広報情報委員会は、学会と外部との情報伝達、学会外部への情報知識の伝達、学会内活動・事務機能のなどの情報化への対応など広報、情報化に関する事項について審議および連絡調整をおこなっている。学会外部への情報・知識伝達として、会長記者会見の場を設け、プレスリリース、ポジション・ステートメントは日本原子力学会ホームページ上から情報の発信を行っている。

本セッションでは、情報発信の概要を学会内活動など情報化への対応と併せて報告するとともに、広報情報委員会として、昨年度まで議論された内容を踏まえ、よりよい情報発信のあり方とは何か、発信する情報の信頼性や迅速性の確保についての考えを課題をまじえて報告する。

２． 情報発信の概要報告および学会内活動・事務機能など情報化への対応（状況）

2016 年度は、会長記者会見 3 回、プレスリリースは、高速増殖炉原型炉もんじゅの有効な活用について(見解)や「もんじゅ」の意義と活用に関する提言(新型炉部会)を含め 11 件おこなった。2017 年度上期(8 月迄)は、プレスリリース 2 件となっている。

また、広報情報委員会では 2 年度前に新ホームページを公開し、昨年度のセッションで発信力を強化するためのトップページの重要性や会員限定ページの必要性等についてご意見を頂いた。学会内活動の情報化にむけた会員サービス委員会との対応状況について現状を報告する。

３． 情報の信頼性・迅速性の確保について（課題）

2015 年･2016 年秋の大会の企画セッションにおいては情報伝達手段が多様化する中での「個人の扱い」等について議論し、発信する内容は少数意見を尊重すること、かつ一般公衆に誤解のない慎重かつ柔軟な対応と配慮が必要との認識を共有し「広報,情報伝達に関する規程」第 5 条 4 項を見直し今日に至っている。広報情報委員会は、社会への情報発信のため更なる発信内容の信頼性を高め迅速性を確保することが課題であり、学会が発信する情報の一貫性や説明責任（正当性・妥当性等）といったものを自ら評価し判断するための機能や指針が必要なのではないかと考えている。

４． おわりに

広報情報委員会は、社会への情報発信のあり方には、情報の発信元の社会に対する慎重かつ柔軟な対応に加えて、情報の信頼性・迅速性の確保が今後の課題であると考える。それらを具現化するための指針（一貫性、適時性、透明性の確保について等）を定めること、また発信内容を自ら評価・判断するチェック機能をもたせるなどの考えを紹介し、広報情報委員会を通じた情報発信のあり方について議論していく予定である。

---

*Mito Sagai[1]
[1]CRIEPI

2017年秋の大会

広報情報委員会セッション

原子力学会としての社会への情報発信のあり方 —広報情報委員会の活動から—

How to disseminate information to society as AESJ
-Activities of the Public Information Committee-

(2) ポジション・ステートメントの現状 —分りやすさと適時性—

(2) Current status of Position Statement -Easy to understand and timeliness-

*山本　隆一[1]
[1]日本原子力研究開発機構

1. はじめに

ポジション・ステートメント（以下 PS）は米国の ANS の事例に倣い、日本原子力学会が「社会が関心を持つ原子力の平和利用に関する重要事項」について

① 学会としての見解等を分かり易く説明し、原子力技術への社会の理解向上に寄与する
② 学会員が平易に説明するためのツールを提供する
③ 学会のホームページ（以下 HP）に掲載し、学会の内外に広く公開し、学会活動の透明性を高め、社会に対するオピニオンリーダーとしての責任を果す

ことを目的として発信しているもので、平成 21 年 6 月より公開を始めた。PS は「見解」、「提言」、「解説」、「その他」の 4 区分を設定し、部会や連絡会等（以下、担当部会等；企画委員会等常設委員会も含む）からの提案を受け、広報情報委員会にてその妥当性を確認した上で、担当部会等にて作成し、PS ワーキンググループ（以下 PSWG）での審議、学会員のパブコメ、広報情報委員会での審議を経て公開している。

2. 公開中 PS の現状

PS は当学会の和文版、英文版双方の HP[1]に掲載されている。このうち、和文版では、平成 29 年 7 月現在で 17 件（昨年度より 1 件増）を公開している。公開件数が昨年度から増えたのは、一昨年来取り組んでいた PS004 と PS014 の統合作業が完了し、本年 3 月に新しい PS004(低レベル放射線被ばくの健康に与える影響)として公開したことによる。ただし、この公開中 17 件のうち東電福島第一発電所の事故（以下 3.11 事故）を受けた見直し作業が完了しているものは前記を含め 3 件に止まっており、他の 14 件は引き続き見直し継続中としている。そのような中でバックエンド部会担当の PS011(クリアランス)と PS003（高レベル放射性廃棄物の地層処分)の見直しが進んできているとのことで、少しずつではあるが進捗が伺える状況。

また、英語版については前述の新 PS004 について英訳も完了したことから昨年度より 1 件増の 7 件を公開している。この他、英語版では準備中のものとして、タイトルのみ表示されているものが 9 件ある他、タイトルすら掲載されていないものが 3 件あることから、これらについては本文の翻訳を進めたいところ。和文版との件数の差は、前記のように和文の見直し作業が進まないことなどの理由で、翻訳作業に入っていないものが多いことによる。

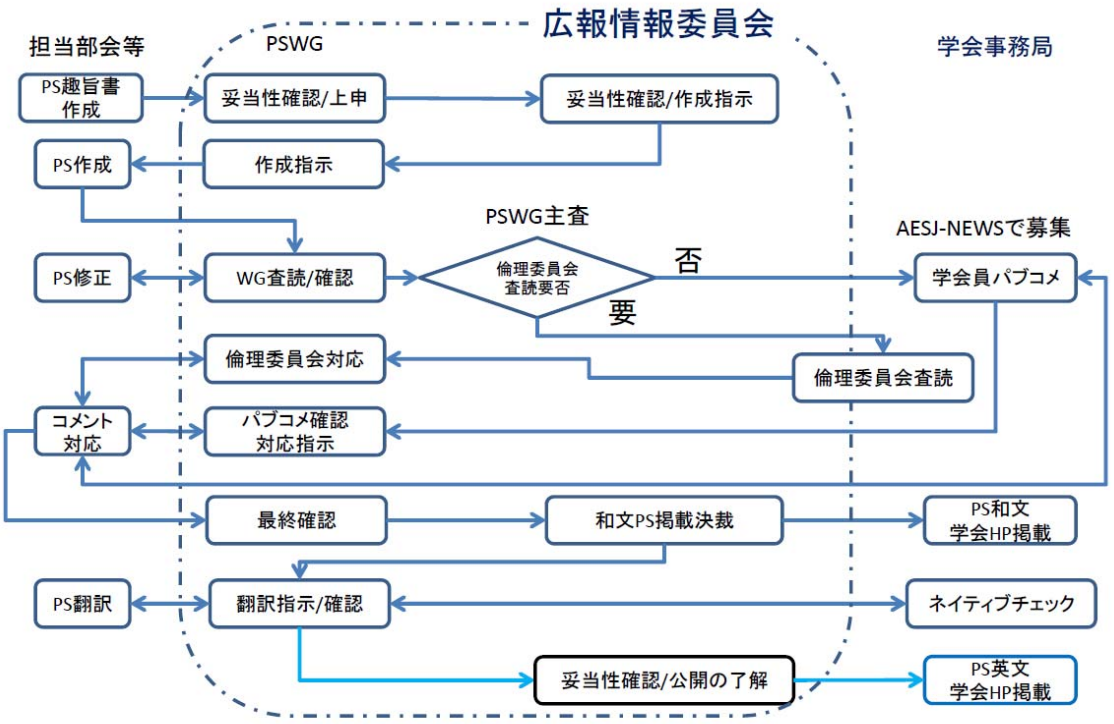
公開中 PS の区分としては「見解」は PS001（持続可能なエネルギー開発）と PS015（原子力産業の海外展開について）の 2 件、「提言」は PS003（高レベル放射性廃棄物の地層処分)1 件、「その他」が 2 件（PS008 原子力の事故情報の発信、評価について-学会員としての姿勢、PS018 原子力安全国際シンポジウム（ISONS2011）声明)、と PS としてより意義深い「見解」「提言」と「その他」を合わせても約 3 割に止まっている。これに対して、「解説」は 12 件と全体の約 7 割を占めており、この比率はほとんど変

[1] 和文 URL；http://www.aesj.net/about_us/opinion_of_aesj/position_statement
英文 URL；http://www.aesj.or.jp/en/about_us/position_statement.shtml

わりない。なお「解説」ではあるが、現在新たなPSとして、この数か月マスコミを賑わし始めた「燃料デブリ」について核燃料部会より提案があり、PSWGにて審議を進めている。

3． PS作成・公開に至る過程

当学会のPSの作成から公開については、次の図のような手順を踏むこととしている（図は最新の状態を示している）。



ポジション・ステートメント作成フロー(概略図；ネイティブチェック導入)

このフローの中で、一般会員からのコメント公募（学会員パブコメ）については、昨年4月の広報情報委員会にて（AESJ-NEWSでコメント公募開始の案内をすると共に同メールに該当するWebサイトを表示する）会員限定のコメント募集に変更する旨決定し、昨年10月に実施したPS004に関するパブコメで初めて運用した。その結果、7名の学会員から延べ131件のコメントを頂くことができ、コメント提案者数コメント数ともに過去最高となった。対応された部会の方々は大変だったと思うが、新たな仕組みが功を奏したように思える。また、翻訳作業については、各部会の負担軽減等の観点から、今年度の下期からはネイティブチェックを取り入れることとした。以上のような変更に伴い関連する要領等について随時見直しを行ってきている。

4． 課題と展望

以上のような状況の中で、昨年の秋の大会で紹介した5つの課題のうち、「PSの大半において図表が少なく、専門家でも読む気になり難い」「表現自体の専門性が強すぎ、学会員にも難解なものが有る」といった表現に係る2つの課題については、昨年来、見直してきたPSや新規のPSの審議において議論を重ねてきている。例えば、前項で記述したPS004においてはパブコメの活性化もあって、図表の充実、分りやすい用語の使用、難解な専門用語の解説といった面でかなり改善されて来ている他、新規のPSである「燃料デブリについて」では適時性を志向しつつも用語解説の充実等も併用して、分りやすさという点での努力も行ってきている。

この様な努力は行っているものの、

① 現状の PS は「解説」が約 7 割を占めており、「見解」、「提言」が少ない
② 部会等による提案から最終的に PS 公開に至るまで時間が掛かり過ぎ、適時性という点では課題が有る
③ 和文版では学会 HP 上で PS の存在に気付きにくい（英文版ではトップページ）

といった課題については、現時点でも改善には至っていない。

これらの課題のうち、①については 2、3 の部会で「提言」を出そうという動きが出てきているので、期待したい。②の適時性については、前述の PS004 において、担当部会での見直し着手から成案まで 2 年を超える時間を要したことからも、その困難さが分かる。そのような中で、現在進行中の「燃料デブリ」の PS の検討において社会情勢の変化への適時性という観点で議論になり、PSWG として正確さや分りやすさとのバランスの中で適時性を改善する方策について模索をはじめたところ。③については学会ホームページの改編が必要となるので、広報情報委員会として、会員サービス委員会とも連携して改善していくこととしている。

最後に、当学会が取り組んでいる PS 発信は非常に有意義な活動ではあるが、社会情勢の変化の中でその妥当性の確認、適時の見直しといった社会的責任が常に付きまとっていることを学会員各位に改めて認識して頂きたいと考えている。

その上で、ボランティア的活動に頼らざるを得ない当学会の限界も含めた諸課題について共通認識を持っていただき、学会としてより意義深い PS の発信に向けて議論して頂きたいと考えている。

---

* Ryuichi Yamamoto [1]

[1] Japan Atomic Energy Agency

Planning Lecture | Board and Committee | Public Information Committee

[2H_PL] How to disseminate information to society as AESJ

Activities of the Public Information Committee

Chair: Reiko Nunome (NUMO)

Thu. Sep 14, 2017 1:00 PM - 2:30 PM Room H (C212 - C Block)

[2H_PL03]Open Discussion

広報情報委員会は、学会および学会員の広報、情報伝達に関して、その基本方針を定め、学会員への情報伝達および社会への情報発信を適切に行うことを目的に活動を行っている。「広報、情報伝達に関する規程」では、会員に対し、「より正確なデータと情報をできるだけ速やかに伝達する義務がある」、とするとともに、「社会に対して専門家個人または専門家集団として正しい情報を発信する社会的責任を有する」としているが、この規定をより現実に即したものとするため、改訂案を2015年の秋の大会企画セッションで紹介し、そこでの議論を踏まえた改訂を行い2016年の秋の大会においても、その結果を紹介し議論を深めてきた。一方、依然として学会としての情報発信のあり方に関してさまざまなご意見がある。本セッションでは、当委員会の活動を通じた学会員および社会への情報発信について、その方策やプロセス、実績などを紹介し、現状をご理解いただいた上で、今後の取り組みや課題について議論したい。

©Atomic Energy Society of Japan

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-2 Waste Disposal and Its Environmental Aspects

Thu. Sep 14, 2017 2:45 PM - 4:05 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 5:45 AM - 7:05 AM UTC | Room H C212 - C Block

[2H10-14] Sorption Behavior

Chair:Tsutomu Sato (Hokkaido Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[2H10] Pa Solution Chemistry Study for Uranium Waste Management

(2)A Study on Hydrolysis of Pa Using ^{233}Pa Tracer

*Shinsuke Komori[1], Akira Kirishima[1], Daisuke Akiyama[1], Nobuaki Sato[1] (1. Tohoku Univ.)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[2H11] Sorption of Europium to Biotite Flakes under the condition of saline water

*Tomoyuki Toyota[1], Yuichi Niibori[1], Taiji Chida[1] (1. TOHOKU University)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[2H12] Effect of boric acid on radionuclides sorption on bentonite

*Takamitsu Ishidera[1], Yukio Tachi[1], Yosuke Akagi[2] (1. JAEA, 2. MMC)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[2H13] Time dependence of sorption and desorption behavior of iodine on cementitious materilals.

*Naoki Yoshii[1], Naoyuki Tamura[1], Noriyuki Sasaki[1], Yosuke Akagi[2], Keiichi Tsujimoto[2], Kohei Yamaguchi[2] (1. JAPAN NUCLEAR FUEL LIMITED, 2. MITSUBISHI MATERIALS CORPORATION)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[2H14] Study on sorption of alkali ions into the cementitious materials(2)

Effect of Al content in C-A-S-H

*Shuichi Harasawa[1], Kazuko Haga[1], Haruka Takahashi[1], Sadayuki Watanabe[2], Kazuo Yamada[3] (1. Taiheiyo Consultant.co.Ltd., 2. Tokyo Metropolitan Industrial Research Institute, 3. National Institute For Enviromental Studies)

4:00 PM - 4:05 PM JST | 7:00 AM - 7:05 AM UTC

Time reserved for Chair

ウラン廃棄物処分のためのプロトアクチニウム溶液化学研究
(2) ^{233}Pa トレーサを用いた Pa の加水分解の研究

Pa Solution Chemistry Study for Uranium Waste Management
(2) A Study on Hydrolysis of Pa Using ^{233}Pa Tracer

*小森 真介[1], 桐島 陽[1], 秋山 大輔[1], 佐藤 修彰[1]
[1]東北大学　多元物質科学研究所

Pa の加水分解挙動を調べるため、^{237}Np からミルキングした ^{233}Pa を用いて二相分配実験を行った。有機相は溶媒をキシレン、抽出剤を TTA とし、水相は ^{233}Pa の過塩素酸溶液とした。TTA 濃度及び過塩素酸濃度を変えて実験を行い、分配比の変化から加水分解定数の決定を試みた。

キーワード：プロトアクチニウム, ウラン廃棄物, 溶媒抽出, 加水分解

1. 緒言

燃料加工施設等から排出されるウラン廃棄物を浅地中処分した場合、処分から 1000 年から 2000 年後といった時期に、^{231}Pa が公衆被ばくの最大要因となる可能性が指摘されている。このような評価をより精緻に行うためには、Pa の正確な熱力学データを得る基礎研究が必要である。分光手法が適用可能なマクロ量の ^{231}Pa を用いた研究に加えて、取り扱いの容易な ^{233}Pa トレーサを用いた実験により熱力学データ得ることで、今後行われるウラン廃棄物処分の安全評価に資することを目的とし、二相分配実験による Pa(V)の加水分解定数の決定を試みた。

2. 実験

2-1. 2-オクタノールを用いた ^{233}Pa のミルキング

^{233}Pa は半減期が 27 日と短く単体保存が出来ないため、親核種である ^{237}Np 溶液から溶媒抽出によるミルキングを行った。従来法[1]を参考にし、Np (V)の 6 M 塩酸溶液を調製し、2-オクタノールと接触させ抽出した。ここでは Np の一部も有機相に抽出されたため 3 M HNO_3 による洗浄を行った上で 1 M 過塩素酸溶液で水相に逆抽出した。この操作を 2 回繰り返して二相分配実験に用いる Pa 水溶液を得た。

2-2. テノイルトリフルオロアセトン (TTA) – 過塩素酸溶液系での二相分配実験

精製した ^{233}Pa 溶液を規定の過塩素酸濃度に調整し、TTA-キシレン溶液と接触させて二相分配実験を行った。有機相中の TTA 濃度を 0.001 ~ 0.1M、過塩素酸濃度を 0.001~1 M にそれぞれ変化させ、放射能測定により分配比を得てその変化から加水分解定数の決定を試みた。

3. 結果と考察

従来法よりも簡便な方法で、他溶液への転換も比較的簡単な ^{233}Pa の過塩素酸溶液を得た。γ線スペクトロメトリによる測定の結果、ミルキングにより、その後の Pa(V)の加水分解反応検討のための二相分配実験に影響の無い程度まで ^{237}Np の濃度を低下させることができた。精製後の Pa 濃度は約 1×10^{-11} M である。また二相分配実験の結果、Pa の分配比は TTA 濃度および過塩素酸濃度の両方に依存した。低 pH において Pa (V)は $PaO(OH)^{2+}$として存在することが予想され、これらの結果及び二相間の各平衡定数から、酸性溶液中の Pa (V)の第一加水分解反応 $PaO(OH)^{2+} + OH^- \leftrightarrows PaO(OH)_2^+$の検討を行った。

参考文献

[1] Andrew W. Knight et al., A simple-rapid method to separate uranium, thorium, and protactinium for Useries age-dating of materials, J. Environ.Radio. (2014), 134, 66-74

---

*Shinsuke Komori[1], Akira Kirishima[1], Daisuke Akiyama[1], Nobuaki Sato[1]

[1]Tohoku Univ.

塩水環境における薄片状黒雲母へのユウロピウムの収着挙動

Sorption of Europium to Biotite Flakes under the condition of saline water

*豊田　丈通[1]、千田　太詩[1]、新堀　雄一[1]
[1]東北大学大学院工学研究科

本研究では、塩水環境におけるユウロピウムの薄片状黒雲母への収着挙動について、NaCl 濃度の依存性を調べた。その結果、NaCl 濃度 6 mM～60 mM においてはユウロピウムの収着はほぼ同等であったが、0.6 M および 0 M の場合はそれらとは異なり、収着量が共に低下した結果が得られた。
キーワード: 薄片状黒雲母、ユウロピウム、地層処分、収着挙動、イオン強度

1. 緒言　地下環境における放射性核種のケイ酸塩鉱物への収着には、塩水条件に予想されるようなイオン強度の変化が大きく影響することが知られている。そこで本研究では、花崗岩に含有する黒雲母への核種収着に関する塩濃度依存性について調べた。また、従来は粉末試料を用いて実験されていたが、本研究では実環境を想定し、薄片状黒雲母を用いたユウロピウムの収着実験により調べた。

2. 実験　本研究ではバッチ式の収着実験を実施した。収着実験ではユウロピウム($Eu(NO_3)_3$、安定同位体)を 0.1 mM になるように調整した。そして、塩水条件として、NaCl 濃度を 0.006～0.6 M に設定し、pH は 5 とした。pH 6 以上では加水分解種の生成が予想されるが、pH 調整時点において沈殿物の生成は目視では確認されなかった。液固比は 10 とし、薄片状の黒雲母 0.6 g と試料溶液 6 mL を窒素雰囲気のグローブバック内でポリプロピレン管へ封入した。振とう期間は 7 日間とし、計 5 回サンプリングを行った。振とう後 0.45 μm メンブレンフィルターにより固液分離し、液相は ICP-AES による濃度測定と蛍光寿命測定、固相は SIMS(二次イオン質量分析)により薄片状黒雲母内のユウロピウム分布について分析を行った。

3. 結果・考察　図 1 は収着実験後の pH 5 における液相のユウロピウム濃度である。図 1 より、pH 5 に関しては NaCl を添加した場合、NaCl 濃度が高くなるにつれてユウロピウムの黒雲母への収着量が減少した。一方、NaCl 濃度を添加しない場合と比べると、NaCl を添加した場合の方がいずれもユウロピウムの収着が大きくなる結果が得られた。一般的に、イオン強度が大きくなると鉱物への陽イオンの収着は小さくなるとされており、本実験でも、実験開始直後は NaCl を添加しない場合の方がユウロピウムの収着量が多かった。しかし、振とう日数が経過するにつれて NaCl を添加したものの方がよりユウロピウムが収着する結果となった。薄片状の黒雲母を用いている本研究においては、ユウロピウムと黒雲母の相互作用として収着に加え薄片内部への浸入拡散の過程が想定されるため、後者の浸入拡散についてイオン強度が何らかの影響を及ぼした可能性がある。発表では、蛍光寿命測定および SIMS 測定による収着挙動検討についても紹介する予定である。

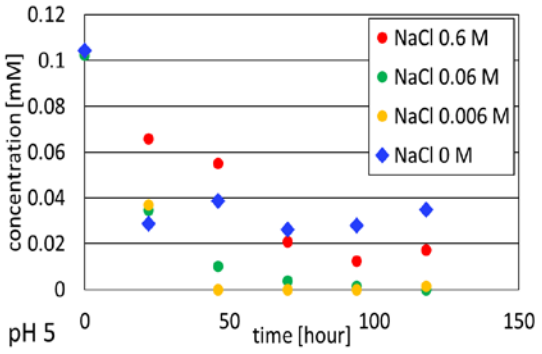


図 1　薄片状黒雲母への Eu 収着(pH 5)

謝辞: 本研究の一部は、「文部科学省英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」により実施された「廃止措置のための格納容器・建屋等信頼性維持と廃棄物処理・処分に関する基盤研究及び中核人材育成プログラム」、および経済産業省の委託事業「平成 26 年度放射性廃棄物重要基礎技術研究調査」の成果である。ここに記して謝意を表す。

*Tomoyuki Toyota[1], Taiji Chida[1] and Yuichi Niibori[1]
[1]Graduate School of Engineering, Tohoku Univ.

ベントナイトに対する核種の収着挙動に及ぼすホウ酸の影響

Effect of boric acid on radionuclides sorption on bentonite

*石寺孝充[1]，舘幸男[1]，赤木洋介[2]
[1]原子力機構 [2]三菱マテリアル

ホウ酸共存下でのベントナイトに対する Cs, Sr, Np(V), U(VI)の収着試験を行った。その結果、Cs, Sr, Np(V)では、ホウ酸の共存による分配係数の変化は確認されなかった。一方、U(VI)は、炭酸が共存しない場合は高濃度のホウ酸共存下で分配係数の低下が確認されたものの、炭酸が共存する場合には有意な低下が見られなかった。これは、U(VI) との錯形成において、ホウ酸と炭酸が競合したためと推測される。

キーワード：福島第一原子力発電所、廃棄物処分、ホウ酸、ベントナイト、収着

1. 目的

福島第一原子力発電所の廃止措置に伴い発生する放射性廃棄物（以下、事故廃棄物）には、事故処理等の過程において混入した共存物質が含まれている。事故廃棄物処分の安全評価においては、共存物質が放射性核種の移行挙動に及ぼす影響について評価する必要がある。事故廃棄物中の共存物質として、臨界防止のために冷却水中に添加されたホウ酸があげられる。ホウ酸は、核種との錯体の形成や収着の競合により、ベントナイトへの核種の収着量を低下させる可能性がある。しかしながら、既存の放射性廃棄物にホウ酸が含まれていないことから、ホウ酸共存下での核種の収着挙動についての報告例が少ない。本試験では、バッチ法収着試験により核種の収着挙動に及ぼすホウ酸の影響について検討を行った。

2. 試験手法

試験では、ベントナイトに対するホウ酸の収着挙動と、ホウ酸共存下でのベントナイトに対する Cs, Sr, Np(V), U(VI)の収着挙動の検討を行った。ベントナイトはクニミネ工業製クニピア F®を使用し、Sr, Np(V), U(VI)の試験では、クニピア F 中の方解石の溶解による炭酸濃度の上昇を防ぐため、あらかじめ pH5 の酢酸ナトリウム溶液で方解石を溶解させて除去したものを用いた。ホウ酸の収着試験は、ホウ酸濃度を 1×10^{-4} mol/dm^3 とし、pH4 及び 9 において実施した。Cs, Sr, Np(V), U(VI)の収着試験は、ホウ酸濃度が 0.1 から 1×10^{-4} mol/dm^3 とホウ酸なしの条件で実施し、試験溶液の pH は、ホウ酸の溶存化学種が $B(OH)_3$ となる pH7 と、$B(OH)_3$ と $B(OH)_4^-$ が 50%ずつとなる pH9.3 の 2 条件とした。U(VI)の試験においては、炭酸共存下での収着挙動を検討するため、溶液中の炭酸濃度を 5×10^{-3} 及び 5×10^{-4} mol/dm^3 に調整した試験も併せて実施した。

3. 結果と考察

ホウ酸の収着試験の結果、ベントナイトへのホウ酸の収着は確認されず、ホウ酸と核種との収着競合は概ね無視できるものと考えられた。ホウ酸共存下での Cs, Sr, Np(V)の収着試験の結果、pH7 及び pH9.3（図 1）の両条件において、分配係数のホウ酸濃度依存性は見られなかった（pH7 での Np は未実施）。これらの核種については、ホウ酸との錯形成能が低いため、分配係数へのホウ酸の影響が見られなかったものと推測される。一方、U(VI)においては、pH7 ではホウ酸の影響は確認されなかったものの、pH9.3 では、炭酸が共存しない場合、ホウ酸濃度の増加に伴い分配係数が低下する傾向が見られた（図 2）。しかしながら、炭酸濃度が 5×10^{-4} 及び 5×10^{-3} mol/dm^3 の試験においては、ホウ酸共存による分配係数の低下がほとんど観察されなかった。これらの炭酸濃度条件では、U(VI)は炭酸錯体が熱力学的に安定である [1]。本試験の結果は、炭酸が存在しない場合には、U(VI)がホウ酸と錯体を形成して分配係数が低下するものの、炭酸が存在すると溶液中で炭酸錯体が支配的となり、ホウ酸の影響が低下することを示していると考えられる。今後、３価及び４価の元素の収着挙動に及ぼすホウ酸の影響について、炭酸共存の影響を考慮した検討を行う予定である。

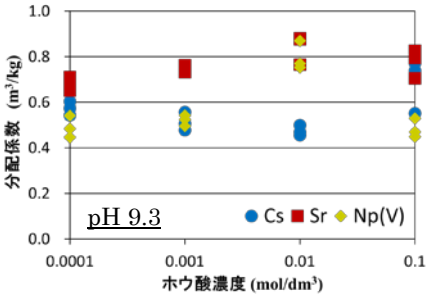


図 1　Cs, Sr, Np(V)の分配係数のホウ酸濃度依存性

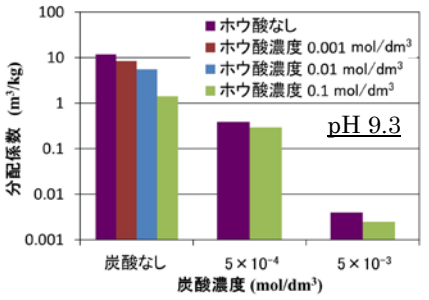


図 2　炭酸共存/非共存下での U(VI)の分配係数のホウ酸濃度依存性

参考文献

[1] JAEA-Data/Code 2014-009

*Takamitsu Ishidera[1], Yukio Tachi[1], Yosuke Akagi[2]　[1]JAEA, [2]Mitsubishi Materials Corporation

セメント系材料に対するヨウ素の収脱着挙動の経時変化

Time dependence of sorption and desorption behavior of iodine on cementitious materilals

*好井 直樹[1]，田村 直之[1]，佐々木 規行[1]，赤木 洋介[2]，辻本 恵一[2]，山口 耕平[2]
[1] 日本原燃（株），[2] 三菱マテリアル（株）

収着試験における見かけの収着分配係数（収着 K_d）と浸出試験における見かけの脱着分配係数（脱着 K_d）を比較した。その結果、収着 K_d は時間の経過とともに徐々に大きくなり、ほぼ一定の値になった。一方、脱着 K_d は初期に大きく変動するものの、時間の経過とともに比較的速やかに一定の値になった。時間が経過した後には、両者の K_d はほぼ一致する結果が得られた。

キーワード：収着分配係数、脱着分配係数、ヨウ素、セメント

1. 緒言

分配係数（K_d）は、固相と液相間の核種の分配比を表す係数であり、平衡状態になれば一定の値に、すなわち収着 K_d と脱着 K_d が同じ値となる。しかし「各種バリア材の分配係数について」[1]において、これらの値に差が生じている核種があることから、原子力学会標準[2]にある試験期間 7 日間では、平衡状態に達していない可能性が考えられる。そこで本研究では、ヨウ素を対象に長期の挙動を評価した。

2. 実験

試験に用いる固相については、普通ポルトランドセメント（OPC）ペースト硬化体を 106 μm 以下に粉砕して用いた。収着試験ではトレーサ無添加の OPC ペースト硬化体を、浸出試験では練り混ぜ前の水にトレーサとして非放射性ヨウ素を溶解した OPC ペースト硬化体を使用した。OPC ペースト硬化体の作製において、OPC ペーストの練り混ぜでブリージング水が発生すると添加したヨウ素の初期量を定義できないため、ブリージング水が生じないよう留意した。養生条件は気中養生とし、水分の蒸発を防ぐためにパッキングして養生を行った。養生期間は 28 日とし、養生後に粉砕・真空乾燥を施した。液相にはイオン交換水と上記の収着試験に用いる固相との平衡水を用いた。浸漬条件は、大気雰囲気、液固比 10ml/g、浸漬期間は最大 200 日とした。

3. 結果・考察

図は、収着試験と浸出試験の結果である。収着試験では、浸漬直後に濃度が大きく低下したが、その後は濃度低下が徐々に緩やかになった。一方で浸出試験では、初期に濃度が大きく変動するものの時間の経過とともに比較的速やかに一定の値となった。200 日後には両者の濃度（K_d 値）は一致した。浸出試験では、徐々に濃度が増加すると予想されたが、浸漬初期に濃度が高くなった。これは OPC ペーストに収着しているヨウ素の脱離ではなく、粉砕後の真空乾燥時に固相表面に析出したヨウ素が液相に速やかに溶出したものと考えられる。なお固相の溶解については、新しい OPC ペーストと接触した際に、模擬平衡溶液の pH や元素組成が変化しないことを予め確認しており、模擬セメント平衡溶液と接触した固相であるセメントペーストの溶解はほとんど起こっていないため、溶解に伴うヨウ素の放出は微量と考えられる。

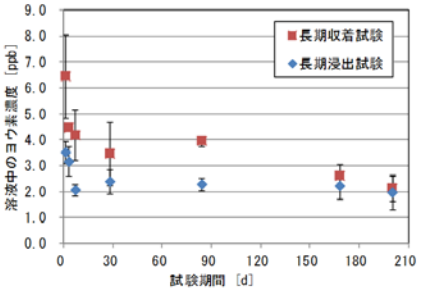


図　長期収着試験および長期浸出試験におけるヨウ素濃度の変化

参考文献

[1] 「各種バリア材の分配係数について」（平成 2 年、（財）原子力環境整備センター・（株）東芝・日揮（株）・（株）日立製作所・三菱金属（株）・三菱重工業（株））

[2] 日本原子力学会標準 収着分配係数の測定方法－浅地中処分のバリア材を対象としたバッチ法の基本手順：2002 AESJ-SC-F003:2002，（社）日本原子力学会

*Naoki Yoshii[1], Naoyuki Tamura[1], Noriyuki Sasaki[1], Yosuke Akagi[2], Keiichi Tsujimoto[2], Kohei Yamaguchi[2]

[1]Japan Nuclear Fuel Limited, [2]Mitsubishi Materials Corporation

セメント系材料へのアルカリイオンの収着に関する検討（2）

Study on sorption of alkali ions into the cementitious materials（2）

*原澤 修一，[1]芳賀 和子[1]，髙橋 陽香[1]，渡邊 禎之[2]，山田 一夫[3]

[1](株)太平洋コンサルタント，[2](地独)東京都立産業技術研究センター，[3](国研)国立環境研究所

C-A-S-H を合成し、NaCl 溶液への浸漬試験を実施した。C-A-S-H は組成によって構造が異なっており、Na イオンの収着は、C-A-S-H の Ca/(Al+Si)モル比と相関があることがわかった。

キーワード：C-A-S-H，収着，分子構造，Si-NMR，Al-NMR

1. 緒言　焼却飛灰セメント固型化における Cs とセメント系材料の相互作用を評価する上で、飛灰に多く含まれるアルカリイオンとの相互作用を考慮することが必要である。前報 1)では、Na イオンの収着は C-A-S-H の Ca/(Al+Si)モル比と相関があり、収着前後でシリケートアニオン構造が変化していることを固体 NMR によって確認した。本報では、Al/Si モル比を変化させて Al 固溶量をさらに増大させた場合の Na 収着量への影響を引き続き検討した。

2. 実験　C-A-S-H は Ca/Si モル比 1.0、1.2、 Al/Si モル比 0.09～0.17 の範囲で合成した。合成物を液固比 10 の条件で NaCl 溶液に 7 日間浸漬し、0.45μm のメンブランフィルターで固液分離した。液相の Na 濃度を原子吸光光度法で分析し、固相試料はロータリポンプにより真空乾燥し、浸漬試験前後の固相を固体核磁気共鳴分析(^{27}Al-NMR および ^{29}Si-NMR)および粉末 X 線回折(XRD)により分析した。

3. 結果　配位数によって ^{27}Al-NMR ケミカルシフトが異なり、C-A-S-H の測定において 4、5、6 配位の Al が観察される。各配位数の Al の存在割合をピーク面積から求めた結果を図 1 に示す。4 配位の Al はシリケートアニオン鎖中に存在していると考えられ、Ca/(Al+Si)モル比が大きくなるほど 4 配位に存在する割合は小さくなり、Ca 量が多い組成では Al がシリケートアニオン鎖中に入りにくくなっていることがわかった。10mM の NaCl 溶液に浸漬した時の Na 収着量と固相の Ca/(Al+Si)モル比の関係を C-S-H での結果も併記して図 2 に示す。Al-NMR の 4 配位のピーク面積比と Al 組成から C-A-S-H 中の Al 量を算出した。また、6 配位の Al は Stratringite（C_2ASH_8）と仮定して、Stratringite 分の Ca と Si を差し引いて、C-A-S-H の Ca/(Al+Si)モル比を求めた。Na の収着量は C-A-S-H の Ca/(Al+Si)モル比と相関があり、Ca/(Al+Si)モル比が大きいほど Na の収着量が小さくなった。今後、収着に伴う C-A-S-H の構造変化を評価し、収着メカニズムに関して検討を進める予定である。

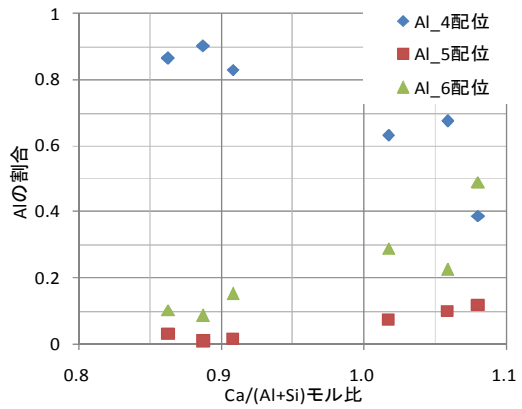


図 1　C-A-S-H の組成と Al の存在形態

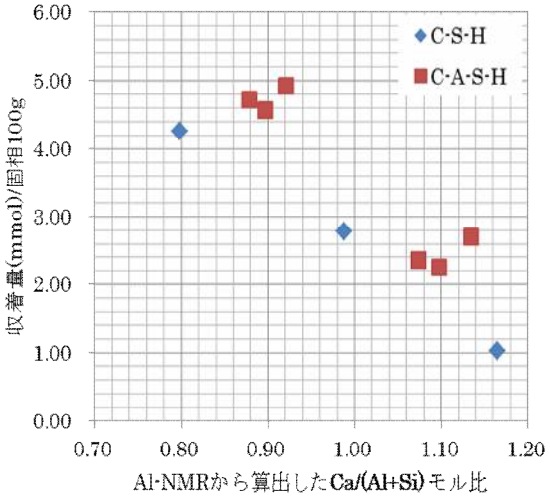


図 2　Al-NMR から求めた組成と Na 収着量の関係

参考文献[1]芳賀,原澤,渡邊,山田,川端, セメント系材料へのアルカリイオンの収着に関する検討, 原子力学会秋の大会, (2016).

*Shuichi Harasawa[1], Kazuko Haga [1], Haruka Takahashi[1], Sadayuki Watanabe[2], Kazuo Yamada[3]

[1]Taiheiyo Consultant Co., Ltd., [2]Tokyo Metropolitan Industrial Technology Research Institute, [3]National Institute for Environmental Studies

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-2 Waste Disposal and Its Environmental Aspects

Thu. Sep 14, 2017 4:05 PM - 4:55 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 7:05 AM - 7:55 AM UTC | Room H C212 - C Block

[2H15-17] Diffusion Behavior

Chair:Taiji Chida (Tohoku Univ.)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[2H15] Application of Stabilized Gold Nanoparticles in the Investigation of Transport in Natural Barriers

*Carlos Eduardo Ordonez[1], Shingo Tanaka[2], Naoko Watanabe[2], Tamotsu Kozaki[2] (1. Graduate School of Engineering Hokkaido University, 2. Faculty of Engineering Hokkaido University)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[2H16] Diffusion behavior of sulfate ion in compacted bentonite

*Kenya Kakuta[1], Shingo Tanaka[2], Naoko Watanabe[2], Tamotsu Kozaki[2] (1. Graduate School of Engineering Hokkaido University, 2. Faculty of Engineering Hokkaido University)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[2H17] Influence of carbonate to the diffusion of lanthanide elements in compacted bentonite

*Yuki Kakoi[1], Kazuyuki Fujii[1], Noriya Ookubo[1], Kazuya Idemitsu[1], Yaohiro Inagaki[1], Tatsumi Arima[1] (1. Kyushu Univ.)

4:50 PM - 4:55 PM JST | 7:50 AM - 7:55 AM UTC

Time reserved for Chair

Application of Stabilized Gold Nanoparticles in the Investigation of Transport in Natural Barriers

*Carlos Ordonez[1], Shingo Tanaka[1], Naoko Watanabe[1] and Tamotsu Kozaki[1]

[1] Hokkaido Univ.

Abstract: Understanding of the migration behavior of colloids in subsurface geomedia is important because it may facilitate the transport of radionuclides from radioactive waste disposal sites. Column experiments were conducted to investigate the transport behavior of two polymeric ligands stabilized nanometer-sized gold particles (AuNPs) through quartz-sand medium.

Keywords: transport, gold nanoparticles, natural and engineered barrier, porous medium, column experiment

1. Introduction

Understanding the transport of colloids in natural and engineered porous media is a key for the safety assessment of radioactive waste repositories. Application of ligand-stabilized and functionalized gold nanoparticles (AuNPs), which exhibit tunable physical, optical and electronic properties, may be useful not only for the understanding of colloidal transport, but also for investigating the porespace physical and chemical environment in porous media. In this work, column experiments were conducted using 10 nm and 100 nm methyl-terminated polyethylene glycol (PEG) functionalized AuNPs to study the parameters controlling their transport.

2. Experimental

Transport experiments were performed using glass columns (ϕ =20 mm) packed with the quartz sand. The columns were fully saturated and received deionized water (DI) at a flow rate of 1.5 mL/min for 2h. Then the suspension of the nanometer-sized (10 and 100nm) PEG-modified AuNPs were injected for 10 min at the same flow rate, followed by DI until no AuNPs were detected in the effluent. The collected effluent samples were analyzed by UV-vis spectrophotometry (UV-vis) and Inductively Coupled Plasma Atomic Emission Spectroscopy (ICP-AES). Prior and after the AuNPs experiments, tracer breakthrough curves (BTC) of tritiated water (HTO) were obtained to examine significant changes in the porous media transport characteristics. In addition, the stability over time of AuNPs particles in the presence and absence of quartz sand was evaluated using time-resolved UV−vis spectra.

3. Results and Discussion

The BTCs of the tracer HTO and the 10 nm and 100nm AuNPs in the quartz sand are shown in Fig. 1. An obvious difference was observed between the BTCs of the tracer and the two-different sized AuNPs. Instead of a flat plateau, a sloping plateau was observed for both 10 nm and 100 nm AuNPs where the effluent concentration continued to increase gradually as less and less AuNPs were being deposited onto the collector quartz sand surfaces. The higher affinity for the collector was more significant for the 100 nm than for the 10 nm AuNPs. Furthermore, AuNPs aggregation within the column porespace was observed in terms of their UV-vis spectra evolution, where the UV−vis spectra of the 100 nm AuNPs effluent presented blueshifts in its absorption maxima from ~565 nm to ~563 nm in addition to band broadenings. The causes for the BTC discrepancies were studied in terms of the particle and collector surface chemistry and interactions between AuNPs and quartz sand.

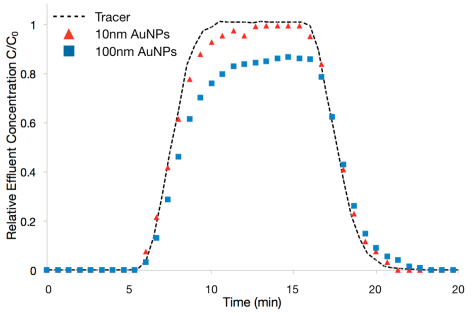


Figure 1. Breakthrough curves (BTCs) for two AuNPs in quartz-sand at a flow rate of 1.5 mL/min at room temperature at the ionic strength of deionized water. The data is displayed as normalized effluent particle concentration (C/C_0) as a function of time.

圧縮ベントナイト中における硫酸イオンの拡散挙動

Diffusion behavior of sulfate ion in compacted bentonite

*角田 憲弥，田中 真悟，渡邊 直子，小崎 完

北海道大学

高レベル放射性廃棄物の地層処分におけるベントナイト緩衝材中の放射性核種の拡散挙動を把握するため、非定常拡散試験にて硫酸イオンの見かけの拡散係数および拡散の活性化エネルギーを求め、その支配的な拡散機構を検討した。

キーワード：放射性廃棄物処分，ベントナイト，拡散，活性化エネルギー，硫酸イオン

1. 緒言　高レベル放射性廃棄物の地層処分の安全評価では放射性核種のベントナイト緩衝材中の長期にわたる移行挙動を理解する事が重要である。本研究では、2 価の陰イオンである硫酸イオン（SO_4^{2-}）に着目し、異なる乾燥密度の Na 型ベントナイト試料中の見かけの拡散係数（D_a）および拡散の活性化エネルギー（E_a）を非定常拡散試験によって決定することでそこでの拡散機構を検討した。

2. 実験　精製した Na 型ベントナイト（クニミネ工業製クニピア F）を乾燥密度が 0.8～1.6 Mg m^{-3} となるよう圧縮成型し、イオン交換水で 1 ヶ月以上膨潤した。次に、この試料に $Na_2{}^{35}SO_4$ トレーサー溶液を塗布し、所定の温度（288～323 K）で所定時間トレーサーを拡散させた。その後、試料を塗布面から 0.5 mm 間隔でスライスし、液体シンチレーションカウンターを用いて各スライス片の放射能を定量して得られた SO_4^{2-}の濃度プロファイルから D_a を決定した。また、D_a の温度依存性から E_a を決定した。

3. 結果・考察　298K における SO_4^{2-}の D_a の乾燥密度依存性および拡散の E_a の乾燥密度依存性を Cl^-[1]と I^-[2]の報告値とともに図 1 および図 2 にそれぞれに示す。SO_4^{2-}の D_a は、乾燥密度の増加に対し、絶対値の差はあるものの、他の陰イオンと同様に単調な減少傾向を示した。一方、SO_4^{2-}の E_a は乾燥密度 0.8 Mg m^{-3} において 21.5 kJ mol^{-1} となり自由水中の拡散とほぼ等しい値であったのに対し、乾燥密度が 1.0 および 1.2 Mg m^{-3} に増加すると E_a は 15.0 および 12.6 kJ mol^{-1} と自由水中より低くなった。また、さらに乾燥密度が 1.4 および 1.6 Mg m^{-3} に増加すると E_a は 16～18 kJ mol^{-1} に増加した。このことから、この乾燥密度範囲において、支配的な拡散機構が少なくとも 2 回変化していることが考えられる。このように、単調な減少傾向を示した乾燥密度の増加に伴う SO_4^{2-}の D_a の変化は、陰イオンの水和半径に対し拡散経路であるモンモリロナイト試料中の間隙の狭隘化といった微細構造の変化の影響に加え、支配的な拡散機構の変化の影響を受けている可能性が示唆された。

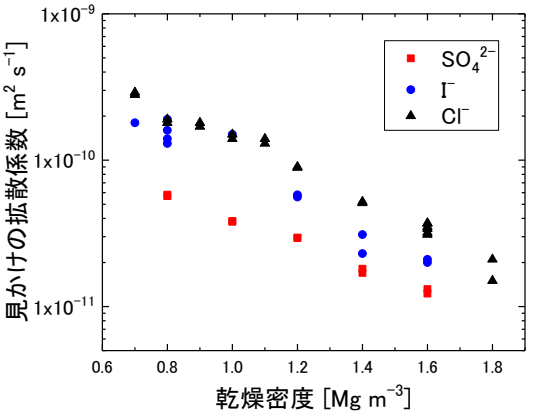


図 1　拡散係数の乾燥密度依存性（298K）

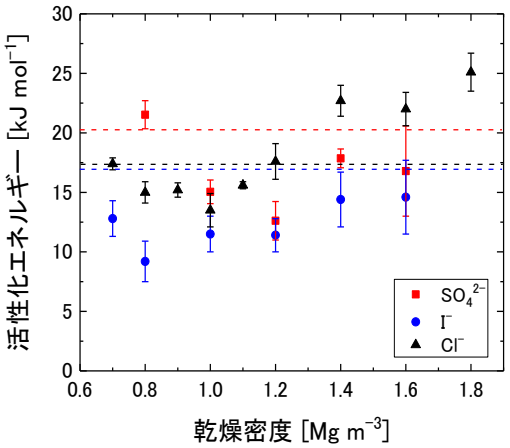


図 2　活性化エネルギーの乾燥密度依存性

図中の点線は自由水中の *Ea* (赤:SO_4^{2-}，青: I^-，黒: Cl^-)

参考文献

[1] T. Kozaki et al., J. Contam. Hydrol., 47, (2001) 159-170. [2] 北城諒一ら，日本原子力学会北海道支部第 34 回研究発表会

*Kenya Kakuta, Shingo Tanaka Naoko, Watanabe, and Tamotsu Kozaki

Hokkaido Univ.

ランタニド元素のベントナイト中の拡散に与える炭酸の影響

Influence of carbonate to the diffusion of lanthanide elements in compacted bentonite

*榊 優樹[1], 藤井 和志[1], 大久保 徳弥[1], 出光 一哉[1], 稲垣 八穂広[1], 有馬 立身[1]
[1]九州大学

様々な炭酸濃度下でベントナイト(クニピア F)中にランタニド元素(La, Nd, Eu, Dy, Er, Lu)を拡散させた結果元素ごとに異なる拡散挙動をみせた。これは炭酸濃度に応じて各元素の炭酸錯体の化学形が変化したためと考えられる。

キーワード：ベントナイト，ランタニド，拡散試験

1. 緒言　ガラス固化処理後 1000 年以降ではアクチニドが支配的となるためベントナイト中におけるアクチニドの移行挙動の知見が必要である。本実験ではアクチニドの模擬物質としてランタニドを対象とし、ベントナイト乾燥密度及び炭酸濃度を変化させ拡散試験を行いランタニドの炭酸中の移行挙動を調査した。

2. 実験　圧密したベントナイト(クニピア F)を種々の濃度の $NaHCO_3$ 溶液と接触させ十分に飽和膨潤させた。それぞれのベントナイトの片面にランタニド混合トレーサー(La, Nd, Eu, Dy, Er, Lu 硝酸塩各 10μM)を 5μL 塗布し拡散試験を行った。ベントナイト乾燥密度は 1.0, 1.2, 1.4 Mg/m^3、$NaHCO_3$ 濃度は 0.01~1M とし各条件におけるランタニド元素のみかけの拡散係数を導出した。

3. 結果　**【乾燥密度依存性】**各元素のみかけの拡散係数は乾燥密度の増加と共に指数関数的に減少した。これは乾燥密度が高くなると自由空隙が減少し拡散経路が複雑化するためと考えられる。

【炭酸濃度依存性】乾燥密度 1.0 Mg/m^3 の試料における各元素のみかけの拡散係数の炭酸濃度依存性を図 1 に示す。みかけの拡散係数は炭酸濃度の上昇に伴い元素によって異なる挙動を見せた。低炭酸濃度では原子番号順にみかけの拡散係数は減少する。炭酸濃度の上昇に伴い La と Nd ではみかけの拡散係数は減少し(炭酸濃度 0.25M 以上は拡散せず)、Eu ではやや減少の後に上昇し、Dy、Er、Lu では上昇し、原子番号順に拡散係数は増加した。1.2 および 1.4 Mg/m^3 の試料においても同様の傾向が見られた。また Eu より原子番号の大きな元素については、炭酸濃度 0.25M 付近以上で炭酸濃度依存が顕著になることが分かった。これは炭酸濃度によって各元素の化学形が変化したためと考えられる。一例として図 2 に Eu の化学形の炭酸濃度依存性を示す。0.1M 付近で $EuOHCO_3$ から $Eu(CO_3)_2^-$へと支配的化学形が変化している。炭酸濃度上昇に伴うみかけの拡散係数の増加は炭酸錯体形成により陰イオンとして自由空隙中を移行したためと考えられる。

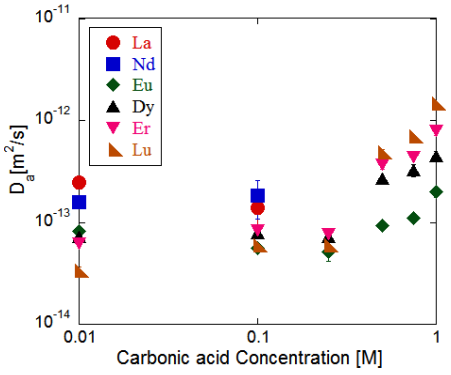


図 1 みかけの拡散係数の炭酸濃度依存性

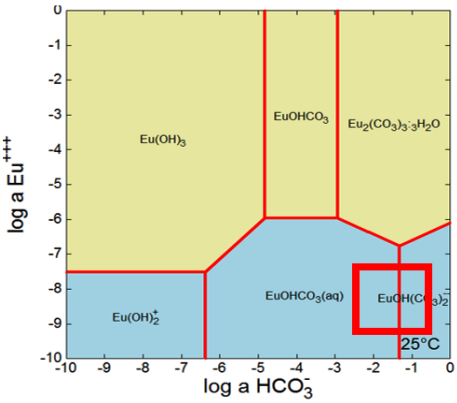


図 2 Eu の化学形の炭酸濃度依存性

*Yuki Kakoi[1], Kazuyuki Fujii[2], Noriya Ookubo[1], Kazuya Idemitsu[1], Yaohiro Inagaki[1], Tatsumi Arima[1] , [1]Kyushu Univ.

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-2 Waste Disposal and Its Environmental Aspects

Thu. Sep 14, 2017 4:55 PM - 6:30 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 7:55 AM - 9:30 AM UTC | Room H C212 - C Block

[2H18-23] Engineering

Chair:Masakazu Chijimatsu (HAZAMA ANDO)

4:55 PM - 5:10 PM JST | 7:55 AM - 8:10 AM UTC

[2H18] Study of Production Techniques of Bentonite Mixed Soil

(1)Mixing test by test mixer

*YASUSHI SATO[1], TOSHIMITSU ONISHI[1] (1. JDC corporation)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[2H19] Study of Production Techniques of Bentonite Mixed Soil

(2)Mixing test by real scale mixer

*Yoshiyuki Yamada[1], Yasushi Sato[1], Kazuhisa Kondo[1], Takahiro Suzuki[1], Yoshifumi Fujimoto[1] (1. JDC Corporation)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[2H20] Filling performance of backfill material composed of crushed rock and bentonite pellet

*hitoshi nakashima[1], Akira Saito[1], Ryoji Yahagi[1], Satohito Toguri[1] (1. shimizu Corporation)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[2H21] A Study on Evaluation of Elastic Properties in Unsaturated Compacted Bentonite by Ultrasonic Measurement

*Shun Kimura[1], Kazumi Kitayama[1], Hideharu Takahashi[1], Kazushi Kimoto[2], Katsuyuki Kawamura[1], Hiroshige Kikura[1] (1. Tokyo Tech., 2. Okayama Univ.)

5:55 PM - 6:10 PM JST | 8:55 AM - 9:10 AM UTC

[2H22] Development of monitoring related technologies in geological disposal

Effect of concrete and iron on wireless power transfer

*Chiaki Nagai[1], Kenji Inukai[1], Tatsuya Tanaka[1], Masato Kobayashi[2], Hiromitsu Yamakawa[2], Akinori Hasui[2], Kazuhiro Tsubono[2], Takehiro Imura[3], Yoichi Hori[3] (1. Obayashi Corporation, 2. Radioactive Waste Management Funding and Research Center, 3. The University of Tokyo)

6:10 PM - 6:25 PM JST | 9:10 AM - 9:25 AM UTC

[2H23] Study on Measuring Method of Mass of Scattering Objects during Falling Impact

*Atsushi Yoshida[1], Kosuke Namba[1] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry)

6:25 PM - 6:30 PM JST | 9:25 AM - 9:30 AM UTC

Time reserved for Chair

ベントナイト混合土の製造方法に関する検討
（1）試験混合機による混合試験

Study of Production Techniques of Bentonite Mixed Soil
(1) Mixing test by test mixer

*佐藤　泰[1]，大西利満[1]
[1]日本国土開発株式会社

要求性能を満足するCa型ベントナイトの製造に適した加水、混合方法を選定することを目的に、試験混合機による混合試験を実施した。(1)では、その結果について報告する。

キーワード：ベントナイト混合土，Ca型ベントナイト，回転式破砕混合機，試験混合機，透水係数

1. 緒言　低レベル放射性廃棄物処分における覆土として、Ca型ベントナイト混合土の利用が計画されている。そこで、要求性能を満足するCa型ベントナイトの製造に適した加水、混合方法を選定することを目的に、試験混合機による混合試験を実施した。

2. 試験ケース　Ca型ベントナイトの添加率は30%（内割り乾燥質量比）であるため粉体量が多く、混合時の粉じんの発生が懸念される。そのため、2回に分けて混合することを想定し、砂の状態を自然含水比（w=1%）と湿潤状態（w=7.5%に調整）で一次混合する試験ケースを設定した。最終的な含水比調整は二次混合時に実施することとし、また、比較のために一次混合のみのケース、二次混合後に再混合するケースを設定した（表-1）。

表-1　試験ケース

試験ケース	砂の状態（一次混合時）	一次混合	二次混合	最終加水の時期	再混合
A-1	湿潤（w=7.5%）	ホバートミキサ	回転式破砕混合機	二次混合時	－
B-1	自然含水比（w=1%）	回転式破砕混合機	－	一次混合時	－
B-2	湿潤（w=7.5%）	回転式破砕混合機	－	一次混合時	－
C-1	B-2の条件で製造した混合土				ホバートミキサ
C-2	B-2の条件で製造した混合土				回転式破砕混合機

3. 試験結果　各試験ケースで製造したCa型ベントナイト混合土の透水試験結果を図-1に示す。

3.1 砂含水比の影響　回転式破砕混合のB-1とB-2とを比較すると、砂含水比が高いB-2の方が透水係数は小さく、$k<1\times10^{-11}$m/sを満足する含水比の幅も広い。

3.2 混合土混合方法の影響　A-1とB-2を比較すると、事前混合のA-1の方が同時混合（一次混合のみ）のB-2より透水係数は小さく、$k<1\times10^{-11}$m/sを満足する含水比の幅も広い。

3.3 再混合方法の影響　B-2とC-1、C-2を比較すると、ホバートミキサによる再混合のC-1は再混合前のB-2より透水係数が小さく、$k<1\times10^{-11}$m/sを満足する含水比幅も広いが、回転式破砕混合機による再混合のC-2は再混合前のB-2より透水係数は小さくなっていない。

4. 結論　回転式破砕混合機にてCa型ベントナイト混合土を製造する場合、より遮水性の高い混合土を製造するためには、①湿砂を使用する、②事前に砂とベントナイトとを混合する、③ホバートミキサにより再混合することが有効である。

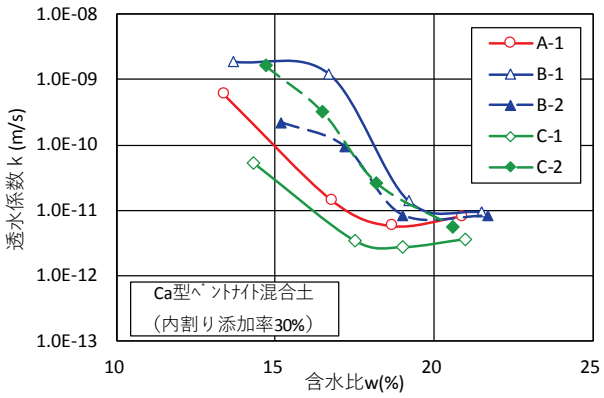


図-1　含水比と透水係数との関係

*Yasushi SATO[1],Toshimitsu ONISHI[1]
[1]JDC Corporation.

ベントナイト混合土の製造方法に関する検討
（2）実規模混合機による混合試験

Study of Production Techniques of Bentonite Mixed Soil
(2) Mixing test by real scale mixer

*山田善之[1]，佐藤　泰[1]，近藤一寿[1]，鈴木貴博[1]，藤本佳史[1]
[1]日本国土開発株式会社

“(1)試験混合機による混合試験”の結果を反映し、連続混合を想定した実規模混合機による混合試験を実施した。(2)では、その結果について報告する。

キーワード：ベントナイト混合土，Ca 型ベントナイト，実規模混合機，回転式破砕混合機，透水係数

1. 緒言　低レベル放射性廃棄物処分における覆土として、Ca 型ベントナイト混合土の利用が計画されている。そこで、(1)の結果を反映し、要求性能を満足する Ca 型ベントナイト混合土の製造に適した混合機械の組合せを選定することを目的に、連続混合を想定した実規模混合機による混合試験を実施した。

2. 混合機の組み合わせの選定　混合機の組み合わせ選定するために、各混合機を組み合わせて、砂と Ca 型ベントナイトとを一次混合（内割り乾燥重量比：30%）及び二次混合を行い、製造した Ca 型ベントナイト混合土の含水比及び細粒分含有率のばらつき等を調査した。その結果から、混合後の含水比及び細粒分含有率の変動係数が最も少ないケース E（一次混合：スクリューコンベヤ、二次混合：回転式破砕混合機、三次混合：二軸ミキサ）と、混合土が細粒化されて塊がほとんど見られなかったケース B（一次混合：スクリューコンベヤ、二次混合：回転式破砕混合機）を選定した。

3. 混合試験の結果　上記で選定したケース B 及びケース E の混合機の組み合わせにて、異なる含水比の Ca 型ベントナイト混合土を製造し、透水試験を実施した（表-1 及び図-1）。その結果、ケース B 及びケース E ともに最小透水係数は目標の 1×10^{-11}m/s 程度を満足した。ケース E では、最小透水係数の値はケース B より大きいが、最小透水係数付近の透水係数の含水比による変化が少ないため、施工管理における含水比管理が容易と考えられる。一方、ケース E では、含水比が 20%程度を超えると混合土の塊が増えはじめ、塊が大きくなることが確認された。このため、高含水比では転圧等の施工性の低下が懸念される。

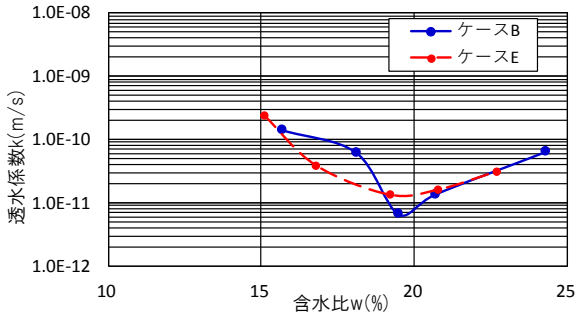


図-1　含水比と透水係数との関係

表-1　各試験ケースにおける透水試験結果

項　目		ケースB	ケースE
最適含水比	w_{opt} (%)	14.9	15.2
	ρ_{dmax} (g/cm^3)	1.791	1.787
	k_{wopt} (m/s)	1.90E-10	2.10E-10
最小透水係数	w (%)	19.5	19.2
	w_{opt}+ (%)	4.6	4.0
	ρ_d (g/cm^3)	1.704	1.716
	k_{min}(m/s)	6.59E-12	1.34E-11
k=1.0E-11m/s を満足する含水比範囲(%)		19.1～20.3 (w_{opt}+4.2～+5.4)	—
k=2.0E-11m/sを満足する含水比範囲(%)		18.7～21.6 (w_{opt}+3.8～+6.7)	18.0～21.6 (w_{opt}+2.8～+6.4)

4. 結論　Ca 型ベントナイト混合土の製造には、転圧等の施工性と混合システムを考慮して、①湿砂の使用、②事前の砂とベントナイトとの混合（一次混合：スクリューコンベヤ）、③回転式破砕混合機により二次混合と最終加水を行うケース B の方法が良いと考えられる。

*Yoshiyuki YAMADA[1],Yasushi SATO[1],Kazuhisa KONDO[1],Takahiro SUZUKI[1] and Yoshifumi FUJIMOTO[1]
[1]JDC Corporation.

砕石にベントナイトペレットを混合した埋戻し材の充てん性

Filling performance of backfill material composed of crushed rock and bentonite pellet

*中島 均[1]，齋藤 亮[1]，矢萩 良二[1]，戸栗 智仁[1]
[1]清水建設

放射性廃棄物処分施設における埋戻し材として掘削ズリとベントナイトペレットを混合した材料を考え、流し込みによる充てん密度を室内実験で確認した結果、掘削ズリの粒径を大きくし、また、ベントナイトペレットよりも粒径が小さい砂を適切に混合することで高い充てん密度が実現できることがわかった。
キーワード：埋戻し材，砕石，ベントナイトペレット

1. 緒言

放射性廃棄物処分の埋戻し材には周囲の岩盤相当の低透水性が求められる。掘削ズリを埋め戻しただけでは所定の低透水性は確保できず、15wt%程度のベントナイトを添加することが考えられている[1]。埋戻し材の施工方法として、締固めなどを行わず材料を流し込むだけの方法を用いれば、地下の狭隘な環境において施工上の利点は多い。しかし、所定の低透水性が確保できる充てん密度を実現することが課題となる。本検討では、掘削ズリを模擬した砕石にベントナイトペレットを 15wt%混合した材料に対して充てん試験を実施し、埋戻し材の流し込みによる充てん性能を確認した。

2. 充てん実験

2-1. 埋戻し材の材料

埋戻し材の材料は砕石、ベントナイトペレット、砂である。砕石には、充てん性の違いを比較するために、粒径範囲が異なる２種類のコンクリート用砕石を用いた。砕石 2005（粒径 20mm～5mm）および砕石 2010（粒径 20mm～10mm）である。ベントナイトペレットはクレイパール（清水建設製：押出し粒径 1mm）を用いた[2]。また、充てん密度を高めるために砂（コンクリート用細骨材）を混合した。なお、実験に使用した各材料の含水比は、砕石 0.3%、ベントナイトペレット 8.0%、砂 0.9%である。

2-2. 実験方法

充てん実験では，事前に混合した材料を充てん容器の上部からスコップを用いて流し込んだ。充てん容器は直径 100mm、高さ 127mm の円筒形モールドである。材料の混合比率は含水状態の重量で規定し、ベントナイトペレットは 15wt%に固定し、砕石と砂の重量比はパラメータとした。同一の重量比の材料に対して充てん実験を３回実施し、充てんできた重量から乾燥重量換算の充てん密度を算定し、平均値を求めた。

2-3. 実験結果

図 1 に試験結果を示す。砂を混合せず、砕石（85wt%）とベントナイトペレット（15wt%）を混合した材料の充てん密度は 1.6Mg/m^3 程度と低い。砂を混合し、砕石の比率を下げると充てん密度が増加し、砕石の比率が 50%（砂 35%）で充てん密度が最大値を示す。砂はベントナイトペレットよりも小さい粒径を多く含んでいるため、砕石やベントナイトペレットが作る空間を充てんすることができるためと考えられる。また、砕石 2005 よりも砕石 2010 を使用した場合に充てん密度が高い。最大粒径は 20mm と同じであるが、砕石 2010 の方が小さい粒径を含んでおらず、粒径の範囲が狭いためと考えられる。

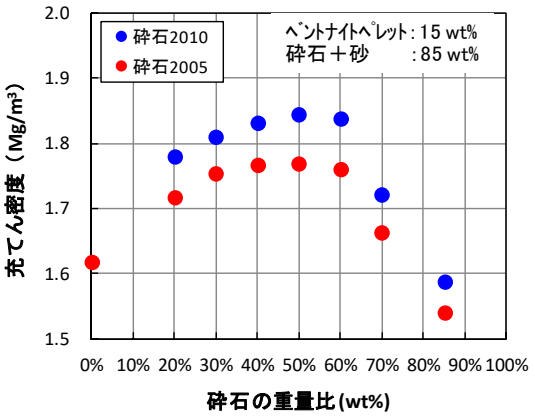


図 1　砕石の混合比率と充てん密度

3. 結論

掘削ズリにベントナイトを 15%添加して流し込み施工により密度の高い埋戻しを行うためには、粒径 1mm 級のベントナイトペレットを用いる場合、掘削ズリの粒径を大きくすることや、掘削ズリの一部を砂で置き換える工夫が有効であることがわかった。本実験では、粒径 1mm 級のベントナイトペレット 15wt%に対して、粒径 10～20mm の砕石が 30～60wt%、残りの 55～25wt%が砂の場合に充てん密度 1.8 Mg/m^3 以上が実現できた。

参考文献

[1] 核燃料サイクル開発機構：わが国における高レベル放射性廃棄物地層処分の技術的信頼性－地層処分研究開発第２次とりまとめ－分冊２ 地層処分の工学技術, JNC TN1400 99-022 (1999).　[2] 中島均，齊藤亮，石井卓：乾燥収縮を利用したベントナイトペレットの製造方法，原子力バックエンド研究, Vol.21, No.2, pp.83-93 (2014).

*Hitoshi Nakashima[1], Akira Saito[1], Ryoji Yahagi[1] and Satohito Toguri[1]
[1]Shimizu Corp.

超音波を用いた不飽和圧縮ベントナイトの弾性特性評価に関する研究

A Study on Evaluation of Elastic Properties
in Unsaturated Compacted Bentonite by Ultrasonic Measurement

*木村　駿[1]，北山　一美[1]，高橋　秀治[1]，木本　和志[2]，河村　雄行[1]，木倉　宏成[1]
[1]東京工業大学，[2]岡山大学

高レベル放射性廃棄物の地層処分におけるベントナイト緩衝材中の水分浸潤挙動の把握を目的として，超音波を用いた水分量計測手法の開発を行っている．本研究では，不飽和圧縮ベントナイト中の水分量と弾性特性の相関関係を超音波の縦波および横波の音速計測より実験的に評価した．

キーワード：地層処分，ベントナイト，超音波，弾性特性

1. 緒言

高レベル放射性廃棄物の地層処分において，長期安全性を確保するために構築される人工バリアの緩衝材には，粘土材料であるベントナイトの利用が検討されている．このベントナイトは，圧縮され不飽和状態で処分場に設置されることが検討されており，地下水の浸潤とともに不飽和状態から飽和状態へと移行することが想定される．ベントナイト中の水分量の変化は，弾性特性等の力学特性に強く影響を与えると考えられ，飽和過程における地下水挙動の把握が地層処分の長期安全性評価を行う上で強く求められている．そこで，ベントナイト中の水分量をモニタリングする手法として，超音波による計測手法を提案してきた[1]．本研究においては，ベントナイト・けい砂混合試料における縦波および横波音速を超音波により計測し，試料の飽和度との相関関係を実験的に調査した．また，これらの音速から弾性係数の一種である体積弾性率を評価し，飽和度との相関関係を調査した．

2. 実験方法

実験に用いた供試体は，Na 型ベントナイトのクニゲル V1（クニミネ工業）および人工けい砂である三河珪砂 6 号（三河珪石）を混合することにより作成した．まず，ベントナイト試料を恒温乾燥炉にて 120°C で 24 時間乾燥して絶乾状態とし，霧吹きを用いた加水により含水比の調整を行った．その後，ベントナイトとけい砂の乾燥質量が 7 : 3 となるように混合し，油圧プレス装置で圧縮した．以上の方法により，直径 28 mm, 高さ 12 ~ 16 mm の不飽和圧縮供試体を作成した．超音波音速実験装置は，超音波パルサレシーバ，超音波トランスデューサ，外部アンプ，制御用の PC からなる．縦波音速計測には，中心周波数 500 kHz，素子径 20 mm の超音波トランスデューサ （B0.5C20N，ジャパンプローブ）を，横波音速計測には，中心周波数 1 MHz，素子サイズ 10 × 10 mm の横波用超音波トランスデューサ （1Z10×10SN，ジャパンプローブ）を用いた．超音波パルサレシーバ （JPR-10CN，ジャパンプローブ）により，中心周波数 500 kHz で超音波を送信し，混合供試体内部を透過した超音波を計測した．計測して得られた波形より，縦波および横波の音速として群速度を求めた．

3. 結論

縦波および横波ともに飽和度の増加に対して群速度が増加する傾向が確認できた．この縦波と横波の計測結果より供試体の体積弾性率を評価した．Fig.1 に超音波計測により得られた体積弾性率を示す．体積弾性率は，弾性係数の一種であり，その値が大きいほど物質は硬い場合が多い．ベントナイト・けい砂混合供試体は，飽和度が 30 ~ 70%である．結果より，飽和度の増加に対して体積弾性率の増加傾向が見られる．この飽和度の増加は，間隙を占める水分量の増加を示しており，ベントナイトおよびけい砂の粒子同士の結合に間隙中の水が大きく寄与しているものと考えられる．以上の結果から，超音波を用いた音速計測により体積弾性率を評価することができ，体積弾性率から不飽和ベントナイト中の飽和度を見積り可能であることが示唆された．

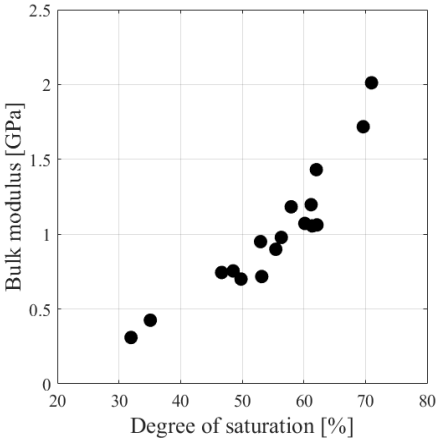


Fig.1. Bulk modulus of bentonite measured as a function of a degree of saturation.

参考文献

[1]木村駿 *et al.*，超音波を用いた不飽和圧縮ベントナイト中含水比計測に関する研究，日本原子力学会　2016 年秋の大会，(2016-9)，2D12

*Shun Kimura[1], Kazumi Kitayama[1], Hideharu Takahashi[1], Kazushi Kimoto[2], Katsuyuki Kawamura[1] and Hiroshige Kikura[1]
[1]Tokyo Tech, [2]Okayama Univ.

モニタリング関連技術の開発
無線電力伝送におけるコンクリートと鉄の影響

Development of Monitoring Related Technologies in Geological Disposal

Effect of Concrete and Iron on Wireless Power Transfer

*長井千明[1]，犬飼健二[1]，田中達也[1]，小林正人[2]，山川浩光[2]，
蓮井昭則[2]，坪能和宏[2]，居村岳広[3]，堀洋一[3]，
1 大林組，2 原環センター，3 東京大学

地層処分におけるバリアの健全性をモニタリングする地中無線装置には，電池寿命による制限がある。そこで，計測の長期化を目指し，無線電力伝送技術を地中無線装置へ適用する検討を行っている。本報告では，地層処分施設の構成要素であるコンクリート等が電力伝送の効率（給電効率）に与える影響を示す。

キーワード： 地層処分，モニタリング，地中無線，無線電力伝送，磁界共鳴方式，給電効率

1．緒言　無線電力伝送は，ケーブルを利用しない電力供給技術のため，操業期間中のバリア性能への影響を極力小さく抑えながら長期間にわたって人工バリア等の経年的な変化を把握できる可能性がある。無線電力伝送を地層処分施設へ適用することを想定し，送受電コイルに介在する緩衝材，コンクリート，鉄等による給電効率への影響を把握するため，室内適用試験を実施している。

2．コンクリートと鉄の影響測定　地層処分場の安全機能への擾乱の抑制が期待できる無線電力伝送として，緩衝材を介した場合に給電効率への影響が小さい磁界共鳴方式を選定した[1]。同方式を利用したコンクリートと鉄の室内適用試験を実施するにあたっては，コイル間距離/コイル直径と給電効率に一定の関係が確認出来たこと[2]から，表 1 に示す地層処分施設に設置することを想定したサイズの 1/11 スケールの送受電コイルを製作し，効率的に試験を実施した。コンクリートを介した試験においては，送受電コイルの間に無筋コンクリートブロックを挟み，送受電コイル間を 100～600 mm の範囲で変化させ給電効率を測定した（図 1）。鉄を介した試験においては，送受電コイル間を 300 mm（約 1/11 スケールのプラグ厚さ）に固定し，その中央に金網を設置して給電効率を測定した（図 2）。

表 1　送受電コイルの仕様（180 kHz）

	送電コイル	受電コイル
直径(mm)	370	
高さ(mm)	70	
巻線	KIV 0.5^{sq}	
巻数	29	
インダクタンス(μH)	504	502
内部抵抗(Ω)	2.25	2.24

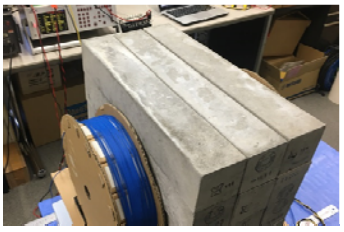


図 1　試験状況（コンクリート）

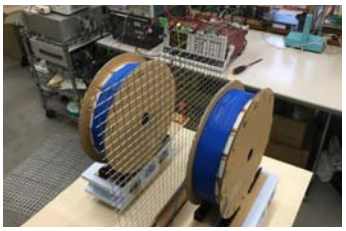


図 2　試験状況（鉄）

3．給電効率の測定結果　コンクリートの試験結果（図 3）では，コイル間距離が 300 mm 以内では給電効率は空気中とほとんど変わらない。コイル間距離が長くなると給電効率は低下し，600 mm では空気中の効率より 10 %程度の差がみられる。金網を用いた送受電コイル間 300 mm の試験結果（図 4）では，鉄を介した場合には給電効率が大きく低下するものの，共振周波数と負荷抵抗値を調整することで給電効率を改善できることが分かった。

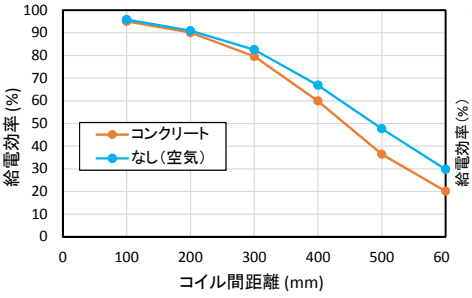


図 3　試験結果（コンクリート）

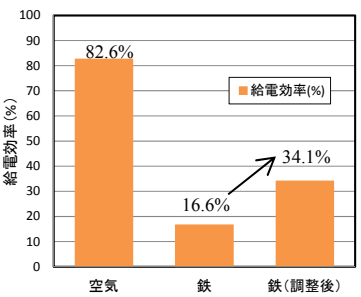


図 4　試験結果（金網）

4．結言　コンクリートや鉄を介した無線電力伝送技術の影響を評価する室内適用試験を実施した。試験結果から，コンクリートによる電力損失は小さいことが分かった。一方，鉄による影響は大きいものの，共振周波数や負荷抵抗値を調整することで改善できることを把握した。今後は，この室内適用試験を考慮した原位置適用試験を進めていく必要がある。本報告は，経済産業省資源エネルギー庁からの委託事業である「平成 28 年度地層処分技術調査等事業：処分システム工学確証技術開発」の成果の一部である。

参考文献　[1] 長井千明，犬飼健二，小林正人，他，“地層処分におけるモニタリングのための無線電力伝送の適用性に関する検討，” 原子力バックエンド研究, **24**[1], 45–52 (2017).　[2] 長井千明，犬飼健二，小林正人，他，“磁界を用いたワイヤレス電力伝送における結合係数とコイルサイズのスケール則，” 電気学会論文誌 D, **137**[4], 326–333 (2017).

*Chiaki Nagai[1], Kenji Inukai[1], Tatsuya Tanaka[1], Masato Kobayashi[2], Hiromitsu Yamakawa[2], Akinori Hasui[2], Kazuhiro Tsubono[2], Takehiro Imura[3] and Yoichi Hori[3]
[1]Obayashi Corporation., [2]Radioactive Waste Management Funding and Research Center., [3]The University of Tokyo.

落下衝突時の飛散物質量の測定方法に関する検討

Study on Measuring Method of Mass of Scattering Objects during Falling Impact

*吉田 篤[1]，南波 宏介[1]

[1]電力中央研究所

落下物衝突時に発生する飛散物質量（以下、飛散物量）の測定方法として、テントにより飛散物を閉じ込めて回収する方法（以下、テント法）を選定した。モルタルブロック等をテント内で落下衝突させ、飛散物を回収する飛散物量測定方法確認試験を実施し、テント法により飛散物の回収が可能であることを確認した。

キーワード：落下試験，飛散物，測定方法

1. 目的：放射性廃棄物の埋設施設は、異常が発生した場合においても事業所周辺の公衆に放射線障害を及ぼさないことが求められる[1]。異常時として廃棄物の誤落下を想定し、その影響を検討するためには、廃棄物からの飛散物量を把握する必要があり、測定方法の確立が求められる。

2. 飛散物量測定方法確認試験

2-1. 測定方法：落下物の衝突挙動に影響しないこと、飛散物自体を回収可能であることから測定方法にテント法を選定した。飛散物の回収は、テント内面の拭き取りとエアサンプラ（柴田科学製 SL-30N 型）による空気中からの回収とした。

2-2. 確認試験：試験体はモルタル（以下、NC-M）、砕石入りモルタル（NC-RC）と、上記二種類を鋼製容器に充填した試験体（モルタル入鋼製容器：C-M、砕石モルタル入鋼製容器：C-RC）とした。試験では、テント内で試験体を地上 5.3m から鋼板上に隅角部から落下衝突させ、飛散物を回収した（図 1）。

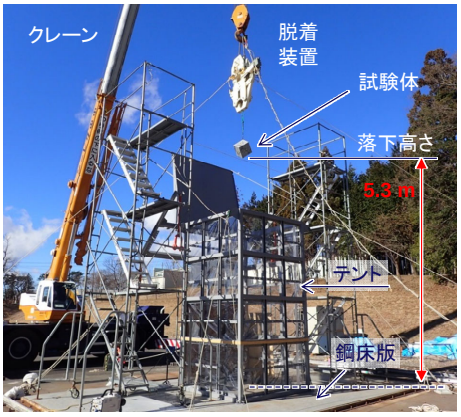
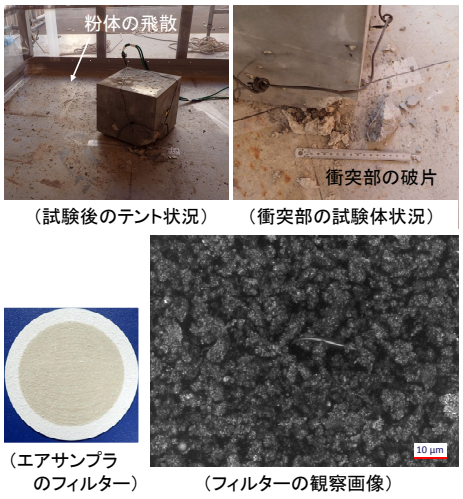


図 1　確認試験の概況

2-3. 確認試験結果：図 2 に、NC-RC 試験後のテント内および試験体状況を示す。試験体は衝突部で圧縮破壊し、一部が欠損した。エアサンプラのフィルタをレーザ顕微鏡で観察したところ、粒子状物質の付着が確認されている。テント内の拭き取り、エアサンプラで回収した飛散物量を用いて推定した飛散物量の総量（以下、推定値）と試験前後の試験体質量変化量を表 1 に比較して示す。試験体質量が小さな NC-M、NC-RC 試験では、推定値と試験体変化量がほぼ一致していることがわかる。一方、鋼製容器を用いた試験（C-M、C-RC）では、試験体質量が大きく、試験体変化量を測定することが出来なかった。しかし、飛散物の発生量は容器を用いない試験体に比べ著しく小さく、容器により飛散物量を低減させる効果が確認された。



（試験後のテント状況）　（衝突部の試験体状況）

（エアサンプラのフィルター）　（フィルターの観察画像）

図 2　確認試験結果の例（NC-RC）

3. 結論：確認試験により飛散物量と試験体質量変化量が概ね対応することを明らかにし、落下時に生ずる飛散物量の測定方法として、テント法が適用可能な見通しを得た。今後、測定精度および信頼性の向上のため、測定機材の選定や飛散物計量時の管理方法などを検討する。

表 1　飛散物量推定値と試験体変化量

		NC-M	NC-RC	C-M	C-RC
台はかり測定	試験前	50.56	53.74	154.4	160.0
	試験後	50.33	53.42	154.6	160.0
	変化量	-0.23	-0.32	+0.2	±0.0
飛散物量推定値(テント法)		0.22	0.39	0.005	0.004

（単位：kg）

参考文献：[1] 原子力規制委員会．第二種廃棄物埋設施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈．原管廃発第 1311277 号. 2013

*Atsushi Yoshida[1] and Kosuke Namba[1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：402-1 Nuclear Materials and the Irradiation Behavior

Thu. Sep 14, 2017 10:05 AM - 12:00 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 1:05 AM - 3:00 AM UTC | Room I C310 - C Block

[2I01-07] Stainless Steel

Chair:Terumitsu Miura (INSS)

10:05 AM - 10:20 AM JST | 1:05 AM - 1:20 AM UTC

[2I01] FY2016 investigation for improvement of evaluation methods of irradiation effects on reactor pressure vessel and core internals

(1)Through-wall distribution of microstructure and mechanical property of irradiated JRQ material

*Tomohiro Kobayashi[1], Kenji Nishida[1], Masato Yamamoto[1] (1. CRIEPI)

10:20 AM - 10:35 AM JST | 1:20 AM - 1:35 AM UTC

[2I02] FY2016 investigation for improvement of evaluation methods of irradiation effects on reactor pressure vessel and core internals

(2)Fracture toughness evaluation by miniature C(T) specimens on irradiated base metal and weld metal

*Masato Yamamoto[1], Yoshinori Hashimoto[1] (1. CRIEPI)

10:35 AM - 10:50 AM JST | 1:35 AM - 1:50 AM UTC

[2I03] FY2016 investigation for improvement of evaluation methods of irradiation effects on reactor pressure vessel and core internals

(3)Characterization of microstructural change on neutron irradiated type 316L stainless steel

*Yuichi Miyahara[1], Kenji Nishida[1], Siwei Chen[1], Katsuhiko Fujii[2], Yuji Kitsunai[3] (1. CRIEPI, 2. INSS, 3. NFD)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[2I04] Fundamental technology development for evaluation of thermally ageing embrittlement of stainless steel welds used as pressure boundaries in nuclear power plants

(1)Summary

*Yutaka Watanabe[1], Toshiaki Horiuchi[2], Satoshi Minamoto[3], Yoichi Takeda[1], Hiroshi Abe[1] (1. Tohoku University, 2. Hokkaido University of Science, 3. NIMS)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[2I05] Fundamental technology development for evaluation of thermally ageing embrittlement of stainless steel welds used as pressure boundaries in nuclear power plants

(2)Thermal aging behavior of stainless steel welds

*Hiroshi ABE[1], Yutaka Watanabe[1], Yoichi Takada[1], Toshiaki Horiuchi[2], Satoshi Minamoto[3] (1. Tohoku University, 2. Hokkaido University of Science, 3. NIMS)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[2I06] Fundamental technology development for evaluation of thermally ageing embrittlement of stainless steel welds used as pressure boundaries in nuclear power plants

(3)Development of prediction model for G phase precipitation

*Toshiaki Horiuchi[1], Satoshi Minamoto[2], Hiroshi Abe[3], Yoichi Takeda[3], Yutaka Watanabe[3] (1. Hokkaido University of Science, 2. National Institute for Materials Science, 3. Tohoku University)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[2I07] Fundamental technology development for evaluation of thermally ageing embrittlement of stainless steel welds used as pressure boundaries in nuclear power plants

(4)Development of spinodal decomposition prediction model

*Satoshi Minamoto[1], Yutaka Watanabe[2], Youichi Takeda[2], Hiroshi Abe[2], Toshiaki Horiuchi[3] (1. National Institute for Materials Science , 2. Tohoku Univ., 3. Hokkaido University of Science)

11:50 AM - 12:00 PM JST | 2:50 AM - 3:00 AM UTC

Time reserved for Chair

平成 28 年度原子炉圧力容器及び炉内構造物の照射影響評価手法の高度化 （1）中性子照射された圧力容器鋼 JRQ 材のミクロ組織および機械的特性の板厚方向分布

FY2016 Investigation for Improvement of Evaluation Method of Irradiation Effects on Reactor Pressure Vessel and Core Internals

(1) Through-wall distributions of microstructure and mechanical property of irradiated JRQ material

*小林 知裕[1]、西田 憲二[1]、山本 真人[1]

[1]電力中央研究所

原子炉圧力容器の板厚表面から内部までを模擬して照射された IAEA 標準材 JRQ のミクロ組織および機械的特性の板厚方向分布を評価し、板厚内部のみから採取した材料と比較した。溶質原子クラスター形成について両材料の間に明確な差は認められなかった。板厚表面から内部までを模擬した材料の板厚表面における初期の延性脆性遷移温度は板厚内部よりも低く、同程度の照射を受けても板厚内部に比べて低い遷移温度のままであった。

キーワード：原子炉圧力容器、照射脆化、板厚方向減衰、アトムプローブ、シャルピー衝撃試験

1. 緒言

現行の原子炉圧力容器の健全性評価では、内表面の深さ 10 mm 程度の仮想欠陥に対しても板厚 1/4 深さの初期機械的特性と容器板厚方向の照射量減衰モデル[1]による照射量を基に評価が行われており、板厚方向の初期機械的特性分布が考慮されていない。照射量の板厚方向減衰と初期機械的特性分布の重ね合わせの効果を調査し、現行評価手法の持つ裕度を明確化することは重要である。本事業では、実機圧力容器鋼相当材を用いて、健全性評価において重要となる内表面付近におけるミクロ組織および機械的特性を評価する。

2. 実験

225mm 厚さの鋼材を板厚方向に 13 枚のレイヤーに分割し、照射キャプセル内で炉心側から同じ順に積み重ねて照射を行った JRQ(全板厚模擬材)[2]の中から、内表面から 6、24、42、59、77、113 mm の採取深さの材料についてアトムプローブによりミクロ組織を評価した。照射量はそれぞれ 5.4、4.1、3.4、2.5、2.2、1.6×10^{19} n/cm^2(E>1MeV)と見積もられる。また、13 枚の全レイヤーについて、シャルピー衝撃試験により延性脆性遷移温度(T_{41J})および延性脆性遷移温度上昇量(ΔT_{41J})を評価した。得られた結果と既往研究[2],[3]で実施された板厚中央から採取した試験片に対して同様の照射を行った板厚中心部材の結果と比較した。

3. 結果

全板厚模擬材の照射後の T_{41J} は、板厚内表面において板厚中心部材の T_{41J}[3]に比べて約 80°C 低い値を示した(図 1)。溶質原子クラスターの形成量および ΔT_{41J} においては、両材料に明確な差は認められず、両材料の板厚内表面における照射後の T_{41J} の差は、初期の板厚内表面と板厚内部の T_{41J} の差に依るものであることが確認された。

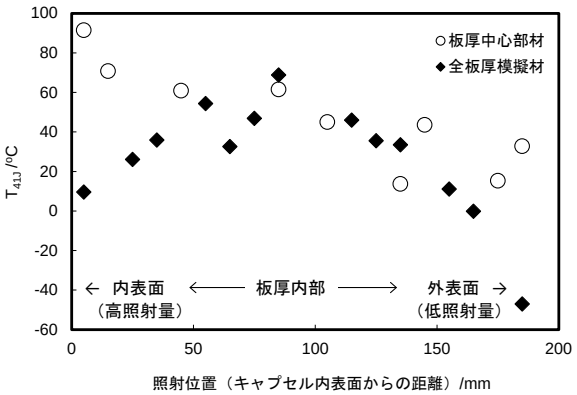


図 1　全板厚模擬材と板厚中心部材の照射位置と照射後の T_{41J} の関係

参考文献

[1] 電気技術規程原子力偏 JEAC4201-2007, 日本電気協会(2007).
[2] MRP-203, EPRI Report 1013415, October (2006).
[3] MRP-243, EPRI Report 1016601, December (2008).

*Tomohiro Kobayashi[1], Kenji Nishida[1] and Masato Yamamoto[1]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

平成 28 年度原子炉圧力容器及び炉内構造物の照射影響評価手法の高度化 （2）中性子照射された圧力容器鋼母材および溶接金属に対する Mini-C(T)試験片による破壊靭性評価

FY2016 Investigation for Improvement of Evaluation Method of Irradiation Effects on Reactor Pressure Vessel and Core Internals

(2) Fracture toughness evaluation by miniature C(T) specimens on irradiated base metal and weld metal

*山本 真人[1]、橋本 資教[1]

[1]電力中央研究所

照射材の破壊靭性評価における超小型の C(T)試験片(Mini-C(T)試験片)の適用性を把握するため、圧力容器鋼母材および溶接金属を対象にマスターカーブ法に従う評価を実施した。異なる二機関のいずれでも有効な評価を実施出来た。両者の評価結果は同等であり、また大型の試験体による評価とも同等であった。

キーワード：破壊靭性、原子炉圧力容器、マスターカーブ法、ミニチュア C(T)試験片

1. 緒言

延性―脆性遷移温度域における破壊靭性を評価するマスターカーブ(MC)法[1]は、破壊靭性の寸法依存性を補正することが可能であり、外形寸法 4×10×9.6mm の Mini-C(T)試験片を用いても大型試験片と同等の評価が可能であることが確かめられつつある[2]。同技術を用いて、照射された母材および溶接金属を対象に破壊靭性を評価し、二つの試験機関間の比較および大型の試験片による文献値との比較を行う。

2. 実験

225mm 厚さの鋼材内面から 5、25、35 及び 55mm の位置から採取し、試験炉で 5.4、4.1、3.4 及び 2.5×10^{19} n/cm^2(E>1MeV)まで照射した JRQ[3]の母材と、米国 HSSI プログラム[4]で 1.0×10^{19} n/cm^2(E>1MeV)まで照射した溶接金属 Linde 80 を選んだ。延性-脆性遷移の評価指標である参照温度 T_o を MC 法にて評価した。

3. 結果

JRQ 材の Mini-C(T)試験片を用い機関 A および B で有効かつ同等の T_o が得られた。表面近傍は内部より照射量が高いにも関わらず初期特性を反映し高い靭性を持つことが明らかとなった（図 1）。Linde80 の試験では、2 機関で 30 個のうち 12 個の試験片が延性亀裂進展のため無効データとなったが、最終的に評価された T_o は有効であり、かつ大型(0.5～4 インチ厚さ)の試験体による文献値[4]と同じ値となった（図 2）。本試験の範囲内では照射材に対しても Mini-C(T)試験片による破壊靭性評価が有効であるものと考えられる。

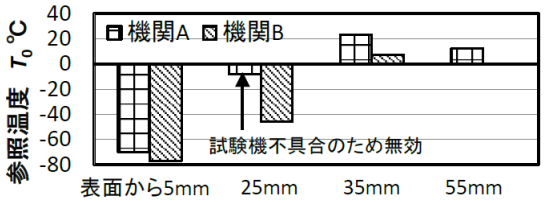


図 1 JRQ 材の参照温度比較結果

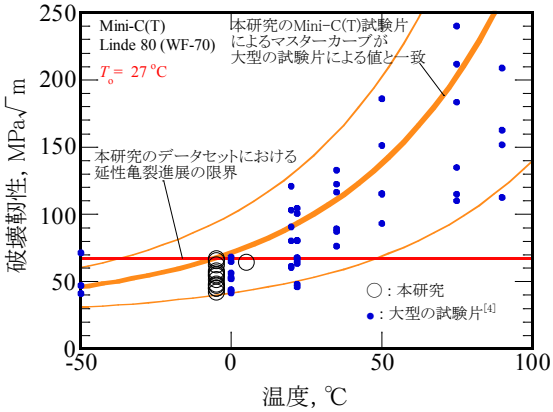


図 2 Linde80 の MC 評価結果

参考文献

[1] 日本電気協会規程, JEAC4216-2015, 日本電気協会 (2015)

[2] Yamamoto, et al., ASTM STP1576, STP157620140020 (2015)

[3] EPRI report MRP-243. EPRI Palo Alto, CA: (2008), 1016601

[4] McCabe, et al., NUREG/CR-5736 (ORNL/TM-13748)(2000)

*Masato Yamamoto and Yoshinori Hashimoto[1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

平成 28 年度原子炉圧力容器及び炉内構造物の照射影響評価手法の高度化
（3）中性子照射を受けた 316L ステンレス鋼の照射に伴うミクロ組織変化の評価

FY2016 Investigation for Improvement of Evaluation Method of Irradiation Effects on Reactor Pressure Vessel and Core Internals

(3) Characterization of Microstructural Change on Neutron Irradiated Type 316L Stainless Steel

*宮原 勇一[1]，西田 憲二[1]，陳 思維[1]，藤井 克彦[2]，橘内 裕寿[3]

[1]電力中央研究所，[2]原子力安全システム研究所，[3]日本核燃料開発

中性子照射量が異なる 316L ステンレス鋼に対する透過型電子顕微鏡(TEM)観察と三次元アトムプローブ(APT)分析により、照射により形成されたミクロ組織を評価した。APT 分析ではニッケルとシリコンが濃化した溶質原子クラスターが、TEM 観察ではブラックドット、転位ループが観察された。オロワン機構に基づきクラスターによる強度因子を一定と仮定して推定した降伏応力の増分は実測値とよく一致した。

キーワード：316L ステンレス鋼，中性子照射，アトムプローブ，溶質原子クラスター

1. 緒言

中性子照射を受けたオーステナイト系ステンレス鋼については、TEM 観察による照射欠陥の定量化に関する報告が多く、降伏応力等の機械的特性との相関について検討が進められている。一方、APT 分析では鋼材中の Ni、Si 等が濃化した溶質原子クラスターの形成が報告されているが、定量的な評価結果は少ない状況にある。本事業では、TEM と APT を併用することで、中性子照射によるミクロ組織変化を定量的に評価し、機械的特性との相関を得ることを目指す。

2. 実験

平成 28 年度は JNES IASCC 事業において JMTR で照射された SUS316L 鋼[1]について、照射量が異なる 6 材料（照射量 0.61, 0.95, 1.51, 2.74, 4.44, 12.4 dpa）を対象に TEM 観察と APT 分析を実施し、ミクロ組織変化と降伏応力の変化の相関について検討した。

3. 結果

TEM 観察では、ブラックドット(3～4 nm)，完全転位ループ(8～9 nm)及びフランクループ(4～8 nm)が観察されたが、キャビティーやγ’相は観察されなかった。APT 分析では、Ni-Si クラスター(3～4 nm)の形成が確認された。図 1 に降伏強度増分の実測値とオロワンモデルに基づいた降伏強度増分の計算値を示す。TEM 観察による照射欠陥の寄与は、欠陥サイズに応じた強度因子[2]を求め計算した。実測値と TEM 観察による照射欠陥の寄与との差をクラスターの寄与と仮定し、クラスターの強度因子 α を一定値の 0.068 とすることで計算値と実測値はよく一致した。

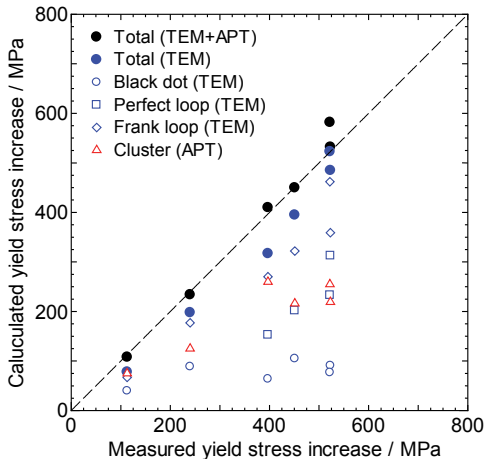


図 1 降伏強度増分の実測値と計算値

参考文献

[1] 「平成 17 年度照射誘起応力腐食割れ（IASCC）評価技術に関する報告書」，独立行政法人原子力安全基盤機構，（平成 18 年 7 月）．

[2] L. Tan and J.T. Busby, J. Nucl. Mater. 465 (2015) 724-730.

*Yuichi Miyahara[1], Kenji Nishida[1], Siwei Chen[1], Katsuhiko Fujii[2], Yuji Kitsunai[3]

[1]CRIEPI, [2]INSS, [3]NFD

圧力バウンダリ構成部で使用されるステンレス溶接金属の熱時効脆化評価のための基盤技術開発 (1) 概要

Fundamental technology development for evaluation of thermally ageing embrittlement of stainless steel welds used as pressure boundaries in nuclear power plants (1) Summary

*渡邉 豊[1]，堀内 寿晃[2]，源 聡[3]，竹田 陽一[1]，阿部 博志[1]
[1]東北大学，[2]北海道科学大学，[3]物質・材料研究機構

ステンレス鋼溶接部の熱時効組織変化の特異性の評価・把握、溶接部 2 相組織の熱時効に及ぼす中性子照射効果の評価、計算科学に基づく時効組織変化の予測技術開発を実施することで、圧力バウンダリ構成部に使用されるステンレス溶接金属の熱時効脆化評価の基盤技術を開発する。本稿では、全体概要を述べる。

キーワード： オーステナイト系ステンレス鋼、溶接金属、熱時効脆化

1. 緒言

原子炉容器内面クラッドや一次系配管の溶接部等には、ステンレス溶接金属が使用されている。ステンレス溶接金属は 2 相組織であるため、長期間の運転により熱時効脆化を起こすことが懸念される。しかし、従来、ステンレス鋳鋼については熱時効脆化評価が行われているものの、ステンレス溶接金属については明確な要求がない。本研究では、ステンレス溶接金属の熱時効脆化要因と予想されるスピノーダル分解等のミクロ組織調査に基づいて熱時効組織変化挙動を明らかにするとともに、その予測手法を計算材料科学によるシミュレーションにより開発する。また、中性子照射を受けたステンレス溶接金属のミクロ組織調査を行い、照射環境の熱時効組織変化に及ぼす影響を検討する。

2. 全体計画

以下に本研究のタスクとそれぞれの目的を示す。設定した目的・計画に沿って適切にタスク間での連携を図ることにより、実験並びに計算の両面から本研究を遂行する。

（1）ステンレス溶接金属の熱時効試験：ステンレス溶接金属の熱時効硬化挙動に及ぼす成分あるいは溶接条件の影響評価、ステンレス鋳鋼について蓄積されてきた知見との比較により相違の有無を考察する。

（2）照射済み溶接金属のミクロ組織調査：透過型電子顕微鏡ならびに 3 次元アトムプローブを用いたミクロ組織調査に基づいて、熱時効硬化挙動への中性子照射影響の有無を明らかにする。

（3）ステンレス溶接金属の熱時効組織変化モデルの開発：熱時効組織変化挙動への中性子照射影響を考慮した① G 相析出予測モデル、② スピノーダル分解予測モデル、を開発する。

3. 期待される成果

従来、高経年化評価において考慮されていなかったステンレス溶接金属の熱時効挙動、とくに知見が不足している熱時効に対する照射影響が明らかになるとともに、本研究により開発される熱時効組織変化予測モデルにより、長時間使用後のステンレス溶接金属のミクロ組織予測が可能となると期待される。

謝辞

本研究は、「文部科学省　英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」により実施された「圧力バウンダリ構成部で使用されるステンレス溶接金属の熱時効脆化評価のための基盤技術開発」の成果である。

---

*Yutaka Watanabe[1], Toshiaki Horiuchi[2], Satoshi Minamoto[3], Yoichi Takeda[1], Hiroshi Abe[1]

[1] Tohoku University, [2] Hokkaido University of Science, [3] National Institute for Materials Science

圧力バウンダリ構成部で使用されるステンレス溶接金属の熱時効脆化評価のための基盤技術開発 (2) ステンレス鋼溶接金属の熱時効挙動

Fundamental technology development for evaluation of thermally ageing embrittlement of stainless steel welds used as pressure boundaries in nuclear power plants
(2) Thermal aging behavior of stainless steel welds

*阿部 博志[1]，渡邉 豊[1]，竹田 陽一[1]，堀内 寿晃[2]，源 聡[3]
[1]東北大学，[2]北海道科学大学，[3]物質・材料研究機構

ステンレス鋼溶接試験体に300℃台前半以下の温度域を中心に最大で8000時間熱時効処理した試料を対象として、フェライト相の硬化挙動ならびにミクロ組織変化を評価した。時効に伴うフェライト相の硬化ならびにスピノーダル分解特有のミクロ組織変化が認められた。加えて、溶接時の凝固モードがフェライト相の熱時効硬化挙動に影響している可能性が示唆された。

キーワード： オーステナイト系ステンレス鋼、溶接金属、熱時効脆化

1. 緒言

ステンレス溶接金属は2相組織であるため､長期間の運転により熱時効脆化を起こすことが懸念される。ステンレス溶接金属についても、ステンレス鋳鋼を対象とした熱時効脆化評価手法がそのまま適用可能か否かは必ずしも明確ではない。本研究では、ステンレス溶接金属の熱時効硬化挙動ならびにミクロ組織変化に及ぼす成分あるいは溶接条件の影響を評価するとともに、ステンレス鋳鋼について蓄積されてきた知見との比較により相違の有無を考察する。

2. 実験方法

原子炉圧力容器クラッド鋼ならびにシュラウド溶接部を模擬した 2 種類のステンレス鋼溶接試験体について、スピノーダル分解が優先して生じると考えられる[1]275℃、310℃、335℃で最大で 8000 時間熱時効処理を行い、微小硬度計を用いてフェライト相の硬化挙動を評価した。また、透過型電子顕微鏡（TEM）を用いて、フェライト相内のミクロ組織変化を調査した。

3. 結果及び考察

クラッド材試料、シュラウド材試料共に310℃、335℃時効により硬化したが、275℃では8000時間時効しても明確な硬化は認められなかった。フェライト相の化学組成を TEM-EDX を用いて評価すると共に時効硬化挙動との関連を調査したが、今回用いた試料の成分範囲内においては硬化挙動への影響は明確ではなかった。一方で溶接条件の観点からは、FA モード凝固したフェライト相は時効時間に対して一様に硬化する挙動を示したのに対し､AF モード凝固したフェライト相は硬化した後に軟化する挙動を示したことから、溶接時の凝固モードがフェライト相の熱時効硬化挙動に影響している可能性が示唆された。

謝辞

本研究は、「文部科学省　英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」により実施された「圧力バウンダリ構成部で使用されるステンレス溶接金属の熱時効脆化評価のための基盤技術開発」の成果である。

参考文献

[1] H. M. Chung and O. K. Chopra, Third Int. Symp. Environ. Degrad. Mater. Nucl. Power Syst. React., (1988), 359–370.

---

* Hiroshi Abe[1], Yutaka Watanabe[1], Yoichi Takeda[1], Toshiaki Horiuchi[2], Satoshi Minamoto[3]
[1] Tohoku University, [2] Hokkaido University of Science, [3] National Institute for Materials Science

圧力バウンダリ構成部で使用されるステンレス溶接金属の熱時効脆化評価のための基盤技術開発 (3) G 相析出予測モデルの開発

Fundamental technology development for evaluation of thermally ageing embrittlement of stainless steel welds used as pressure boundaries in nuclear power plants (3) Development of prediction model for G phase precipitation

*堀内 寿晃[1]，源 聡[2]，阿部 博志[3]，竹田 陽一[3]，渡邉 豊[3]
[1]北海道科学大学，[2]物質・材料研究機構，[3]東北大学

G 相析出による 2 相ステンレス鋼の熱時効劣化挙動を評価するために熱力学平衡計算を行い、G 相の安定性に及ぼす温度及び合金組成の影響を評価した。さらに、G 相析出挙動のシミュレーションを行った。得られた結果を実験結果と比較することにより、既存の熱力学データベースに対する改良指針を得た。

キーワード： G 相，熱力学計算，相安定性，析出挙動

1. 緒言

原子炉容器内面クラッドや一次系配管の溶接部に用いられる二相ステンレス溶接金属は、長期間の運転によりフェライト相中に G 相(Ni, Si, Mn を主体とする金属間化合物)が析出して熱時効脆化を起こすことが懸念されているが[1]、G 相の析出挙動を実験的に調査するためには長期間の試験が必要であり、容易ではない。本研究では G 相析出による 2 相ステンレス鋼の熱時効劣化挙動を評価することを目的として、熱力学平衡計算及び G 相析出挙動のシミュレーションを行った。

2. 計算方法

ステンレス溶接金属(316LC)及びステンレス鋳鋼(CF3M)の代表組成に対して、Thermo-Calc (ver. 2016b)を使用し、熱力学データベースは Fe-DATA (ver. 6)を使用して 300～1500℃の温度における熱力学平衡計算を行った。さらに TC-PRISMA を使用し、拡散データベースは MOB2 (ver. 2.5)を使用して、各二相ステンレス鋼の 400℃における G 相析出挙動を最長 400,000h (45.6 年)まで評価した。界面エネルギー等の計算に必要なパラメータは、文献値[2]を参考にして調整した。

3. 結果及び考察

G 相の安定性には Ni, Mn, Cr, Si, Mo の添加量が影響し、特に Si と Mo の影響が大きいことが示唆された。主として Si 含有量の違いにより、CF3M は 316LC に比べて G 相の安定性が高いことが示唆された。また、各二相ステンレス鋼に対する 400℃における G 相のサイズ分布予測結果等も得られた。得られた計算結果と実験結果を比較検討することにより、G 相の熱力学的安定性の高精度な評価のためには、G 相の構成元素の見直しを含む既存の熱力学データベースの改良が有効であることが明らかになった。

謝辞

本研究は、「文部科学省　英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」により実施された「圧力バウンダリ構成部で使用されるステンレス溶接金属の熱時効脆化評価のための基盤技術開発」の成果である。

参考文献

[1] A. Trautwein and W. Gysel: Stainless Steel Castings, ASTM STP 756 (1982), 165-189.

[2] 山田卓陽, 根岸和生, 工藤大介, 桑野寿: INSS Journal, 7 (2000), 145-158.

*Toshiaki Horiuchi[1], Satoshi Minamoto[2], Hiroshi Abe[3], Yoichi Takeda[3], Yutaka Watanabe[3]

[1]Hokkaido University of Science, [2]National Institute for Materials Science, [3]Tohoku University

圧力バウンダリ構成部で使用されるステンレス溶接金属の熱時効脆化評価のための基盤技術開発 (4) スピノーダル分解予測モデルの開発

Fundamental technology development for evaluation of thermally ageing embrittlement of stainless steel welds used as pressure boundaries in nuclear power plants (4) Development of spinodal decomposition prediction model

*源 聡[1]，堀内 寿晃[2]，阿部 博志[3]，竹田 陽一[3]，渡邉 豊[3]
[1]物質・材料研究機構，[2]北海道科学大学，[3]東北大学

二相ステンレス鋼の熱時効劣化挙動におけるスピノーダル分解の性質を評価するために、Fe-Cr 2 元系に着目して、熱力学平衡計算を基礎においた相分離形成過程の理解を進めている。照射により発生しうる過剰な空孔の影響を取り入れた動力学解析に移るためにまずは、空孔を保存量として取り扱った場合の熱力学パラメータや拡散に対する影響を評価した。

キーワード：二相ステンレス鋼，BCC 相，二相分離，過剰空孔，熱力学計算，相安定性，拡散

1. 緒言

原子炉容器内面クラッドや一次系配管の溶接部に用いられる二相ステンレス溶接金属は、長期間の運転によりフェライト相が二相分離を起こすと共に G 相の析出との関係で熱時効脆化を起こすことが懸念されている[1]。しかし、照射量の影響を加味しながら実験的に熱時効脆化の挙動を確認するためには長期間の試験が必要であり容易ではない。本研究では照射の影響を加味した二相ステンレス鋼における BCC 相の二相分離挙動を把握することを目的として、過剰空孔が存在すると仮定した状態での熱力学 Gibbs エネルギーや拡散に対する影響の評価を行った。

2. 計算方法

実際に用いられている材料は多元系であるが、二相分離の挙動が Fe-Cr 間の相互作用に起因すると仮定して、二元系に単純化した上で、空孔が熱平衡状態よりも過剰に存在すると仮定した状態での Gibbs エネルギーの変化を空孔生成エンタルピーなど[2]から吟味し、相平衡状態の変化を検証した。さらに空孔が拡散に及ぼす影響の評価を実験データ[3]を元に行った。

3. 結果及び考察

過剰な空孔が存在する Fe-Cr 2 元系において、空孔が導入されることで Cr 量の少ない領域でスピノーダル分解が起こる可能性示唆された。また拡散定数の Cr 量、空孔量依存性を明らかにし、動力学計算のための基礎物性パラメータとして利用できる目処をつけた。

謝辞

本研究は、「文部科学省　英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」により実施された「圧力バウンダリ構成部で使用されるステンレス溶接金属の熱時効脆化評価のための基盤技術開発」の成果である。

参考文献

[1] A. Trautwein and W. Gysel: Stainless Steel Castings, ASTM STP 756 (1982), 165-189.

[2] WeiXiong et al., CALPHAD, 35 (2011) 3, 355-366.

[3] Chan-Gyu Lee, Yoshiaki Iijima, Tatsuhiko Hiratani, Ken-ichi Hirano: Mater. Trans. 31 (1990) 4, 255-261.

---

*Satoshi Minamoto[1], Toshiaki Horiuchi[2], Hiroshi Abe[3], Yoichi Takeda[3], Yutaka Watanabe[3]

[1]National Institute for Materials Science, [2]Hokkaido University of Science, [3]Tohoku University

General Meeting

Thu. Sep 14, 2017 12:00 PM - 1:00 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room I C310 - C Block

[2I_GM] 「材料部会」第35回全体会議

[2I_GM] General Meeting

General Meeting

[2I_GM] 「材料部会」第35回全体会議

Thu. Sep 14, 2017 12:00 PM - 1:00 PM Room I (C310 - C Block)

[2I_GM]General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network：Materials Science and Technology Division

Thu. Sep 14, 2017 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room I C310 - C Block

[2I_PL] Study on Risk Management Technology for Equipment Materials during Decommissioning of Accident-damaged Nuclear Power Plants

Chair: Masahiro Yamamoto (JAEA)

[2I_PL01] Things we should consider and implement for Decommissioning of Accident-damaged Nuclear Power Plants

*Takayuki Aoki[1] (1. Tohoku Univ.)

[2I_PL02] Conceptual study of post-accident plant decommissioning from risk management perspective

*Hideaki Kiyoura[1] (1. IRID)

[2I_PL03] Corrosion risk in decommissioning reactors after nuclear accident

*Yutaka Watanabe[1] (1. Tohoku Univ.)

[2I_PL04] A trial of risk management education for decommissioning accident-damaged plant

*Kazunori Morishita[1] (1. Kyoto Univ.)

[2I_PL05] Panel discussion

*Toru Ogawa[1], Hiroshi Miyano[2] (1. JAEA, 2. Hosei Univ.)

2017年秋の大会

材料部会セッション

事故炉廃止措置時における機器材料のリスク管理技術の検討

Study on Risk Management Technology for Equipment Materials during Decommissioning of Accident-damaged Nuclear Power Plants

（1）事故炉廃止措置のために今後検討すべきこと、実施すべきこと

(1) Things we should consider and implement for Decommissioning of Accident-damaged Nuclear Power Plants

*青木 孝行[1]

[1]東北大学 大学院工学研究科（兼）原子炉廃止措置基盤研究センター

事故炉の廃止措置を安全かつ着実に実施するためには、廃止措置全体を俯瞰し、戦略的な方針の下に効率的効果的な方法で活動を進めていく必要がある。また、廃止措置の成否を決定する指標である「安全性」と「経済性」の観点からリスクを分析評価し優先順位を明確にすることなどが求められる。ここではそのような観点から事故炉廃止措置のために今後検討すべきこと、実施すべきことを検討する。

キーワード：事故炉，廃止措置，リスク，安全性、経済性，燃料デブリ，検査，経年劣化評価，補修

1. 緒言

事故炉の廃止措置は、デブリ取出し等に長期を要するため[1]、廃止措置活動の前提となる原子炉建屋や主要鋼構造物の健全性を維持するための設備保全活動を並行して実施する必要がある。その際、経年劣化等によるリスクの増加を考慮して、いつまでに何を実施しなければならないか、時間軸を強く意識した取組みが必要である。（図 1）

本稿では事故炉の廃止措置を安全かつ確実に完遂するために検討しておくべきこと、実施すべきことについて検討する。

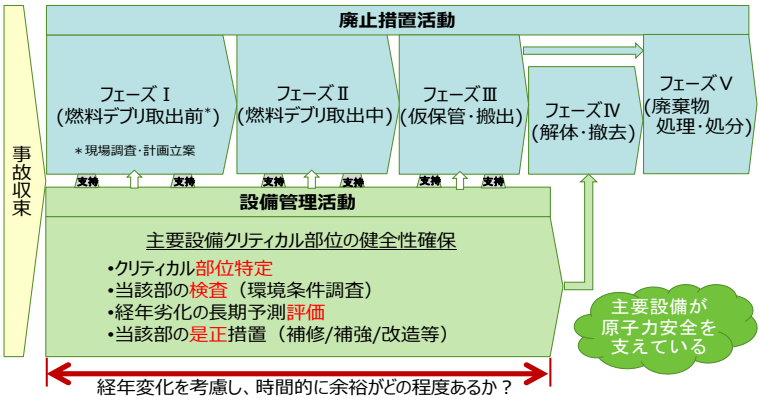


図 1 廃止措置活動と設備管理活動の関係

2. 検討

2-1. 事故炉廃止措置の特徴

事故炉廃止措置の特徴を明確にするため、通常炉の廃止措置との比較を実施した。その結果を表 1 に示す。

この結果を踏まえ、事故炉の特徴を思われる事項を以下に列記する。

(1) プラント状態は廃止措置時といえども「特殊な運転状態」にあると認識すべき状態にある。

表 1 通常炉の廃止措置と事故炉の廃止措置の比較

	比較項目		通常炉	事故炉	備考
1	設備全般の状態 •本設設備(機/電/制/建屋) •換気、照明、揚重設備等のユーティリティ		正常 使用可能	全般的にﾀﾞﾒｰｼﾞあり* 多くが使用不可	*ﾀﾞﾒｰｼﾞの種類、範囲、程度など、不明な場合が多い。従来と異なる環境、経年劣化の進行に注意要。
2	安全機能	停止機能	燃料搬出後は機能不要	炉心崩壊/機能喪失、制御操作不可 燃料及びデブリ回収まで未臨界制御要	事故炉は「再臨界」が放射能外部放出へ直結。「冷却機能喪失」も同様。
		冷却機能	燃料搬出後は機能不要	一部仮設配管等を使用しているとしても一概に信頼性が低いとは言えない。評価要。	
		閉込機能	継続維持	一部劣化（放射性物質の外部漏えい懸念）	
3	燃料/ﾃﾞﾌﾞﾘ等のﾊｻﾞｰﾄの所在と管理		特定の箇所に限定 管理下にある	広範囲に散在する 十分な管理下にない	特にT/BにもFPが散在
4	高線量率区域		特定の箇所	広範囲	
5	高汚染区域		特定箇所に限定	ほぼ全域が汚染	
6	瓦礫・障害物		ない	瓦礫・障害物がある箇所が多い	
7	現場への接近性		容易	高線量率、瓦礫等で容易でない 漏えい、火災、溢水などの事故対応が難しい（通常よりも影響度が大きい）	事故炉廃止措置の際立った特徴の1つ
8	廃炉ｼﾅﾘｵ		設備状態に不明な点がないので廃炉手順が明確	廃炉手順が明確でないので、想定外の発見が多くある可能性がある 各ｽﾃｯﾌﾟで複数の選択肢の準備が必要	ｼﾅﾘｵ決定要素（ﾃﾞﾌﾞﾘ位置・量、PCV健全性等）
9	ﾘｽｸ管理		廃炉ｼﾅﾘｵ、手順が明確なので、ﾘｽｸ予測評価が可能	各作業ｽﾃｯﾌﾟにおける設備状態/条件が不明な部分があり、保守的仮定をせざるを得ない	

*Takayuki Aoki[1]

[1]Tohoku Univ.

(2)「止める」「閉じ込める」機能が劣化しており、原子炉冷却システムの「冷やす」機能で燃料デブリの安定を得、放射性物質の外部への追加放出を抑制している。
(3) 高線量率等のため、建屋内への接近が容易でない。（通常プラントよりも漏えい発生等の機器故障時や火災等の事故時の対応が難しい。）
(4) プラント設備の現状を把握するのが難しく、調査の進捗に応じて徐々に実情が判明したりや想定外が発生したりする可能性が高い。（新事実が分かる度に方針変更を要する可能性がある。）
(5) ＦＰやＴＲＵが建屋内広く散乱している。αダスト、ホットスポットの厳格な管理が必要。

2-2. 事故炉廃止措置の戦略的進め方

(1) 戦略的検討の概要と方向性

事故炉の廃止措置を実施するには、燃料デブリの取出方法の検討や取出装置の設計･製作･据付等が必要であり、そのためには原子炉圧力容器内部や格納容器内部の状況等に関する詳細情報が不可欠である。しかしながら、廃止措置時における事故炉の現場は空間放射線量率が極めて高く、放射性物質が広く散乱していることに加え、損傷した構造物や設備等の瓦礫も障害となって現場への接近が容易でない。このため、現場状況の調査･把握が容易に進まず、燃料デブリの取出方法の検討やや取出装置の設計･製作などの下流側の活動も滞ることとなる。また、炉内構造物やコンクリート等の構造材が溶融混合した燃料デブリはその特性から切削・取出や処理なども容易でない。このため、事故炉の廃止措置は長期を要すると予測されている[1]。一方、これら一連の活動には多額の費用を要すると予測されている。このため、事故炉の廃止措置は「安全性」と「経済性（コスト最小化）」の観点から目標を明確にして戦略的に取り組むことが重要である。具体的には、原子炉建屋等の設備保全活動において機能維持に対してクリティカルとなり得る個所を抽出し、当該個所の保全（検査、評価、補修）に注力する。また、廃止措置活動では、どうしても実施する必要のある事項を抽出して実施する。予算は有限であり、経済性の破綻は安全性を危うくするので、設備管理及び廃止措置の両活動とも予算シーリングや優先度の高い必須事項への予算の重点配分を行うなど、コスト管理を徹底する必要がある。

(2) 事故炉廃止措置時のリスク管理の考え方

① 廃止措置活動と設備保全活動

事故炉の廃止措置は燃料デブリの取出･保管･搬出や主要設備の解体･撤去を実施する、いわゆる廃止措置活動を行うことと考えられがちであるが、これを可能とするには発電所を構成する主要設備の各種機能が維持されていることが必須であり、前提である。すなわち、廃止措置活動を実施している期間中、特に燃料デブリ取出し完了までの間は、放射性物質の外部への追加放出をできる限り抑制するため、「止める（再臨界防止）」「冷やす」「閉じ込める」の３つの基本安全機能を確保することが鉄則である。この安全機能は原子炉圧力容器や格納容器等の鋼構造物と原子炉建屋等のコンクリート構造物の健全性を長期的に維持する、いわゆる設備管理活動が適切に行われて始めて確保される（図 2）

② 設備管理活動の進め方

設備管理活動は廃止措置活動を並行して進められる。

設備管理活動を戦略的に進めるには、まず、長期を要する廃止措置活動期間中の経年劣化（すなわち時間軸）を考慮し、安全機能を確保する上でクリティカルとなる主要設備の部位を抽出し、それらの個所に集中した設備管理を行うといった方法を取る必要がある。そして、抽出されたクリティカル部位毎に現在の状態（材料･環境）を知るための検査、その結果を踏まえた長期健全性の予測評価、そしてその結果に応じて必要な補修･環境改善等の是正措置を講じる必要がある（図 2）。

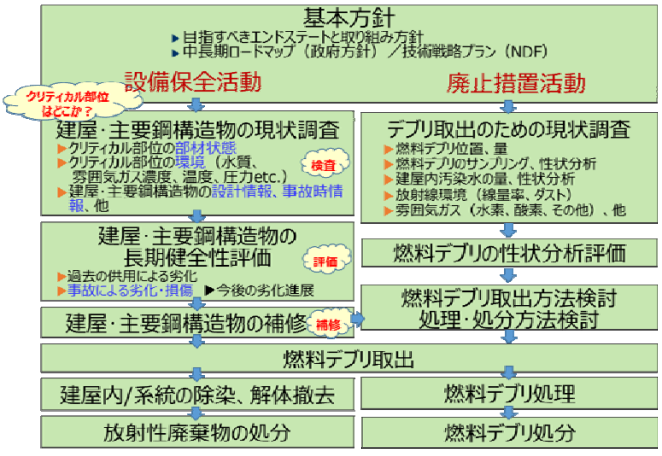


図 2 事故炉廃止措置の実施プロセス

ここで最も重要なことは、主要構造物の安全機能上のクリティカル部位をいかに抽出するかである。これを適切に行えれば下流の活動が極めて効率的になり、大きな成果が得られる。このクリティカル部位の抽出に当たっては、設計上の評価、事故前の検査結果、事故時ダメージ評価と検査結果、事故後の評価の観点から情報を整理し全体を俯瞰しながら総合的に評価･決定することが重要である（表 2）。

表 2 における検討からクリティカル部位となる可能性のある箇所が抽出される。これらの部位が抽出されたら、まず、それらに対してその時点で最適と思われる長期健全性評価を暫定的に行い、その結果に基づき当該部位の材料状態や置かれている環境等の実機調査あるいは試験計画を立案し、実施する。この時の長期健全性評価では当該部位の材料状態や環境に関する情報が十分でない場合が多々あるに違いない。

そのような場合は最悪の状態を想定したバウンディング解析を実施する必要がある。実機調査や試験の結果が得られたら、すぐに長期健全性評価の見直しを行い、その後の検査計画や補修計画を立案・実施する等の適切な対応を取る必要がある。

(3) 事故炉廃止措置時のリスク評価と管理

事故炉廃止措置時におけるリスク管理を行う場合、「止める（再臨界防止）」「冷やす」「閉じ込める」の３つの基本安全機能の観点から行うこととなるが、図 1 に示す廃止措置活動の流れを見ると、フェーズ毎にリスク管理の重点が変わると考えられる。すなわち、フェーズⅠ（燃料デブリ取出し前の段階（現場調査･計画立案段階））では、2-1 項の(2)で述べたように「冷やす」機能で放射性物質の外部への追加放出を抑制しているので、この期間は３つの基本安全機能のうち、「冷やす」機能の重要性が増していると見ることができる。したがって、この期間は原子炉冷却システムによる「冷やす」機能の信頼性評価でリスクを評価･管理することが適切であると考えられる（図 3）[2]。フェーズⅡ（燃料デブリ取出し中の段階）では、燃料デブリに手を加える作業を実施する段階であり、当該作業に起因する損傷燃料やデブリの意図せぬ移動による再臨界や切削による放射性ダストの発生リスクがあるので、「止める（再臨界防止）」「冷やす」「閉じ込める」の３つの基本安全機能をすべて確保することが重要となる。しかしながら、「止める（再臨界防止）」機能は損傷燃料や燃料デブリの状態とそれらの取出作業とが相俟って複雑な作業となり、それに伴って発生し得る事象を正確に予測しリスク評価を実施することは容易でないので、現実的にはボロン等の中性子吸収材を活用して未臨界度を十分に深くして再臨界を完全に防止できるような対策を採りながら、また、原子炉冷却システムに冷却あるいはダスト飛散防止対策を行いながら、新設する建屋負圧維持システムによる負圧管理を確実に行うという方法をとることが現実的であると思われる。この場合、その間のリスク管理としては、建屋負圧維持システムの信頼性を評価･管理することとなる（図 4）。フェーズⅢ（燃料デブリ仮保管･搬出）では、燃料デブリの回収が終了した段階であるので、建屋内等に残存した放射性物質を確実に閉じ込めておくための「閉じ込める」機能が重要となる。

上記の検討は、地震、津波、火災等の外的事象を考慮していないので、それらを考慮した検討が今後必要である。

表 2 設備クリティカル部位特定のための戦略的検討

主要構造物	設計（高応力部、高累積疲労部等）	事故前	事故時						事故後
		点検実績（劣化部位）	大地震	過大圧力温度	爆発	デブリ（反応、熱）	放射線	海水	腐食
原子炉建屋	?（解析結果）	?（劣化部）	?（解析結果）（点検結果）		建屋上層階（点検結果）	RPV ﾍﾟﾃﾞｽﾀﾙ PCV床面		RPV ﾍﾟﾃﾞｽﾀﾙ 建屋下層階水没ひび割れ部	RPV ﾍﾟﾃﾞｽﾀﾙ 建屋下層階水没ひび割れ部
格納容器	PCVｻﾝﾄﾞｸｯｼｮﾝ部？ PCVｻﾌﾟﾁｬﾝｺﾗﾑｻﾎﾟｰﾄ	?（劣化部）	?（解析結果）（点検結果）	ﾌﾗﾝｼﾞｼｰﾙ部 ﾍﾞﾛｰｽﾞ 電気ﾍﾟﾈ		PCV内面（床面近傍）		PCV内面（床面近傍）	PCV外面（ｻﾝﾄﾞｸｯｼｮﾝ） PCV内面（床面近傍）
原子炉容器	主ﾌﾗﾝｼﾞ 給水ﾉｽﾞﾙ RPVｽｶｰﾄ ｱﾝｶｰﾎﾞﾙﾄ		ｱﾝｶｰﾎﾞﾙﾄ（ゆるみ）	給水ﾉｽﾞﾙ S/E CSﾉｽﾞﾙS/E		RPVｽｶｰﾄ ｱﾝｶｰﾎﾞﾙﾄ			ｱﾝｶｰﾎﾞﾙﾄ（ゆるみ）
主配管	PCV内配管								給水配管 CS配管 FPC配管

本表を整理し、懸念される箇所を抽出する。その上で重要箇所の点検･評価を行う。

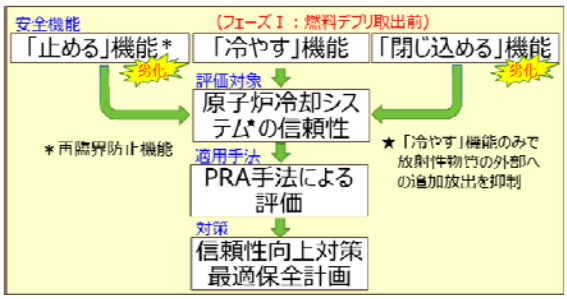


図 3 燃料デブリ取出開始前のリスク管理

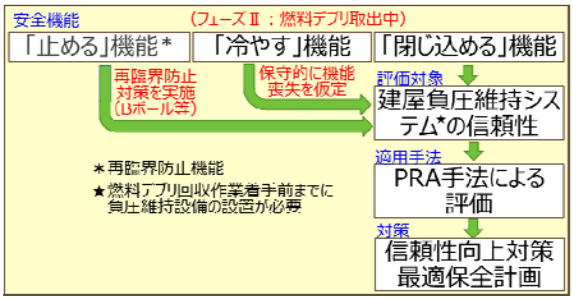


図 4 燃料デブリ取出中のリスク管理

3. 結論

事故炉の廃止措置は「止める（再臨界防止）」「冷やす」「閉じ込める」の３つの安全機能を一定レベル以上の信頼性に維持しつつ、円滑に廃止措置を進める必要がある。このため、経年劣化の進行によるリスク増加等、時間軸を十分に考慮して、廃止措置活動と設備保全活動を適切に進めていく必要がある。

参考文献

[1] 原子力損害賠償･廃炉支援機構、“東京ホールディングス㈱福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン 2016”、平成 28 年 7 月 13 日
[2] 青木孝行、他、“事故炉廃止措置時における安全機能の信頼性評価とリスク管理に関する検討”、日本原子力学会 2017 年春の大会

2017年秋の大会

材料部会セッション

事故炉廃止措置時における機器材料のリスク管理技術の検討
Study on Risk Management Technology for Equipment Materials during Decommissioning of Accident-damaged Nuclear Power Plants

（2）リスク管理の概念を取り入れた事故炉廃止措置のアプローチ

(2) Conceptual Study of Post-Accident Plant Decommissioning from Risk Management Perspective

吉澤　厚文[1]，*清浦　英明[2]

[1]日本原子力発電株式会社，[2]国際廃炉研究開発機構究所

事故炉の廃炉を進めるうえで、リスク管理をどのように考え、実施してゆくかは重要な課題である。本稿では、廃止措置において、時間の概念を伴ったリスク管理どのように進めるかについて検討を行った。

キーワード：福島第一原子力発電所，廃炉，リスク管理，時間，クリティカル部位，デブリ取り出し

1. 緒言

福島第一原子力発電所の廃炉は、政府の示すロードマップ[1]、並びに原子力損害賠償・廃炉等支援機構（以下、NDF）の戦略プラン[2]に従い実施が計画されている。特に、今後計画されるデブリ取り出しに関しては、必ずしも十分なデータが存在しない中で、廃炉のリスクをどのように管理するかという課題がある。本稿は、このリスク管理の考え方について、考察するものである。

2. リスク管理の概念

NDF 戦略プランでは、廃炉に係る様々なリスク評価が行われており、燃料デブリに関しては「周到な準備と技術によって安全・確実・慎重に対応し、より安定な状態に持ち込むべきリスク源」と位置づけられている。また、ロードマップは 30～40 年をかけて廃止措置を完了するという目標を掲げている。

一方、リスクは時間の関数でもある。NDF は戦略プランの中で図 1 の概念を提示している。すなわち、点線のように現状のまま保管を続けることは、いずれリスクは顕在化することになる。一方、デブリ取り出しを実施すれば、実線のように一時的なリスクは上昇するかもしれないが、将来的なリスクを大幅に減じることができる。これらをどうバランスさせるかといった検討が必要である。

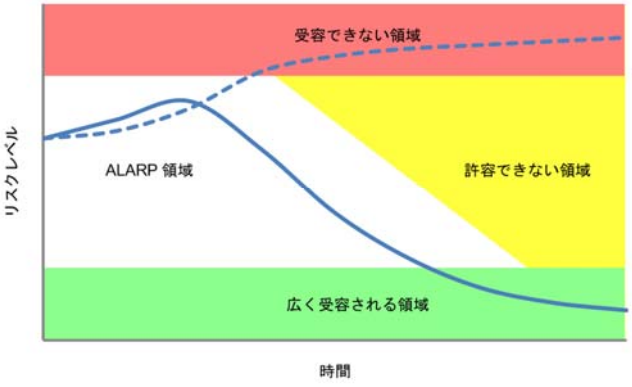


図 1　デブリ取り出しのリスク経年変化の概念

（参考文献 2 より）

3. 検討内容

3-1. 廃炉に係る時間的裕度

図 1 の概念を発展させ、デブリ取り出しをリスク管理の観点から俯瞰する。

重要な点は、デブリ取り出しに必要な時間と、リスクとの関係である。デブリのリスクを閉じ込めている構造物、またはデブリ自体のリスクが顕在化するまでに、取り出しを終えリスクを許容レベルまで下げておくことが理想である。この場合、リスクの顕在化につながるクリティカルな部位はどこにあり、その状態はどうであるのか、を監視し、余寿命を評価する技術が必要となる。デブリの状況を確認することに

Atsufumi Yoshizawa[1] and *Hideaki Kiyoura[2]

[1]The Japan Atomic Power Company, [2]International Research Institute for Nuclear Decommissioning

併せて、クリティカル部位の同定や、それに係るデータ取得も重要である。

図 2 にこの概念を示す。一般的に、リスクの社会における許容レベルは、時間が経過するほどより安全側にシフトする。これを考慮したものがリスク境界である。例えば、前述した寿命予測を可能とする技術により、現状におけるクリティカル部位のリスクが顕在化する時間が T1 と評価されるとする。このクリティカル部位の寿命因子が腐食であるならば、機器を取り巻く腐食環境が劣化すれば、この危機のリスクの顕在化は早まることになる（T1'）。一方、この腐食環境を改善できれば、寿命は延び（T1''）、それだけ時間的裕度を確保できる。しかし、社会のリスク認識の関係で、リスク低減と確保される時間との関係は線形ではないであろう。

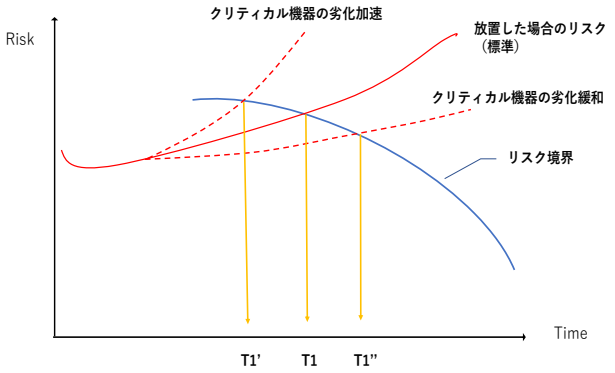


図 2　クリティカル機器の状態と許容時間の概念

3-2. デブリ取り出しの時間的考察

現時点のロードマップは、廃炉完了までの時間を、このようなリスク管理における相対的な時間として論じてはいない。しかし、このような概念は、今後デブリ取り出しの時間的制約を明確にしてゆくために必要なアプローチであると考えられる。現在デブリ取り出しの工法については、国際廃炉研究開発機構をはじめ様々な研究機関により研究開発が行われているが、その設計を行うにあたり、一日当たりの取り出し量（デブリ取り出しにかかる時間）は重要な設計仕様となる。

この仕様を定めるにあたり、図 2 に示した概念のもと、リスクが顕在化するまでの時間の中で作業が終了できる解を見つけてゆく必要があろう。また、デブリ取り出しの安全を確保するうえで、クリティカル機器の環境を変更する可能性も考えられる。この場合の許容時間の変化にも十分留意しつつ、作業工程へのフィードバック設計をしてゆくことが必要である。

4. 結論

福島第一原子力発電所の廃炉を進めるうえで、リスクを考慮すれば技術的に時間の制約が存在する。これは、安全を支えているクリティカル機器のリスクが、許容レベルを超えることにより顕在化するが、廃炉を進めるうえではこれを監視し、予測することで許容時間を確認しておくことが求められる。デブリ取り出しの作業時間は、確保された時間的裕度の中で実施されることが必要となる。したがって、デブリ取り出しの技術開発に併せて、このクリティカル部位の同定や、その状態監視、寿命予測に係る技術開発が重要になると考える。

参考文献

[1] 廃炉・汚染水対策関係閣僚等会議、“東京電力(株)福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ”、平成 27 年 6 月 12 日

[2] 原子力損害賠償・廃炉等支援機構、“東京電力ホールディングス㈱福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン 2016”、2016 年 7 月 13 日

2017年秋の大会

材料部会セッション

事故炉廃止措置時における機器材料のリスク管理技術の検討

Study on Risk Management Technology for Equipment Materials during Decommissioning of Accident-damaged Nuclear Power Plants

（3）事故炉廃止措置時における腐食リスク

(3) Corrosion risk in decommissioning reactors after nuclear accident

*渡邉　豊[1]

[1]東北大学　工学研究科（兼）原子炉廃止措置基盤研究センター

事故炉廃止措置において、バウンダリや冷却などの安全機能を必要な期間にわたって維持していく上で、機器の腐食現象を適切に予測し、必要に応じて対策を講じていくことが重要である。ここでは、その基本的な考え方を議論する。

キーワード：格納容器，冷却系配管，安全機能，経年劣化，均一腐食，局部腐食，腐食速度

1. 緒言

事故炉廃止措置において、①閉じ込め機能：PCV 等のバウンダリ、②冷却機能：熱的安定性の確保→放射性物質の拡散抑制（閉じ込めに寄与)、③構造強度を長期的に確保していくことが、安全かつ着実に廃止措置を進める上での必要条件である。機器･構造物の主たる経年劣化要因は腐食と判断され、安全機能への影響の観点から適切に対応を取っていくことが求められる。

2. 潜在的腐食影響への対応

2-1. 事故炉に特有の難しさ

まず、①腐食に関与する環境パラメーターが複雑かつ十分に把握できない点がある。主要なパラメータだけでも、酸化剤(酸素、放射線分解生成物）／物質移動速度(単相流、混相流、流路形状、液膜)／温度／pH／アニオン種／電気伝導率／材料(Cr 含有量)などが挙げられ、これらの複合影響を評価していく必要がある。さらに、②これらの環境条件が、経時的あるいは廃炉工程の進捗に伴って大きく変化し得る。例えば、気中取り出しの場合に PCV を負圧管理すれば大気流入による酸素分圧上昇、デブリ取り出し工程で発生する固液混相流による腐食加速、ホウ酸塩投入による水の電気伝導率や炭素鋼の不動態化傾向への影響、などである。加えて、③点検･補修のためのアクセスに大きな制約がある。

2-2. 検討の考え方

評価上重視すべき腐食モード(全面減肉、局部腐食、割れ)は、個々の機器･構造物の安全機能との関係から決まる。すなわち、バウンダリ機能に対しては局部腐食による孔空きが重要であるが、支持機能に対しては減肉による耐震性への影響が重要である。一方で、発現し得る腐食モードは、材料と環境の組み合わせによって決まる。

全面減肉に対しては、『腐食速度』の予測が重要である。一方の局部腐食に対しては、現象が『起き得る条件を満たしているか否か』ならびに『どの寸法までなら成長可能か』、が重要な評価の視点である。

3. 結論

考慮すべき腐食現象および条件範囲の網羅性と機器に応じた検討の具体性を両立させる評価方法の工夫が重要となる。

---

*Yutaka Watanabe

Tohoku Univ.

2017年秋の大会

材料部会セッション

事故炉廃止措置時における機器材料のリスク管理技術の検討

Study on Risk Management Technology for Equipment Materials during Decommissioning of Accident-damaged Nuclear Power Plants

（4）事故炉廃止措置のハザードとリスクをテーマにした学生教育

(4) A trial of risk management education for decommissioning accident-damaged plant

*森下和功

京都大学

1. はじめに

事故炉の廃止措置においては、現状把握が困難で、状況変化の予想が難しく、また時に、想定外事象の発生も懸念される――そのような局面においてでもなお、的確かつ柔軟に対応する必要がある。また、その最中に下される種々の判断は、時に、様々な不確実性のもとに決定しなければならず、その意味で、廃止措置活動は、いわゆるリスクの最適化問題を解くに等しい。全体を俯瞰し、不確実性を評価し、それを適切に管理する能力が求められている。具体的には、現状把握のための状態監視技術や状況変化を予測する技術、そして全体を俯瞰しリスク管理する能力が必要である。こうした活動に従事する人材をいかに育成するか、これが今の原子力教育の大きな課題のひとつである。また、従事者育成ではないにしろ、今後数十年は続くであろうこの廃止措置活動を安定的に継続させるには、社会からの信頼が不可欠であり、それゆえ、局所にとらわれることなく全体を俯瞰するものの見方やリスクテイクによって実利を得るなどの考え方を社会全体で醸成していく努力も必要である。これもまた、原子力のような巨大科学技術を受け入れる社会に課せられている課題である。

2. 事故炉廃止措置リスク学の創成

事故炉の廃止措置活動を材料学の立場から見ると、デブリに関係する部分と周辺構造物（圧力容器や格納容器など）に関係する部分に分けられる。前者に関しては、デブリ性状、特に取り出しに関する材料特性の評価が重要であり、後者に関しては、閉じ込め機能の現状を少なくとも維持し続けるだけの構造健全性の確保が重要である。デブリ取り出しに関する事実上の猶予時間は、周辺構造物の健全性が現状の程度には保たれる時間、もしくは、保守し続けられる時間ということになる。この猶予時間は、主に周辺構造物の今後の経年劣化により決まり、腐食等、現環境下における主たる損傷モードに支配されることになる。

では、周辺構造物の経年劣化をいかに予測するか。そもそも論から言うと、置かれている環境条件が不明瞭な材料の挙動などわかるはずがない。もちろん、環境条件およびその変化を直接モニタリングしようという試みはこれから益々進んでいくであろうが、それでもなお、予測の考え方に関する抜本的な変革が必要になる。おそらくそのヒントになるのが、加圧熱衝撃（PTS）事象の評価に関する最近の動向であり、従来の決定論的評価を確率論的評価へと改めようとする今の流れである。従来は、材料特性評価に相当する破壊靭性評価と環境条件評価に相当する応力拡大係数評価を独立に行い、前者が後者より大きければよしとした決定論的な扱いであった。しかし最近では、材料特性評価と環境条件評価のそれぞれのあいまいさから、その重なり具合をもって構造健全性の程度を定量しようとする試みがなされつつあり、いわゆる確率論的評価と呼ばれる。それはまさに、ハザード曲線とフラジリティ曲線の掛け算から残留リスクを評価しようとしているに等しい。これを実施するには、材料研究とシステム研究の双方の融合が必要である。これまでのように別々に評価してお終いとはならない事故炉においては、材料屋とシステム屋の設計上の

*Kazunori Morishita

Kyoto Univ.

区別が当然本来とは異なっており、その意味でのボーダーレスな研究者の養成、あるいはまた、養成に必要な学術基盤の創成が必要になる。もちろん、きちんとした学問上の枠組みが整理されてからでないと実際の廃止措置活動は何もできないというわけではないが、少なくとも若手育成のキーとなるのは間違いない。本研究会※では、この新たな学術基盤を「事故炉廃止措置リスク学」と呼んでいる。

3. リスク管理に関する教育

事故炉廃止措置リスク学は、事故炉廃止措置に必要な工学（状態監視技術、デブリ性状予測、周辺構造物の経年劣化予測など）に、安全性や経済性の観点を明示的に組み込んだ実学である。廃止措置戦略の策定の基本になるもので、そこには「失敗しないこと」のほかに、「失敗しても、よりひどい状態にはならない、もしくは、元に戻せる」というミティゲーションやレジリエンスの観点も含まれる。今後、現実の廃止措置活動の進展に伴い新たな観点も付加されていくであろうが、重要なのはリスクをベースに物事を考えるという視点である。リスクというと、安全目標の事例のように、評価されたリスクの絶対値を許容するか否かの数字独り歩きの議論に陥りそうであるが、廃止措置シナリオの決定においては相対比較にこそ意味がある。複数の選択肢から、リスクの最小化もしくは少なくとも極小化を図ることで、ひとつのシナリオが必ず選択される。現実問題として、「わからないから何もしない」という判断はあり得ないからである（もちろん、意図的に何もしないという選択肢はあり得る）。

リスク評価、もしくはそれに基づく廃止措置シナリオの決定は、局所にとらわれず多様な視点で評価すべきであるから、問題の全体を俯瞰することが必要になる。また逆に、俯瞰により、廃止措置には多様な知識や知恵が必要になることがわかる。前述した PTS 事例のような異分野の融合やそこで期待される視点の多様化が不可欠である。図 1 は、廃止措置活動を系統的に理解するために試作した俯瞰マップである。

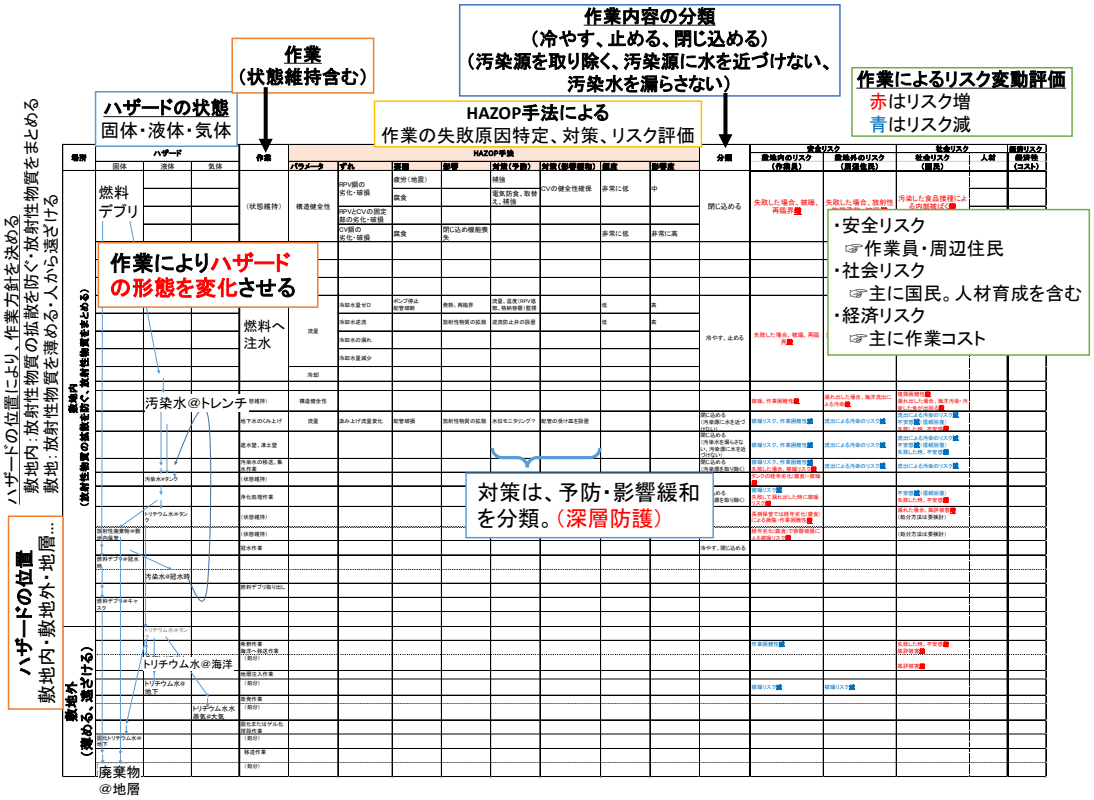


図 1　廃止措置シナリオに関する俯瞰マップ

※平成 28 年 11 月、日本原子力研究開発機構・廃炉国際共同研究センターに設置された「事故炉廃止措置のためのリスク管理技術研究会」（主査　青木孝行東北大特任教授）

ハザード（ここでは燃料デブリ）の位置や状態変化に応じてリスクは変化し、対応する具体的作業や深層防護も変化していく。リスクの種類やそれを背負う対象者も変化していくことがマップの中に明示されている。これは、公開されている廃止措置活動に関する情報をもとに大学院生が作成したマップであるが、こうした俯瞰図の作成により、「見える化」が行われ、現実的な理解が進む。リスクとして、敷地内の作業者被曝リスクから、一般公衆の被曝リスク、経済リスク、社会リスクなどの欄が設けられている。ほとんどが空欄ではあるが、そうであっても枠を設けておくことが重要である。なぜなら、空欄は想像できていないリスクの存在を気づかせてくれるものだからである。抜けや欠けが可視化されていることが重要である。

4. まとめ

事故炉廃止措置に関係して、若手育成に必要な「事故炉廃止措置リスク学」の創成に関して述べた。このような学術基盤の体系化は、一朝一夕に為しえるものではなく、様々な経験をもとに構築されていくべきものである。最後に、冒頭でも述べたように、廃止措置に直接かかわる人材の育成だけでなく、社会に対する理解活動も忘れてはならない。

Planning Lecture | Technical division and Network | Materials Science and Technology Division

[2I_PL] Study on Risk Management Technology for Equipment Materials during Decommissioning of Accident-damaged Nuclear Power Plants

Chair: Masahiro Yamamoto (JAEA)

Thu. Sep 14, 2017 1:00 PM - 2:30 PM Room I (C310 - C Block)

[2I_PL05]Panel discussion

*Toru Ogawa[1], Hiroshi Miyano[2] (1. JAEA, 2. Hosei Univ.)

福島第一原子力発電所1～3号機は事故後、高い放射線により接近することが容易でなく、原子炉圧力容器や格納容器、原子炉建屋の内部状況に事故後5年以上経過した時点でも不明な点が多い。このような困難な状況の中で廃止措置活動を着実的に進めていくには、プロジェクトの成否を決定するパフォーマンス指標である「安全性」と「経済性」の観点から多角的かつ本質的な検討と一貫したアプローチが求められる。ここでは、安全機能を担っている主要構造物の事故によるダメージやその後の経年劣化を考慮し、クリティカル部位の保全活動を実施するなど、時間軸を意識した事故炉廃止措置時のリスク管理のあり方等について議論する。

©Atomic Energy Society of Japan

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：402-1 Nuclear Materials and the Irradiation Behavior

Thu. Sep 14, 2017 2:45 PM - 5:25 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 5:45 AM - 8:25 AM UTC | Room I C310 - C Block

[2I08-17] SiC

Chair:Hirotatsu Kishimoto (Muroran Inst. of Tech.)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[2I08] R&D for introducing silicon carbide materials to safety improvement of BWR's core

(1)Suppression of silica dissolution from SiC using corrosion resistant coating in simulated BWR environments

*Ryo Ishibashi[1], Takao Kondo[1], Shinichiro Yamashita[2] (1. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., 2. Japan Atomic Energy Agency)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[2I09] R&D for introducing silicon carbide materials to safety improvement of BWRs core

(2)Plant transient analysis with SiC clad fuel

*Yutaka Takeuchi[1], Kazuo Kakiuchi[1], Sato Hisaki[1], Noriko Shirasu[2], Hiroaki Saito[2], Shinichiro Yamashita[2] (1. Toshiba Corporation, 2. JAEA)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[2I10] Severe accident analysis for core fuel with SiC cladding

(1)Evaluation by severe accident analysis code MAAP

*Hideki Horie[1], Yutaka Takeuchi[1], Fumie Sebe[1], Kenya Takiwaki[1], Kazuo Kakiuchi[1], Hisaki Sato[1] (1. Toshiba Corporation)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[2I11] Severe accident analysis for core fuel with SiC cladding

(2)Evaluation by nuclear thermal hydraulics analysis code TRACT^{TM}

*Kenya Takiwaki[1], Yutaka Takeuchi[1], Hideki Horie[1], Kazuo Kakiuchi[1], Hisaki Sato[1] (1. Toshiba Corporation)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[2I12] The feasibility study on SiC composite fuel cladding for the Accident Tolerant Fuel to the existing PWR plants

(1)Evaluations of influence on core neutronics characteristics

*Kazuya Yamaji[1], Kazuki Kirimura[1], Shinya Kosaka[1], Shinichiro Yamashita[2] (1. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 2. Japan Atomic Energy Agency)

4:00 PM - 4:15 PM JST | 7:00 AM - 7:15 AM UTC

[2I13] The feasibility study on SiC composite fuel cladding for the Accident Tolerant Fuel to the existing PWR plants

(2)Study on fuel rod behavior during operation

*Kenichiro Furumoto[1], Hideyuki Teshima[1], Seiichi Watanabe[1], Teruhisa Yamamoto[1], Shinichiro Yamashita[2], Noriko Shirasu[2], Hiroaki Saito[2] (1. MNF, 2. JAEA)

4:15 PM - 4:30 PM JST | 7:15 AM - 7:30 AM UTC

[2I14] The feasibility study on SiC composite fuel cladding for the Accident Tolerant Fuel to the existing PWR plants

(3)Study on fuel behavior during design base accident

*Seiichi Watanabe[1], Hideyuki Teshima[1], Kenichiro Furumoto[1], Masaaki Katayama[2], Shinichiro Yamashita[3] (1. MNF, 2. MHI, 3. JAEA)

4:30 PM - 4:45 PM JST | 7:30 AM - 7:45 AM UTC

[2I15] The feasibility study on SiC composite fuel cladding for the Accident Tolerant Fuel to the existing PWR plants

(4)Evaluations of severe accident tolerance for SiC

*Yoshinori Yamakoshi[1], Kazuki Kirimura[1], Shinya Kosaka[1], Shinichiro Yamashita[2] (1. Mitsubishi Heavy Industries, LTD., 2. Japan Atomic Energy Agency)

4:45 PM - 5:00 PM JST | 7:45 AM - 8:00 AM UTC

[2I16] Microstructure and Strength Properties of Bonding Interface of NITE-SiC/SiC by Active Metal Brazing

*Atsuki Yoshihara[1], Naofumi nakazato[1], Joon-Soo Park[2], Chika Nogiwa[1], Hirotatsu Kishimoto[1] (1. Muroran Institute of Technology, 2. Organization of Advanced Sustainability Initiative for Energy System/Materials)

5:00 PM - 5:15 PM JST | 8:00 AM - 8:15 AM UTC

[2I17] Role of irradiation defects in SiC on hydrothermal corrosion

*Sosuke Kondo[1], Yuki Maeda[2], Kazuhiro Fukami[2], Tatsuya Hinoki[1] (1. Institute of Advanced Energy, Kyoto University, 2. Department of Materials Science and Engineering, Kyoto University)

5:15 PM - 5:25 PM JST | 8:15 AM - 8:25 AM UTC

Time reserved for Chair

BWR 炉心安全性向上のための SiC 材料適用に向けた研究開発
（1）BWR 模擬環境における耐食被覆による SiC からのシリカ溶出抑制

R&D for introducing silicon carbide materials to safety improvement of BWR's core

(1) Suppression of silica dissolution from SiC using corrosion resistant coating in simulated BWR environments

*石橋 良[1]，近藤 貴夫[1]，山下 真一郎[2]

[1]日立 GE ニュークリア・エナジー，[2]日本原子力研究開発機構

事故耐性の高い炭化珪素製燃料被覆管を軽水炉に適用する際の課題となっているシリカ溶出を抑制することを目的に、BWR-NWC 模擬環境で被覆炭化珪素の耐食性に及ぼす溶存酸素濃度の影響を評価した。

キーワード：軽水炉，事故耐性，燃料被覆管，炭化珪素，被覆

1. 緒言

従来の Zr 合金と比べて水素発生速度及び水蒸気酸化の反応熱が低い炭化珪素（SiC）は事故耐性燃料材料として有望である一方で、SiC を燃料被覆管及びチャンネルボックスに実際に適用するにあたっては多くの課題が存在すると考えられており、その一つが高温水腐食である[1)]。SiC は化学的に安定であるものの、わずかに溶出するシリカが水質管理上懸念となる可能性があることから、耐食被覆による溶出抑制が必要である。そこで、沸騰水型原子炉通常炉内水質(BWR-NWC)環境での SiC の耐食性向上を目的に、SiC 基材に対する耐食被覆技術を検討してきた[2)]。BWR-NWC 模擬環境での被覆候補の耐食性を確認することを目的に、被覆した SiC 試験片の耐食性に及ぼす溶存酸素濃度の影響を評価した。

2. 検討方法

2-1. 耐食被覆

SiC 複合材料の表面に化学気相蒸着(CVD)により高純度なモノリシック SiC を被覆した試験片(40×10×1.2(mm))を基材とした。この基材の表面に、Cr、Ti 又は Zr を主成分とした厚さ 9～21 μm の被覆を物理蒸着とそれに続く熱処理を基本プロセスとして用い施工した。

2-2. 高温水腐食試験

溶存酸素濃度を 0.3 mg/l 及び 8.0 mg/l とした 561 K 高純度水環境で最大 1000 h の試験を実施した。外観及び重量の変化、ならびに、被覆の観察及び分析結果から被覆試験片の耐食性を評価した。

3. 結果と考察

高温水腐食試験による試験片の重量変化を図 1 に示す。被覆なし(CVD-SiC 表面)では、溶存酸素濃度が高くなると、溶出による重量減少が大きくなることが確認された。被覆の種類による差異は、溶存酸素濃度 0.3 mg/l では小さいが、溶存酸素濃度 8.0 mg/l では顕著になった。Ti 被覆は最も重量変化が小さく、腐食生成物の形成が被覆の表面部に限定していた。Cr 被覆は CVD-SiC 表面と同程度の重量減少を示し、被覆の表面から内部に腐食生成物が形成していた。Zr 被覆は剥離のため重量減少が大きく、被覆の表面から内部にき裂を伴った腐食生成物が形成していた。被覆内部への腐食の進展が被覆の種類によって異なっており、このことともに腐食生成物の溶解度の違いが被覆試験片の重量変化に影響していると推定している。

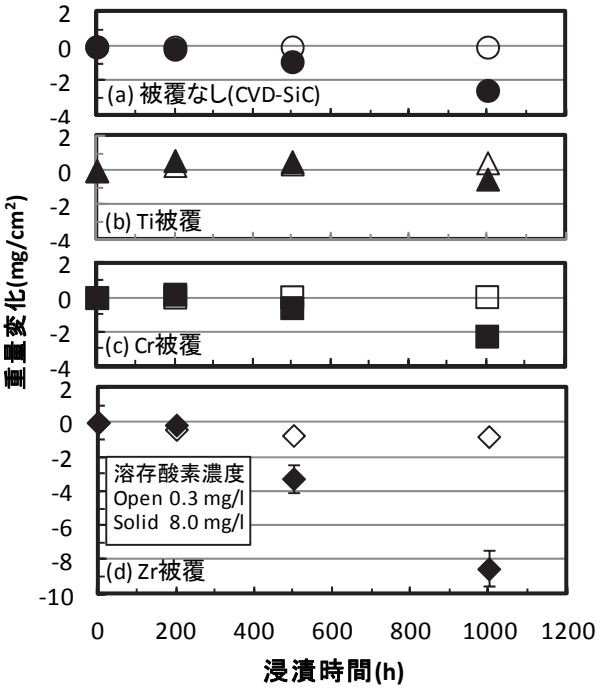


図 1　高温水腐食試験による試験片の重量変化

謝辞　本件は、経済産業省資源エネルギー庁の平成 28 年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備）の成果である。

参考文献

[1] Y. Katoh, K. A. Terrani and L. L. Snead, ORNL/TM-2014/210, (2014).

[2] 石橋, 岡本, 石田, 近藤, 宮崎, 日本原子力学会 2017 年春の年会予稿集, 2J15, (2017)

Ryo Ishibashi[1], Takao Kondo[1], and Shinichiro Yamashita[2]
[1]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., [2] Japan Atomic Energy Agency

BWR 炉心安全性向上のための SiC 材料適用に向けた研究開発
(2) SiC 被覆管を用いたプラント過渡解析評価

R&D for introducing silicon carbide materials to safety improvement of BWRs core

(2) Plant Transient Analysis with SiC Clad Fuel

*武内 豊[1]，垣内 一雄[1]，佐藤 寿樹[1]，白数訓子[2]， 齋藤裕明[2]， 山下 真一郎[2]

[1]東芝，[2]日本原子力研究開発機構

SiC 被覆管燃料の DBA（過渡・LOCA）事象時における機械的な挙動評価を行う手法を開発し、代表事象における従来 Zry 被覆管燃料との挙動の比較評価を行った。

キーワード：事故耐性燃料，SiC，設計基準事象，TRAC，FEMAXI

1. 緒言

SiC を被覆管に適用した場合の過渡並びに LOCA 時の燃料棒挙動を、現行の Zry 被覆管燃料挙動と比較し、事故耐性燃料(ATF)開発に当たっての設計基準(DBA)事象の観点からの開発課題を整理・検討する。

2. SiC 被覆管燃料の過渡・LOCA 時の挙動評価

2-1. プラント熱水力挙動と燃料棒機械的挙動の連携解析

プラント過渡安全解析コード TRACT^{TM} を用いたプラント過渡挙動時における熱水的に最も厳しい燃料棒の熱水力挙動を、燃料棒振る舞い解析コード FEMAXI の被覆管表面における熱水力境界条件として逐次与えることで、プラント熱水力挙動と燃料棒機械的挙動の連携解析が行える手法を今回開発した。なお、JAEA にて ATF 解析用に SiC 複合材対応モデルが組み込まれた FEMAXI-7 ATF 版を今回は使用している。

2-2. プラント過渡安全解析

過渡事象の代表事例として負荷遮断、LOCA 事象としては PLR 配管破断をそれぞれ選んだ。燃料は 9x9 燃料(STEP-IIIA)であり、前者は 3 次元中性子動特性モデルを用いた ABWR プラント、後者は 1 点炉モデルを用いた BWR/5 プラントである。SiC 複合材の比熱、熱伝導率は温度依存のテーブルを用いているが、ギャップコンダクタンスは一定値を使用している。

2-3. 燃料棒機械的挙動の比較

図 1 に負荷遮断時における被覆管表面の周方向応力(フープ応力)を、Zry 被覆管と SiC 被覆管それぞれで燃焼初期、末期で比較して示す。負は圧縮応力であり、SiC では FP ガス蓄積により内圧が上昇して EOC では引張応力に転じているが、過渡時の挙動は現行被覆管と大きな差のないことがわかる。

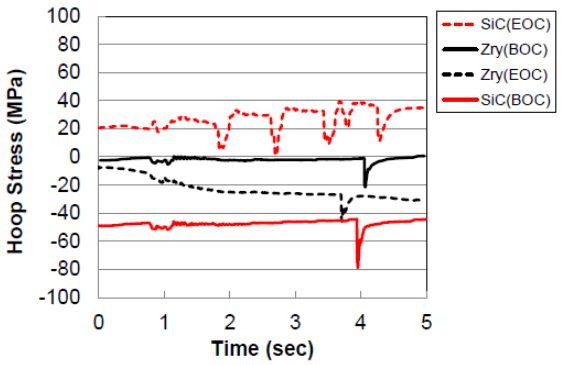


図 1 負荷遮断時の被覆管フープ応力の比較

3. 結論

事故耐性炉心構造材の 1 候補である SiC 複合材を燃料被覆管に用いた BWR プラントの過渡並びに LOCA 時におけるプラントの熱水力挙動と、燃料棒の機械的挙動を結合して解析する手法を開発し、代表的な DBA 事象に関して解析・評価を行い、Zry 被覆管燃料と挙動に顕著な差のないことを確認した。

本研究は、経済産業省「発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備」で実施した内容の一部である。

---

*Yutaka Takeuchi[1], Kazuo Kakiuchi, Hisaki Sato[1] Noriko Shirasu[2], Hiroaki Saito[2] and Shinichiro Yamashita[2]

[1]Toshiba Corp., [2]JAEA

SiC 被覆管燃料のシビアアクシデント解析
（1）シビアアクシデント解析コード MAAP による評価

Severe Accident Analysis for core fuel with SiC cladding

(1) Evaluation by severe accident analysis code MAAP

*堀江 英樹[1]，武内 豊[1]，瀬部 芙美絵[1]，滝脇 賢也[1]，垣内 一雄[1]，佐藤 寿樹[1]

[1]東芝

福島第一原子力発電所の事故をふまえ、事故耐性の高い炭化ケイ素(SiC)を軽水炉燃料材料のジルカロイ(Zry)や制御棒等の SUS 構造材の代替として適用する研究を進めている。本稿では、シビアアクシデント(SA)事象において、水－SiC の酸化モデルを燃料・炉心構造材に適用した際の、水素発生挙動を評価した。

キーワード：SiC 被覆管，SiC チャンネルボックス，SiC－水酸化反応、水素発生量

1. 緒言

炉心材料に SiC を適用した場合、SA 時の高温酸化反応モデルの違いにより、Zry の場合と比べて、プラント挙動に違いが生じると考えられる。本研究では、SiC の高温化学反応特性を考慮した SA 事象解析を行い、Zry との相違を評価した。

2. シビアアクシデント事象解析

2-1. 解析条件

解析は、SA 解析コード MAAP* ver5.03 コードに、水と SiC 間の酸化反応モデル[1] を組み込んで実施した。対象解析ケースは、確率論的リスク評価の代表 6 ケース、および自動減圧系が作動する外部電源喪失の計 7 ケースとした。

*MAAP は、米国電力中央研究所が所有する解析コードの略称（Modular Accident Analysis Program）。

2-2. 解析結果

図 1 に、被覆管、およびチャンネルボックス(CB)のどちらか一方を SiC に、あるいは両者を SiC に変更した場合の水素発生量を、両者が現行の Zry の場合と比較した結果を示す。図 1 より、両者を SiC にした場合、Zry に比べ水素発生量が約 1/6 に低減した。図 2 に、被覆管、CB に加え、SUS 構造材も SiC に変更した場合の水素発生量を示す。燃料材料のみを SiC にした場合よりも、さらに発生量が約 1/6 に低減した。これは、現行の材料条件の場合のわずか約 2%にすぎない。

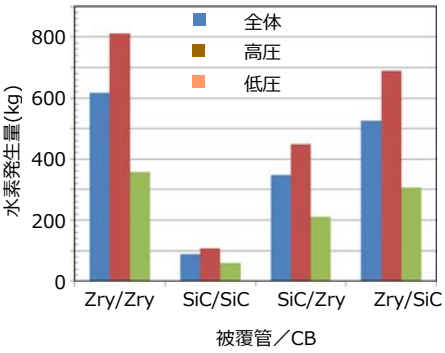


図 1　水素発生量の比較

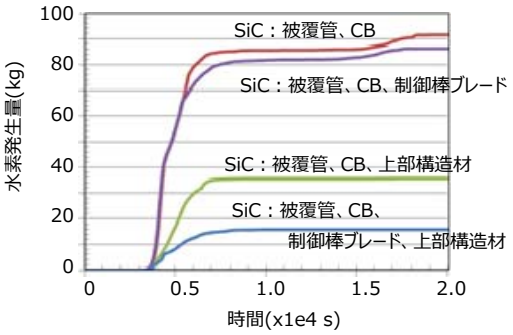


図 2　水素発生量の比較（SUS 考慮）

3. 結論

炉心材料に SiC を適用した場合、現行の Zry 材料との物性や酸化反応の挙動の違いにより、水素発生量が劇的に低減し、SiC 材が事故耐性燃料として非常に有効であることが示された。

参考文献

[1] Kurt A. Terrani, et al., 2014, “Silicon Carbide Oxidation in Steam up to 2 MPa”, J. Am. Ceram. Soc., 1–22.

*Hideki Horie[1], Yutaka Takeuchi,[1] Fumie Sebe[1], Kenya Takeuchi,[1] Kazuo Kakiuchi[1], and Hisaki Sato[1]

[1]Toshiba Corporation

SiC 被覆管燃料のシビアアクシデント解析
（2）核熱水力過渡安全最適評価コード(TRACT^{TM})による評価

Severe Accident Analysis for core fuel with SiC cladding

(2) Evaluation by nuclear thermal hydraulics analysis code TRACT^{TM}

*滝脇 賢也[1]，武内 豊[1]，堀江 英樹[1]，垣内 一雄[1]，佐藤 寿樹[1]

[1]東芝

福島第一原子力発電所の事故をふまえ、事故耐性の高い炭化ケイ素（SiC）を軽水炉燃料材料のジルカロイ（Zry）や制御棒などの SUS 構造材の代替として適用する研究を進めている。本項では 3 号機（1F-3）の事故進展解析において、核熱水力過渡安全最適評価コード(TRACT^{TM})を用いて被覆管最高温度を評価した。

キーワード：SiC 被覆管，SiC－水酸化反応、被覆管温度

1. 緒言

燃料露出時の被覆管温度挙動について、Zry の酸化反応モデルにおける酸化反応率に対する感度評価を行うとともに、SiC 被覆管の酸化反応モデルを適用した評価を実施した。

2. 解析条件

核熱水力過渡安全最適評価コード(TRACT^{TM})を用いて、Zry の酸化モデル*の反応率を変化させるとともに、水と SiC 間の酸化反応モデル[1]を組み込むことで実施した。解析対象は 1F-3 の事故進展解析とした。

*Zry の酸化モデル：シビアアクシデント解析コード MAAP と同じ、水素発生の計測実験に基づいた相関式（Baker-Just 式と Cathcart 式）を用いた。

3. 解析結果

図 1 に Zry の酸化反応率を変化させた場合の被覆管最高温度挙動を示す。反応率が 1.0 の場合、スクラム後約 50 時間後に被覆管最高温度が上昇して 2000K を超える結果となるが、反応率が 0.02 以下の場合では約 1600K で落ち着く結果となった。Zry の酸化反応率の 1/50 程度以下に酸化反応を抑制できれば、1F-3 の炉心損傷は回避できる可能性があると考えられる。

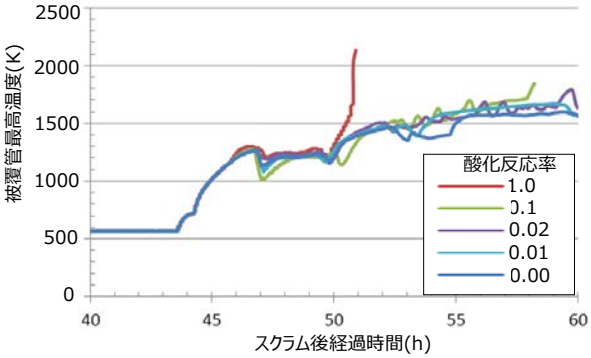


図 1　酸化反応率と被覆管最高温度

図 2 に SiC 被覆管を用いた場合の被覆管最高温度挙動を示す。SiC の最低酸化膜厚さが 2μm、5μm、10μmのいずれの場合でもスクラム後 80 時間以降では被覆管最高温度は低下傾向となり、1 週間（168 時間）後では 1300K 程度以下で安定した結果となった。

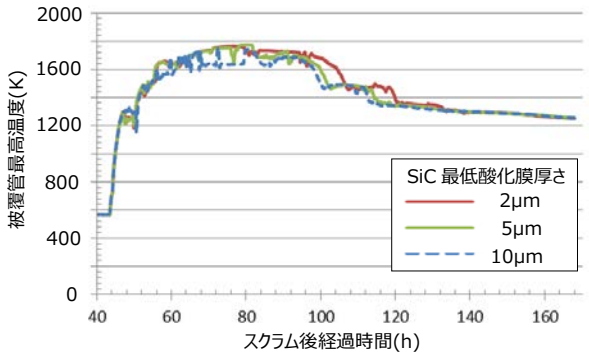


図 2　SiC 最低酸化膜厚さと被覆管最高温度

4. 結論

SiC 被覆管を用いた場合、1F-3 事象では大規模な炉心損傷を回避できた可能性があることが分かった。

参考文献

[1] Kurt A. Terrani, et al., 2014, “Silicon Carbide Oxidation in Steam up to 2 MPa”, J. Am. Ceram. Soc., 1–22.

* Kenya Takiwaki[1], Yutaka Takeuchi[1], Hideki Horie[1], Kazuo Kakiuchi[1], and Hisaki Sato[1]

[1]Toshiba Corporation

事故耐性燃料としての SiC 複合材被覆管の既設 PWR への適用性に関する評価 (1)炉心核特性への影響評価

The evaluation on the applicability of SiC composite fuel cladding for the Accident Tolerant Fuel to the existing PWR plants (1) Evaluations of influence on core neutronics characteristics

*山路和也[1]，桐村一生[1]，小坂進矢[1]，山下真一郎[2]
[1]三菱重工業，[2]日本原子力研究開発機構

事故耐性燃料（ATF : Accident Tolerant Fuel）の被覆管材として SiC 複合材を使用した場合の PWR 炉心核特性への影響を評価した。SiC 被覆管は従来被覆管材に比べて熱伝導率が低く、燃料温度が高くなることから、反応度停止余裕が低下する影響が確認されたが、制御棒増設により既設炉心と同等の反応度停止余裕を確保でき、炉心が成立する見込みを得た。

キーワード：事故耐性燃料、SiC 複合材、被覆管、PWR、炉心核特性

1. 緒言

事故耐性燃料の被覆管材として SiC 複合材を使用した場合の炉心核特性への影響を評価した。

2. 解析条件

既設 PWR での被覆管材質ジルカロイ 4 を SiC に変更することによる炉心核特性への影響を確認するため、主要な炉心核特性である臨界ほう素濃度、出力ピーキング係数、反応度停止余裕、反応度係数（減速材、ドップラ）等への影響に着目して評価を実施した。炉心は国内既設 4 ループ相当、燃料のウラン濃縮度は 4.8wt%、サイクル長は国内既設炉心を踏襲した 13 ヶ月を仮定した。炉心計算には MHI の炉心解析コードシステム GalaxyCosmo-S を用いた。

3. 解析結果

SiC 被覆管は従来被覆管材に比べて熱伝導率が低く、燃料温度が高くなるため、表 1 に示すように反応度停止余裕が低下（出力欠損が増加）する影響が確認されたが、制御棒を国内既設 4 ループ炉心から増設することにより、SiC 被覆管を採用しても、既設炉心と同等の停止余裕となる見込みが得られた。その他、出力ピーキング係数や反応度係数等の主要な炉心核特性は大きな変化はないことを確認した。

表 1　反応度停止余裕の比較（サイクル末期）　　単位[%Δk/k]

被覆管材質	制御棒価値	出力欠損 (ボイド効果込)	反応度 停止余裕*	制御棒価値 (制御棒増設)	反応度停止余裕 (制御棒増設)
ジルカロイ 4(既設)	4.56	2.61	1.95	-	-
SiC	4.65	3.59	1.06	5.34	1.75

*反応度停止余裕＝制御棒価値－出力欠損

4. 結論

SiC 被覆管採用により燃料温度が増加しても、制御棒増設による制御棒価値の増加により既設炉心と同等の反応度停止余裕が得られ、炉心が成立する見込みが得られたが、制御棒増設に依らない場合は、燃料温度を低下させる等の対策が必要である。今後、燃料棒の細径化等の燃料設計変更による燃料温度低下策の検討を進めることが望まれる。

本研究発表は、経済産業省資源エネルギー庁の平成 28 年度　発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備）の成果である。

*Kazuya Yamaji[1], Kazuki Kirimura[1], Shinya Kosaka[1], and Shinichiro Yamashita[2]　[1]Mitsubishi Heavy Industries, ltd. [2]Japan Atomic Energy Agency

事故耐性燃料としての SiC 複合材被覆管の既設 PWR への適用性に関する評価 （2）運転時の燃料ふるまい評価

The feasibility study on SiC composite fuel cladding for the Accident Tolerant Fuel to the existing PWR plants

(2) Study on fuel rod behavior during operation

*古本健一郎[1]，手島英行[1]，渡部清一[1]，山本 晃久[1]，山下真一郎[2]，白数訓子[2]，齋藤裕明[2]

[1]三菱原子燃料，[2]日本原子力研究開発機構

事故耐性燃料の被覆管として炭化ケイ素複合材（SiC 複合材）を使用した場合の通常運転時および運転時の異常な過渡変化時の燃料挙動について調べるために、SiC 複合材の特性を考慮して改良した燃料ふるまい解析コードを用いて解析評価を実施した。

キーワード：事故耐性燃料、SiC 複合材、被覆管、PWR、燃料ふるまい

1. 緒言

高温における水との反応熱および水素発生が少ない SiC 複合材は事故耐性燃料被覆管として有力な材料の一つである。しかし、従来の被覆管材料である Zr 合金と較べて基本的な材料物性が異なるだけでなく、SiC 複合材に特有の照射挙動が存在する。そのため、SiC 複合材被覆管燃料棒の運転時の炉内ふるまいは、それらを考慮して解析評価する必要がある。

2. SiC 複合材燃料被覆管の燃料ふるまい解析

2-1. 解析手法と条件

燃料被覆管材料を SiC 複合材とした場合の燃料棒（SiC 燃料棒）の炉内ふるまいについて、SiC 複合材特有の照射挙動である被覆管のスエリング並びに冷却材との反応による溶出現象を考慮し、さらに、被覆管のスエリングの温度依存性を模擬するために有限要素法コードを組み合わせた燃料ふるまい解析手法（コード）を開発し、解析評価を実施した。

2-2. 解析結果

SiC 燃料棒は従来の燃料棒と比較して燃料温度が高温になる傾向であった。また、運転時の異常な過渡変化時の出力上昇を考慮すると、ペレットが熱膨張により被覆管と接触し、SiC 複合材の材料強度を超える応力が発生する結果となった。加えて、有限要素法解析の結果、SiC 被覆管は内面側と外面側でのスエリングの差に起因して有意な二次応力が発生することが分かった（図 1）。そこで、燃料温度及び被覆管応力を低減するための方策として、燃料棒の設計（寸法）を変更した場合の影響について感度解析を実施した。

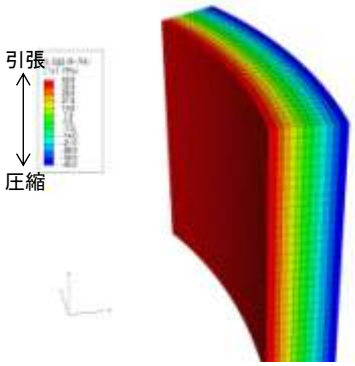


図 1 SiC 被覆管のスエリング差による二次応力の有限要素法解析結果

3. 結論

SiC 複合材に特有の照射挙動も考慮した解析評価を可能とする計算手法を構築し、SiC 被覆管燃料棒を対象とした解析評価を実施した。本研究発表は、経済産業省資源エネルギー庁の平成２８年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備）の成果である。

*Kenichiro Furumoto[1], Hideyuki Teshima[1], Seiichi Watanabe[1], Teruhisa Yamamoto[1], Shnichiro Yamashita[2], Noriko Shirasu[2], Hiroaki. Saito[2]

[1]Mitsubishi Nuclear Fuel, [2]Japan Atomic Energy Agency

事故耐性燃料としての SiC 複合材被覆管の既設 PWR への適用性に関する評価
（3）設計基準事故評価における安全性に関する評価

The feasibility study on SiC composite fuel cladding for the Accident Tolerant Fuel to the existing PWR plants

(3) Study on fuel behavior during design base accident

*渡部清一[1]，手島英行[1]，古本健一郎[1]，片山正晶[2]，山下真一郎[3]

[1]三菱原子燃料，[2]三菱重工業，[3]日本原子力研究開発機構

SiC 複合材を事故耐性燃料被覆管として既設 PWR に適用した場合の、設計基準事故時の安全性を評価するため、設計基準事故（DBA）を模擬できる試験装置を開発し、モックアップ試験を実施した。

キーワード：事故耐性燃料、SiC 複合材、被覆管、PWR、設計基準事故

1. 緒言

SiC 複合材は高温での安定性に優れ、反応熱や水素発生が殆どないことから、シビアアクシデントを抑制しうる事故耐性燃料被覆管として有力な材料の一つである。しかし、DBA 発生時における SiC 複合材の挙動に関する知見は少ない。そこで本研究では、DBA 発生時の挙動を評価するための試験装置を開発し、SiC 複合材被覆管（SiC 被覆管）を用いてモックアップ試験を実施した。

2. 実施内容

2-1. 試験の概要

試験装置は、加圧した被覆管サンプルを水蒸気中で昇温した後、再冠水により急冷することで冷却材喪失事故（LOCA）を模擬した試験が可能である。また、中子ペレットを装填し、軸方向に圧縮して円周方向に膨張させることで、燃料ペレットと被覆管の機械的相互作用（PCMI）を模擬した試験も可能である。

2-2. モックアップ試験結果

SiC 被覆管サンプルを用いてモックアップ試験を実施し、LOCA を模擬した昇温、急冷が可能であること、並びに中子ペレットによる PCMI 模擬が可能であることを確認できた。

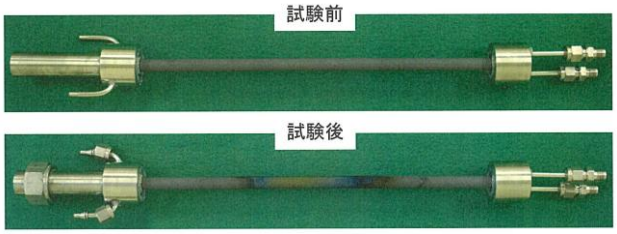


図　1,200℃に昇温して 1,000 sec 保持した後に急冷した SiC 被覆管の試験前後の外観写真（両端は試験治具）

LOCA 模擬のモックアップ試験において、SiC 被覆管は高温でも膨れ・破裂することなく、また急冷後も破断することなく形状を維持していた（右図参照）。このことは、Zr 合金に較べて SiC 被覆管は LOCA 時の耐性に優れていることを示している。

3. 結論

SiC 被覆管の DBA 条件下での挙動を評価するための試験装置を開発した。モックアップ試験では、試験装置の妥当性に加え、SiC 被覆管が LOCA 時の耐性に優れていることを示す結果が得られた。今後、同試験装置により DBA 条件での SiC 被覆管の特性データを拡充し、DBA 発生時を模擬した解析を実施することで、DBA 発生時の SiC 被覆管の挙動・安全性を評価する計画である。

本研究発表は、経済産業省資源エネルギー庁の平成 28 年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備）の成果である。

*Seiichi Watanabe[1], Hideyuki Teshima[1], Kenichiro Furumoto[1], Masaaki Katayama[2], Shinichiro Yamashita[3]
[1]Mitsubishi Nuclear Fuel, [2]Mitsubishi Heavy Industries, [3]Japan Atomic Energy Agency

事故耐性燃料としての SiC 複合材被覆管の既設 PWR への適用性に関する評価 （4）シビアアクシデント耐性評価

The feasibility study on SiC composite fuel cladding for the Accident Tolerant Fuel to the existing PWR plants

(4) Evaluations of severe accident tolerance for SiC

*山越義規[1]，桐村一生[1]，小坂進矢[1]，山下真一郎[2]

[1]三菱重工業，[2]日本原子力研究開発機構

事故耐性燃料の被覆管として SiC 複合材を使用した場合のシビアアクシデント時の耐性について、代表的に選定した事故シーケンスに対して SA 解析コードによる評価を実施した。今後、試験により得られる物性データによる解析精度の向上、並びに解析対象事故シーケンスを拡充し、事故耐性の有効性を確認する予定である。

キーワード：事故耐性燃料，SiC 複合材，被覆管，PWR，シビアアクシデント

1. 緒言

事故耐性燃料の被覆管として SiC を使用した場合のシビアアクシデント時の耐性について評価した。

2. SiC 被覆管のシビアアクシデント耐性評価

2-1. 解析条件

対象プラントは既設 PWR、対象事故シーケンスは「大破断 LOCA＋ECCS 注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗」及び「全交流動力電源喪失（SBO）＋補助給水失敗」を選定し、解析コードとしては MELCOR コードを使用した。MELCOR コードにおいて SiC 被覆管の特性を模擬するために、酸化反応速度は近似的にゼロとし、SiC 複合材の物性値等は公開情報に基づいて簡易なモデルを作成し、解析コードに導入した。

2-2. 評価（解析結果）

事故発生後の炉心最高温度の推移を図 1 および図 2 に示す。SiC は Zr 合金に比べて酸化反応が進まないため、従来の燃料被覆管に比べて酸化反応熱による燃料温度の上昇が抑制され、何れの事故シーケンスにおいても炉心溶融進展が遅くなることが確認された。また、SiC 被覆管の健全性が SiC 融点まで維持されると仮定した場合に、炉心溶融に至るまでの時間が遅延され、炉心注水回復の可能性が増大することが確認された。水素発生量も大幅に低減されることが確認された。

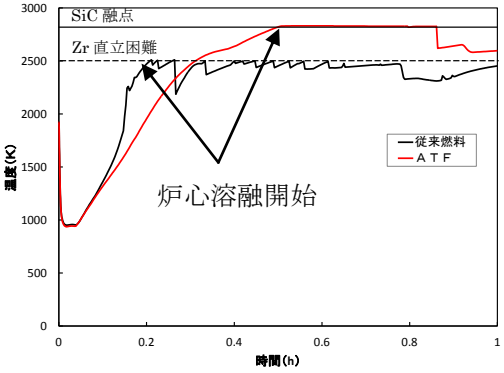


図 1 炉心最高温度（大破断 LOCA）

3. 結論

SiC 被覆管を適用した場合、従来燃料の場合に比べて、炉心溶融までの時間余裕が確保でき、かつ発生水素量を抑制できるというメリットがあることを確認した。今後は、試験によって SiC の物性データを取得することで SiC モデルの精度を向上しつつ、他の事故シーケンスについても解析を実施し、SiC 被覆管の事故進展抑制効果を定量的に評価する予定である。本研究発表は、経済産業省資源エネルギー庁の平成 28 年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備）の成果である。

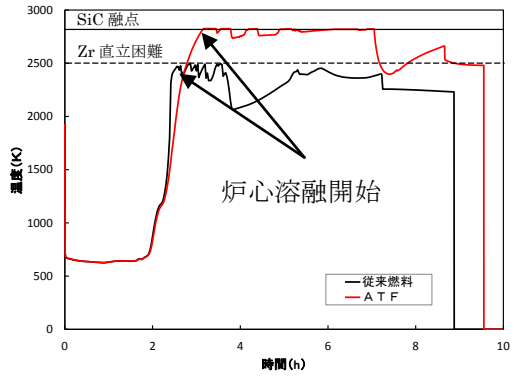


図 2 炉心最高温度（SBO）

---

*Yoshinori Yamakoshi[1], Kazuki Kirimura[1], Shinya Kosaka[1], and Shinichiro Yamashita[2]

[1]Mitsubishi Heavy Industries, ltd. [2]Japan Atomic Energy Agency

活性金属ロウ材を用いた NITE-SiC/SiC 複合材料の接合界面部の微細組織および強度特性

Microstructure and Strength Properties of Bonding Interface of NITE-SiC/SiC by Active Metal Brazing

*吉原　厚樹[1]，中里　直史[1]，朴　峻秀[2]，野際　知佳[1]，岸本　弘立[1]
[1]室蘭工業大学，[2]室蘭工業大学 環境・エネルギーシステム材料研究機構（OASIS）

室蘭工業大学では SiC/SiC 燃料被覆管の実用化に向けた研究開発を推進している。その中でも端栓封止技術の確立は重要であり、圧力、温度、組成の選択肢が広いロウ付け接合は魅力的な方法である。本研究ではロウ付けにより接合した NITE-SiC/SiC 複合材料の微細組織と強度特性について議論する。

キーワード：ロウ付け，NITE 法，SiC/SiC 複合材料

1.諸言

室蘭工業大学では SiC/SiC 複合材料製燃料被覆管の実用化に向けた研究開発を推進している。燃料ピン製造においては端栓封止や、研究における原子炉照射実験で金属材料との接合技術が必要とされる。軽水炉用の被覆管の接合法には強度が要求されるだけでなく、ガス気密性や炉水中での耐食性など軽水炉環境下での安定性が要求される。また燃料ピン製造を想定した制約の多い環境で実行可能な接合技術を見出す必要がある。ロウ付け接合は圧力、温度、組成の選択肢が広く、接合界面部の特性制御が可能であることに加え、気密性も確保できる接合法であるが、一般にセラミックは濡れ性に乏しく、基礎的段階から研究を開始する必要がある。本研究ではロウ付け技術確立の当初目標として、NITE-SiC/SiC 燃料被覆管の軽水炉内実験に適したロウ付け接合技術の確立を目的としている。本発表では活性金属である Ti や Zr を含んだロウ材を用いて NITE-SiC/SiC 同士を接合した界面部の微細組織と強度特性について議論する。

2.実験

供試材には液相焼結法を応用した NITE 法により作製した NITE-SiC/SiC 板材を用いた、ロウ材には Ti、Zr のケイ素化物および水素化物の粉末を用いた。原料粉末は有機バインダーと混合した後、2 枚の NITE-SiC/SiC 板材の間に塗布し、高温炉を用いて各ロウ材の溶融温度にて、接合圧力 0～10MPa で、Ar あるいは真空雰囲気中にてロウ付け処理を行った。接合材界面部の評価として、SEM による微細組織観察、EDS による元素分析、カンチレバーせん断試験による強度特性評価を行った。

3.結果

本稿では ZrH_2 をロウ材として使用した結果について述べる。接合条件は 1900℃、10min、10MPa、真空中である。図 1 に SEM の反射電子像（BEI）による NITE-SiC/SiC 複合材料とロウ材の界面部の微細組織を示す。界面近傍に目立った空隙は観察されない。ロウ材部分は 3 つの異なるコントラストの相からなっている。SiC/SiC 側からそれぞれ A 相、B 相、C 相とし、B 相と C 相の境界が画像では不鮮明なため黄色の補助線で示した。EDS による元素分析の結果から、界面近傍のコントラストの暗い部分(A 相)は Al-Zr-O 相、補助線上部(B 相)が Zr リッチ相、補助線下部(C 相)が Al-Zr-Si 相と考えられた。発表では $ZrSi_2$、TiH_2 をロウ材として用いた接合材の詳細な接合界面部の微細組織構造に加え、カンチレバーせん断試験による接合界面の強度特性評価についても報告する。

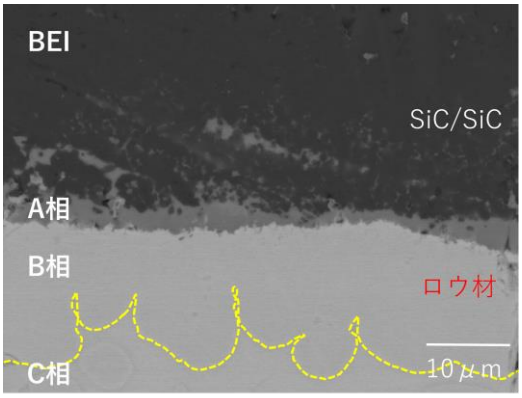


図 1 ロウ材と SiC/SiC の界面部の反射電子像

*Atsuki Yoshihara[1],Naofumi Nakazato[1],Joon-Soo Park[2],Chika Nogiwa[1],Hirotatsu Kishimoto[1]
[1]Muroran Institute of Technology,[2]OASIS

SiC 高温水腐食へ及ぼす照射欠陥の影響

Role of irradiation defects in SiC on hydrothermal corrosion

*近藤 創介[1]，前田 有輝[2]，深見 一弘[2]，檜木 達也[1]
[1]京大エネ理工研，[2]京大工

高温高圧水中での高純度 SiC の腐食に及ぼす照射欠陥の影響を，イオン照射した高純度 SiC を対象とした電気化学挙動および材料中の欠陥準位の相関評価により検討した

キーワード：照射損傷，高温水腐食，事故耐性燃料，電気化学，SiC/SiC 複合材料

1. 緒言

薄肉構造の内部に燃料や核分裂生成物（FP）を封じ込める機能が求められる燃料被覆管では，使用環境での腐食による減肉が重要な評価項目である．SiC を炉心材料に適用するためには，SiC の耐食性について把握する必要がある．これまでに，軽水炉における通常運転時を模擬した高温水環境下での腐食挙動に及ぼす照射の効果の有無と程度を調査してきた[1, 2]．前回までにイオン照射域では腐食速度が大きいことを報告しており，今回は照射条件に伴う材料の物理的性質の変化，および腐食条件に依存する腐食挙動の変化とその電気化学挙動に注目し，照射による腐食促進のメカニズムに関する考察を行なった．

2. 実験

化学気相蒸着で作製した多結晶および単結晶 3C-SiC を，10×10×2.5^{t} mm に切断・研磨した後，イオン照射，続いて高温水腐食試験，ならびに室温での電気化学試験を行った．照射試験は，京大 DuET にて 5.1 MeV Si^{2+}イオンを，欠陥残存量を変化させることを目的として 2 種類（400，800℃）のいずれかの照射温度で，表面から 1 μm までの平均損傷量が最大 1 dpa となる条件で実施した．照射後試料は，20 MPa，溶存酸素濃度 8 ppm および 20 ppb の条件で 320℃の高温水腐食試験をそれぞれ最大 168 時間実施した．また，0.1M のフッ化水素（HF）水溶液中での電気化学試験にて酸化還元挙動を評価した．照射材の物性および欠陥評価は，ケルビンフォース顕微鏡（KFM），深い準位過渡分光（DLTS）測定等により実施した．

3. 結論

400℃照射材では，非照射域に比べて著しい腐食速度の加速が認められた．800℃照射材でも照射域では比較的大きな腐食が認められたが，加速の程度は 400℃照射材と比べて小さかった．照射によって材料中には点欠陥およびその集合体である 2 次欠陥が導入されるが，腐食速度に対する照射温度，損傷量増加に対する腐食速度の応答は，これら欠陥蓄積の傾向と類似していた．すなわち，定性的には欠陥の数が多くなると腐食速度も大きくなっていた．また，いずれの条件で観測された腐食速度も溶存酸素濃度に強く正の依存を示した．このことは，溶存酸素が欠陥組織と反応し腐食速度に影響を及ぼしている可能性を指摘し，電気化学試験の結果からも酸素還元を対極とした SiC のアノード溶解反応傾向が観察された．発表では，上述した各種測定結果を参照しながら，照射による SiC 腐食の促進メカニズムを議論する．

参考文献

[1] S. Kondo, M.H. Lee, T. Hinoki, Y. Hyodo, F. Kano, Journal of Nuclear Materials 464 36-42 (2015).
[2] S. Kondo, S. Mouri, Y. Hyodo, T. Hinoki, F. Kano, Corrosion Science 112 402-407 (2016).

* Sosuke Kondo[1], Yuki Maeda[2], Kazuhiro Fukami[2], Tatsuya Hinoki[1]
[1] Kyoto Univ. Inst. Adv. Energy, [2] Kyoto Univ., D. of Engineering.

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：302-1 Advanced Reactor System

Thu. Sep 14, 2017 9:30 AM - 11:55 AM JST | Thu. Sep 14, 2017 12:30 AM - 2:55 AM UTC | Room J C309 - C Block

[2J01-09] Breakage Prevention of Containment Vessel

Chair:Matsubara Shinichiro (MHI)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2J01] Development of Estimation Technology for Availability of Measure for Failure of Containment vessel in Sodium Cooled Fast Reactor

(17)Outline

*Masayoshi UNO[1], MItsuhiro AOYAGI[2], Tadashi WATANABE[1], Munemichi KAWAGUCHI[2], Ikuo YAMAMOTO[1], Daisuke DOI[2], Kei Itho[2], Hiroki YADA[2], Masanori ANDO[2] (1. Research Institute of Nuclear Engineering, University of Fukui, 2. Japan Atomic Energy Agency)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2J02] Development of Estimation Technology for Availability of Measure for Failure of Containment vessel in Sodium Cooled Fast Reactor

(18)Summary of Development of Detailed Numerical Simulation Methods for Sodium Fire

*Mitsuhiro Aoyagi[1], Takashi Takata[1], Shuji Ohno[1], Erina Hamase[1], Masayoshi Uno[2] (1. JAEA, 2. University of Fukui)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[2J03] Development of Estimation Technology for Availability of Measure for Failure of Containment Vessel in Sodium Cooled Fast Reactor

(19)Numerical analysis of sodium droplet combustion by VOF method

*Tadashi Watanabe[1] (1. Univ. Fukui)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[2J04] Development of Estimation Technology for Availability of Measure for Failure of Containment Vessel in Sodium Cooled Fast Reactor

(20)Summary of sodium-concrete reaction experiments

*Kawaguchi Munemichi[1], Miyahara Shinya[1], Uno Masayoshi[2] (1. JAEA, 2. Univ. of Fukui)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[2J05] Development of Estimation Technology for Availability of Measure for Failure of Containment vessel in Sodium Cooled Fast Reactor

(21)Examination of chemical reaction behavior of core debris-sodium-concrete interactions by thermodynamic calculation

*Ikuo YAMAMOTO[1], Masayoshi Uno[1], Shinya Miyahara[1] (1. University of Fukui)

10:45 AM - 11:00 AM JST | 1:45 AM - 2:00 AM UTC

[2J06] Development of Estimation Technology for Availability of Measure for Failure of Containment vessel in Sodium Cooled Fast Reactor

(22)Chemical reaction analysis of the hydrogen combustion by sodium vapor/mist ignition

*Daisuke DOI[1,2], Kei Ito[1], Hiroshi Seino[1], Shinya Miyahara[2], Masayoshi Uno[2] (1. JAEA, 2. Univ. of Fukui)

11:00 AM - 11:15 AM JST | 2:00 AM - 2:15 AM UTC

[2J07] Development of Estimation Technology for Availability of Measure for Failure of Containment vessel in Sodium Cooled Fast Reactor

(23)Numerical simulation of hydrogen combustion in containment vessel of fast reactor

*Kei Ito[1], Daisuke Doi[1], Takashi Takata[1], Masayoshi Uno[2] (1. JAEA, 2. Fukui Univ.)

11:15 AM - 11:30 AM JST | 2:15 AM - 2:30 AM UTC

[2J08] Development of Estimation Technology for Availability of Measure for Failure of Containment vessel in Sodium Cooled Fast Reactor

(24)Study on behaviors of boundary components until mechanical loss of function based on experiments and analyses

*Hiroki Yada[1], Masanori Ando[1], Kazuyuki Tsukimori[1,2], Masakazu Ichimiya[2], Yoshinari Anoda[2], Masayoshi Uno[2] (1. JAEA, 2. University of Fukui)

11:30 AM - 11:45 AM JST | 2:30 AM - 2:45 AM UTC

[2J09] Development of Estimation Technology for Availability of Measure for Failure of Containment Vessel in Sodium Cooled Fast Reactor

(25)Proposal of evaluation method of the limits of mechanical loss of function in the boundary components

*Masanori Ando[1], Hiroki Yada[1], Kazuyuki Tsukimori[1,2], Masakazu Ichimiya[2], Yoshinari Anoda[2], Masayoshi Uno[2] (1. JAEA, 2. University of Fukui)

11:45 AM - 11:55 AM JST | 2:45 AM - 2:55 AM UTC

Time reserved for Chair

ナトリウム冷却高速炉における格納容器破損防止対策の有効性評価技術の開発　(17)全体成果の概要

Development of Estimation Technology for Availability of Measure for Failure of Containment Vessel in Sodium Cooled Fast Reactor (17)Outline of Results

*宇埜正美[1]、青柳光裕[2]、渡辺正[1]、山本郁夫[1]、河口宗道[2]、土井大輔[2]、伊藤啓[2]**、矢田浩基[2]、安藤勝訓[2]、月森和之[2]
[1]福井大、[2]原子力機構

本研究では、ナトリウム冷却高速炉特有の重大事故現象や固有の安全性に関する事項を考慮しつつ、格納容器破損防止対策の有効性を評価するための手法を開発した。

キーワード：高速炉　格納容器　破損防止対策の有効性評価　ナトリム燃焼、水素燃焼、ナトリウム・コンクリート反応、デブリ・コンクリート反応、構造健全性

1. 緒言

福島事故を受け重大事故対策に関する新規制基準案においては、炉心の著しい損傷を防止する対策に加えて、格納容器の破損を防止する対策も同時に講じることが求められている。高速炉の更なる安全強化策を検討するため、ナトリウム冷却高速炉特有の重大事故現象や固有の安全性に関する事項を考慮しつつ、以下の４件のナトリウム冷却高速炉の格納容器破損防止対策の有効性を評価するための手法を開発した。

2. 結果

(1)格納容器の破損モードに関する評価手法の開発

①ナトリウム燃焼時の熱影響詳細評価手法の開発

多次元ナトリウム燃焼解析コード AQUA-SF に対して、ナトリウム噴出方向などスプレイ条件に関する計算機能拡張や熱移行に関わるモデル改良を行い、既存ナトリウム燃焼試験データ等と解析結果を対比させてその妥当性を示した。また、多次元解析に適用可能な解析モデルを構築するために、落下液滴の解析手法及び物理モデルを開発し、それにより落下液滴の燃焼現象に適用可能であることを確認した。

②炉心溶融物/ナトリウムとコンクリートと構造物のとの反応挙動

ナトリウム及びコンクリートの反応試験により反応物や生成物の移行挙動を測定し、反応停止機構を含むナトリウムとコンクリートの反応挙動を解明した。また、ナトリウム中のデブリの相平衡に関する熱力学計算やウラン化合物とナトリウム化合物の反応生成物の物性測定により、その反応挙動に及ぼす燃料デブリの影響を評価した。

③ナトリウム環境下における水素燃焼挙動評価手法の開発

ナトリウム混在の有無、水素・酸素濃度をパラメーターとした水素拡散燃焼試験や、素反応機構を用いた着火現象の化学反応解析により、水素誘導拡散燃焼の着火機構を評価する手法を開発した。また、高速炉格納容器内における水素誘導拡散燃焼挙動を適切に評価できる 3 次元数値解析手法を構築した。

(2) 格納容器の構造健全性に関する評価手法の開発

格納容器のバウンダリを構成するベローズおよび IHX 下部鏡について、模擬試験体を用いた圧力負荷試験と材料および幾何学的形状を考慮した有限要素法解析により、座屈後からバウンダリ破損までの耐圧裕度等を評価する手法を開発した。さらにこれらの最高使用圧力を超えた条件下の変形挙動、破損様式を実証するとともに、バウンダリ構成機器の機能限界評価法を提案した。

本研究は、文部科学省のエネルギー対策特別会計委託事業による委託業務として、国立大学法人　福井大学が実施した平成 25～28 年度「ナトリウム冷却高速炉における格納容器破損防止対策の有効性評価技術の開発」の成果である。

**現京大炉

*Masayoshi Uno[1], Mitsuhiro Aoyagi[2], Tadashi Watanabe[1], Ikuo Yamamoto[1], Munemichi Kawaguchi[2], Daisuke Doi[2], Kei Ito[2], Hiroki Yada[2], Masanori Ando[2], Kazuyuki Tsukimori[2]
1 University of Fukui　2 Japan Atomic Energy Agency

ナトリウム冷却高速炉における格納容器破損防止対策の有効性評価技術の開発 （18）ナトリウム燃焼時の熱影響詳細評価手法の開発のまとめ

Development of Estimation Technology for Availability of Measure for Failure of Containment Vessel in Sodium Cooled Fast Reactor (18) Summary of Development of Detailed Numerical Simulation Methods for Sodium Fire

*青柳　光裕[1]，髙田　孝[1]，大野　修司[1]，浜瀬　枝里菜[1]，宇埜　正美[2]
[1]原子力機構，[2]福井大学

本研究ではナトリウム冷却高速炉の格納容器へ負荷を与えうるリスクの一つとされるナトリウム漏えい燃焼事象に着目している。本報では、ナトリウム燃焼時の熱影響詳細評価手法の開発のまとめとして、スプレイ燃焼や熱移行に関わるモデル整備や上向きスプレイ燃焼試験の解析を通じた妥当性評価について報告する。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉、ナトリウム燃焼、スプレイ燃焼、多次元解析

1. 緒言　ナトリウム(Na)冷却高速炉において、Na 燃焼事象は格納容器等へ熱負荷や圧力負荷を与えうるリスクの一つである。本研究では過酷事故時に Na が炉容器上方から床上空間へ上向きに噴出する事象を対象として、その際の熱影響詳細評価手法を開発している。本報では、スプレイ燃焼や熱移行に関わるモデル整備[1][2]や上向きスプレイ燃焼試験[3]の解析を通じた妥当性評価[4]について総括し、評価手法開発のまとめを行う。

2. モデル整備　評価手法開発は既存の多次元 Na 燃焼解析コード AQUA-SF をベースとして実施した。同コードを上記想定事象の評価へ適用させるための課題を整理し、その結果に基づきモデルを整備した。まず Na スプレイ方向が下向きに限定されていたため、上向きを含む任意の方向へ噴出可能とすべくスプレイモデルを改良した。また熱移行モデルの高度化として、燃焼 Na 液滴からのふく射熱移行モデルをガスフラックスモデルに組み込むとともに、雰囲気対流場における k-ε 乱流モデルの浮力支配条件での適用性拡張を行った。

3. 妥当性評価　解析体系を図 1 に示す。密閉された空気雰囲気の燃焼容器下部から 300ºC の Na が上向きに噴出する体系となっている。図 2 に結果の一例として圧力履歴を示す。既報[4]の通り、液滴ふく射モデルの導入により最高圧力が試験結果に整合する傾向や、約 13 秒以降の漏えい終了の圧力低下傾向は試験結果を良好に再現する結果が得られた。この結果は Na 供給流量が一定のものだが、試験結果（吐出用ピストン位置）から推定された過渡流量条件（図 2 赤点線）では、圧力上昇速度がより試験に整合する結果となっている。

4. 結言　Na 燃焼時の熱影響詳細評価手法開発として AQUA-SF コードのモデル整備および Na 燃焼試験の解析を実施した。改良したコードにより試験結果は適切に再現され、開発した評価手法の妥当性が確認された。

謝辞　本研究は文部科学省のエネルギー対策特別会計委託事業による委託業務「ナトリウム冷却高速炉における格納容器破損防止対策の有効性評価技術の開発」として福井大学および再委託先の JAEA が実施した成果である。

参考文献

[1] 青柳他、原学会 2015 年春の年会 G02（2015）
[2] 青柳他、原学会 2016 年春の年会 3P09（2016）
[3] 桜間他、PNC レポート TJ202 76-06 (1976)
[4] 青柳他、原学会 2017 年春の年会 2M16（2017）

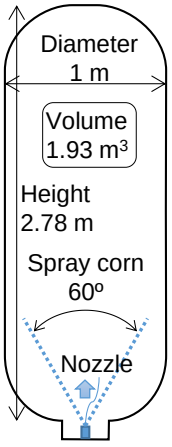


図 1 解析体系

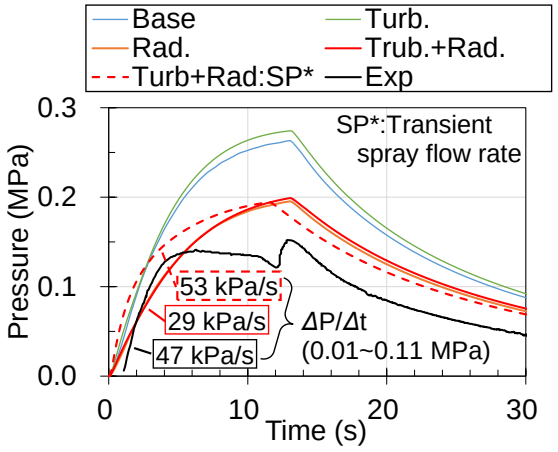


図 2 圧力履歴（ゲージ圧）

*Mitsuhiro Aoyagi[1], Takashi Takata[1], Shuji Ohno [1], Erina Hamase and Masayoshi Uno [2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]University of Fukui

ナトリウム冷却高速炉における格納容器破損防止対策の有効性評価技術の開発 （19）ナトリウム液滴燃焼の VOF 法による数値解析

Development of Estimation Technology for Availability of Measure for Failure of Containment Vessel in Sodium Cooled Fast Reactor

(19) Numerical Analysis of Sodium Droplet Combustion by VOF Method

*渡辺 正[1]

[1]福井大学

表面反応と蒸気相反応の二段階燃焼モデルを VOF 法と組み合わせ、空気流中の静止液滴燃焼実験の解析を行い、液滴の温度上昇や内外流れ場について検討した。

キーワード：ナトリウム，液滴，燃焼，VOF 法

1. 緒言

ナトリウム液滴の燃焼現象は高速炉の安全評価のために重要であり、静止液滴についての実験[1]などが行われている。解析では液滴を剛体として扱うことが多いため、数値流体力学コードである Fluent を用いて、VOF 法と燃焼モデルを組み合わせ、燃焼液滴内外の流れ場について検討した結果を報告する。

2. 数値解析

燃焼は、表面反応と蒸気相反応の二段階とし、反応面積は、VOF 関数の値により定義した。流れ場は Fluent コードにより求め、反応速度式と反応面積をエネルギー保存式のソース項としてユーザー関数機能により導入した。解析領域は 12 ㎜ x12 ㎜とし、中央に径 4 ㎜、初期温度 673K のナトリウム液滴を置き、下部より空気が流入するものとした。図 1 は、空気流速を 0.2～0.4m/s とした場合の液滴温度の時間変化を実験と比べたものである。温度上昇の傾向は一致しており、流速が増加すると温度上昇が早くなることが確認できる。図 2 は、流速 0.4m/s の際の 0.8 秒での液滴内外の温度分布と速度ベクトルを示したものである。渦の発生や温度の不均一などが確認できる。

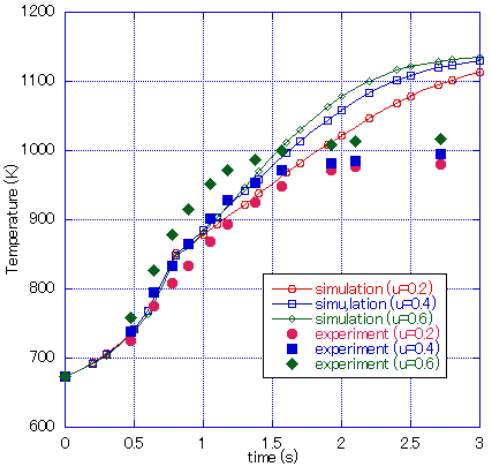


図 1　液滴中心温度

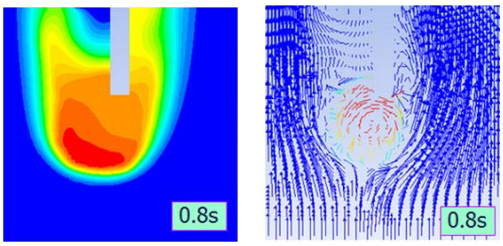


図 2　温度（左）流速（右）

3. 結論

ナトリウム液滴燃焼モデルを VOF 法と組み合わせ、数値流体コードで利用可能な解析モデルを開発した。

参考文献

[1] 佐藤、静止ナトリウム液滴燃焼実験、JNC TY9400 2004-003(2003).

*Tadashi Watanabe[1]

[1] Univ. of Fukui

ナトリウム冷却高速炉における格納容器破損防止対策の有効性評価技術の開発 （20）ナトリウム-コンクリート反応実験のまとめ

Development of Estimation Technology for Availability of Measure for Failure of Containment Vessel in Sodium Cooled Fast Reactor (20) Summary of sodium-concrete reaction experiments

*河口 宗道[1]，宮原 信哉[1]，宇埜 正美[2]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]福井大学

Na 冷却高速炉の Na -コンクリート反応（SCR）に係る実験を行い、反応生成物の堆積効果により同反応が次第に停止する現象を明らかにした。また、実験後に採取した反応生成物の諸物性（密度、比熱、融点等）を測定した。

キーワード：Na 冷却高速炉，Na-コンクリート反応，反応生成物，停止，融点

1. 緒言 Na 冷却高速炉の冷却材漏えい事故に対する安全対策として、鋼製ライナが設置されるが、確率論的リスク評価等においてライナ破損を想定した SCR の評価技術の開発・整備は重要である[1]。本公募研究の中で、3 種類のナトリウム試験を実施し、主に反応が次第に停止する現象について調査した。

2. 実験

ナトリウム試験 I [2] 硬質砂岩コンクリート（直径 2.7cm、高さ 30cm）上に 500℃、0.4kg の Na を供給し、630℃以上に加熱して SCR を発生させ、温度分布・水素発生量を測定した。また反応の途中で強制的に冷却し、Na・反応生成物の濃度分布を分析した。その結果、反応生成物が反応界面に堆積し、Na 濃度が減少するため反応が徐々に停止する様子を観察した。

ナトリウム試験 II [3] Na と粉末状の硬質砂岩コンクリートの混合物をマッフル炉内で加熱し、その反応挙動を測定した。また反応生成物についてその諸物性（密度、比熱、融点等）を測定した。その結果、温度挙動には混合物の量依存性は認められないものの、Na 濃度依存性は明確であった。特に混合割合が Na_2SiO_3 の化学量論比のとき反応熱の発生速度は最大となった。また反応生成物の諸物性は xNa_2O-(1-x)SiO_2（x<0.5）と同程度であり、示差熱分析から融点が約 940℃であることを確認した。

ナトリウム試験 III 硬質砂岩コンクリート（直径 20.3cm、高さ 30／60cm）上に 500℃、7.6kg の Na を供給し、800℃まで加熱して SCR を発生させた。ナトリウム試験 III では、Na プール中に内部加熱体を設置し、その影響を観察した。その結果、内部加熱体の下部コンクリートは Na が浸透しにくく、侵食量も小さかった。一方で、水素発生量には内部加熱体の影響は認められなかった。試験後に内部加熱体を覆った反応生成物の諸物性を測定し、ナトリウム試験 II で得られた物性値とほぼ同程度であることを確認した。

3. 結論 本公募研究の中で、Na 漏えい事故時における SCR 実験（ナトリウム試験 I、II、III）を行い、SCR の反応停止には反応生成物の堆積効果が重要であること、反応界面の Na 濃度の減少により SCR が徐々に停止することが分かった。今後、SCR の評価モデルによる試験後解析、評価モデルの高度化・検証等を行う。

謝辞 本研究は、文部科学省のエネルギー対策特別会計委託事業による委託業務として、福井大学が実施した「ナトリウム冷却高速炉における格納容器破損防止対策の有効性評価技術の開発」の成果の一部である。

参考文献 [1] 宇埜正美，大野修司，河口宗道，土井大輔，月森和之，原子力学会春の年会 G01, 2015.
[2] 河口宗道，宮原信哉，宇埜正美，原子力学会春の年会 2M15, 2017.
[3] 河口宗道，宮原信哉，宇埜正美，原子力学会秋の大会 3H14, 2016.

*Munemichi Kawaguchi[1], Shinya Miyahara[1] and Masayoshi Uno[2] ／ [1]Japan Atomic Energy Agency (JAEA), [2]Univ. of Fukui

ナトリウム冷却高速炉における格納容器破損防止対策の有効性評価技術の開発 (21)熱力学計算によるナトリウム・デブリ・コンクリートの化学反応挙動の検討

Development of Estimation Technology for Availability of Measure for Failure of Containment vessel in Sodium Cooled Fast Reactor

(21)Examination of chemical reaction behavior of core debris-sodium-concrete interactions by thermodynamic calculation

*山本　郁夫[1]，宇埜　正美[1]，宮原　信哉[1]

[1]福井大学

高速炉メルトスルー後のナトリウム・デブリ・コンクリートの化学反応挙動を熱力学平衡計算により整理したことについて報告する。

キーワード：高速炉、メルトスルー、熱力学計算

1. 緒言　ナトリウム冷却高速炉の安全性向上を図る上では、様々なリスクに対する評価が重要である。リスクの 1 つとして、溶融炉心物質がメルトスルーした場合を想定すると、冷却材のナトリウムと溶融炉心物質はコンクリートと相互作用することになる（ナトリウム-デブリ-コンクリート相互作用）。このとき、ナトリウムの存在により軽水炉と異なる反応挙動を示すが、反応挙動及び相状態は解明されていない。そこで、ナトリウム存在下での溶融炉心とコンクリートの相互作用で、どのような化学反応と相変化が起こるのか、熱力学計算を用いて検討を行った。

2. 計算方法　メルトスルー時には 3000K 近傍まで温度上昇した溶融炉心物質がナトリウム中に落下する。ナトリウム存在下での溶融炉心とコンクリートの相互作用では、溶融炉心物質にナトリウムと熱分解されたコンクリート成分が加わっていく。このとき溶融炉心物質内でどのような化学反応や相変化が起こるのか、Thermo-Calc の熱力学データベース、SSUB5 のギブスの自由エネルギーの値を用いた計算で検討する。

3. 計算と考察　Thermo-Calc SSUB5 を用いてナトリウム、溶融炉心物質（UO_2、PuO_2、SUS316）、コンクリート成分（SiO_2、Al_2O_3、水蒸気など）の熱力学計算結果について、溶融炉心物質内の化学反応挙動を整理すると図 1 のようになる。

まず、①でナトリウム及び SUS316（Fe、Cr、Ni）は水蒸気と酸化反応を起こす。①で生成される NiO、FeO はナトリウムで還元されやすく、再び Fe、Ni になる。そして、①で生成された NaOH または Na_2O は、②で UO_2 または SiO_2 などと反応してナトリウムウラネートやケイ酸化ナトリウムなどを生成する。

ナトリウムウラネートなどが溶融炉心物質の表面付近で大量に生成されると、熱伝導による放熱を阻害する場合がある。

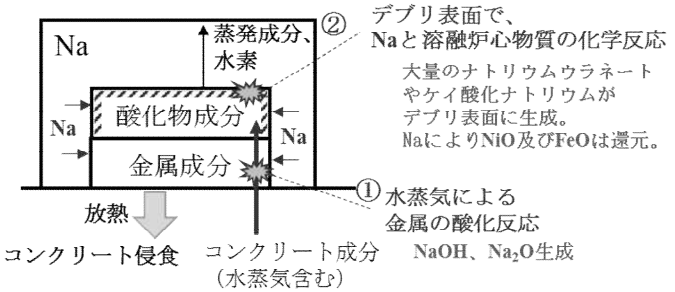


図1　メルトスルーした溶融炉心物質内の化学反応挙動

謝辞　本研究は、文部科学省のエネルギー対策特別会計委託事業による委託業務として、国立大学法人　福井大学が実施した平成 25～28 年度「ナトリウム冷却高速炉における格納容器破損防止対策の有効性評価技術の開発」の成果である。

---

*Ikuo Yamamoto[1], Masayoshi Uno[1], Shinya Miyahara[1]

[1]University of Fukui

ナトリウム冷却高速炉における格納容器破損防止対策の有効性評価技術の開発（22）水素誘導拡散燃焼における着火現象の化学反応解析

Development of Estimation Technology for Availability of Measure for Failure of Containment Vessel in Sodium Cooled Fast Reactor
(22) Chemical reaction analysis of the hydrogen combustion by sodium vapor/mist ignition

*土井 大輔[1,2]，伊藤 啓[1]，清野 裕[1]，宮原 信哉[2]、宇埜 正美[2]
[1]原子力機構，[2]福井大学

ナトリウムの蒸気やミストを含んだ水素ガスの拡散燃焼（水素誘導拡散燃焼）試験を実施し、その着火機構について検討した。今回は、ナトリウム混在水素ガスの着火現象について反応速度論による化学反応解析結果を報告する。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，シビアアクシデント、ナトリウム、水素燃焼、化学反応解析

1. 緒言　ナトリウム冷却高速炉のシビアアクシデントにおいてナトリウムとコンクリートとの反応を想定した場合、不活性雰囲気下でナトリウムの蒸気やミストを含んだ水素ガスが発生する。この水素は空気雰囲気中へ流入すると、ナトリウムの自己着火に起因して高速炉特有の水素誘導拡散燃焼が生じることが報告されている[1,2]。これらの研究では実験的に着火条件が整理されているが、化学反応の観点から着火機構を検討した例はない。また着火現象（燃焼反応の開始点）の解析では、化学平衡状態に至る以前の事象推移を捉えることが必要であり、反応速度論的手法により化学反応を取り扱うことが重要である。今回は水素誘導拡散燃焼における化学反応の側面に注目し、ナトリウムを着火源とした水素ガスの着火現象を反応速度論により評価する。

2. ナトリウム混在水素ガスの着火現象に対する化学反応解析

2-1. 解析方法・条件　詳細化学反応解析支援ソフトウェア Chemkin-Pro を使用し、密閉系完全混合反応器体系にてナトリウムの自己着火から水素の着火までの反応過程を解析する。また既往試験[2]を踏まえて、初期ガス温度 240°C、水素濃度 1-15vol%、酸素濃度 3-21vol%、ナトリウム濃度 30g/m^3 とし、化学反応に注目するため断熱条件下の完全混合気とした。なお、ナトリウムが関与する化学反応における反応速度定数は、米国国立標準技術研究所(NIST)のデータベース等に基づき設定した。

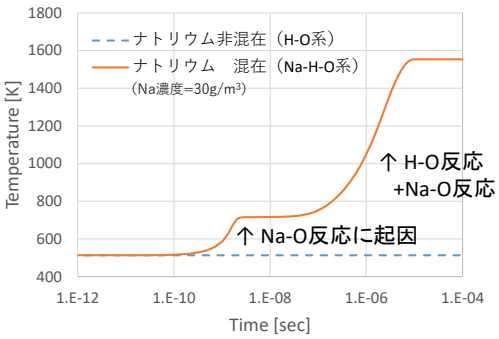


図 1 ナトリウム混在有無による水素の着火推移
（水素濃度 10vol%、酸素濃度 21vol%）

2-2. 解析結果　図 1 にナトリウム混在の有無による水素の着火推移（一例）を示す。本解析条件の水素－酸素系では、着火源が存在せず水素の最低発火温度（500°C [3]、空気中）よりも低温であるため水素の着火には至らない。一方でナトリウム－水素－酸素系では、ナトリウムの自己着火に起因して水素が着火する当該現象の特徴を捉えられた解析結果が得られた。今後は、化学反応に加えて熱流動の影響を考慮した解析や反応速度定数の精緻化を検討する予定である。

参考文献

[1] R.W. Wierman and R. K. Hilliard, HEDL-TC-730 (1976).　[2] 土井ら、日本原子力学会 春の年会 2M17 (2017).
[3] 平野、ガス爆発予防技術、海文堂.

本研究は、文部科学省のエネルギー対策特別会計委託事業による委託事業
「ナトリウム冷却高速炉における格納容器破損防止対策の有効性評価技術の開発」として委託先の福井大学および再委託先の原子力機構が実施した成果の一部である。

*Daisuke Doi[1,2], Kei Ito[1], Hiroshi Seino[1], Shinya Miyahara[2] and Masayoshi Uno[2]
[1]JAEA, [2]Univ. of Fukui

ナトリウム冷却高速炉における格納容器破損防止対策の有効性評価技術の開発
(23) 高速炉格納容器内雰囲気における水素燃焼挙動解析

Development of Estimation Technology for Availability of Measure for Failure of Containment Vessel in Sodium Cooled Fast Reactor
(23) Numerical simulation of hydrogen combustion in containment vessel of fast reactor

*伊藤 啓 [1#]、土井 大輔 [1]、高田 孝 [1]、宇埜 正美 [2]
[1] 原子力機構、[2] 福井大

ナトリウム冷却高速炉のシビアアクシデント時における水素誘導拡散燃焼挙動を評価するため，水素燃焼挙動の 3 次元数値解析手法の開発を行った．本発表では，高速炉格納容器体系を対象とした解析を実施し，水素燃焼が構造物に与える影響を評価した結果を示す．

キーワード：水素燃焼　数値解析　高速炉

1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉のシビアアクシデント時において，ナトリウムーコンクリート反応等によって発生した水素が格納容器床上の空気雰囲気中で燃焼する可能性がある．その際の燃焼形態は，水素ガス中に含まれるナトリウムミストの着火を起因とする誘導拡散燃焼（緩慢な燃焼）となると考えられていが，そのメカニズムに関しては未知の部分も多い．このため，著者らは高速炉における水素燃焼挙動を解析できる手法の開発を実施しており，本発表では，高速炉格納容器内雰囲気における解析結果について報告する．

2. 解析手法の概要

拡散燃焼解析に一般的に用いられる混合分率モデルや化学種輸送モデルは，格納容器内における水素拡散燃焼解析においては，体系のスケールが大きいため格子解像度が不十分となり，解析精度が低下する．このため，粗い格子においても燃焼反応を適切に解析できるモデルとして，高精度 Volume-of-fluid 法に基づき火炎面を陽に追跡するモデルを開発している[1]．本手法では，流体率分布に基づく火炎面の再構築を行うことにより，粗い格子においても適切な燃焼計算（火炎面移動計算）を実施することができる．

3. 高速炉格納容器内雰囲気における水素燃焼解析

高速炉格納容器内において水素燃焼の影響が大きいと予想される部分を対象とした 3 次元数値解析モデルを構築し，解析を実施した．その際，水素燃焼が発生する床面近傍などにおいて精度の良い数値解析が実施できるように，詳細なセルを配置した．床面の通気口から水素ガスが流入（別途 SA 解析コードによって得られた結果に基づいて条件を設定）した場合の解析結果を Fig. 1 に示す．通気口から流入した水素ガスは細かい塊へと千切られて格納容器内を上昇し，その際に雰囲気中の酸素と反応して燃焼するため，水素ガス塊の周囲では温度の高い領域が形成される．ただし，構造物（壁面）近傍では雰囲気温度上昇が見られないため，水素燃焼が構造物温度に与える影響は限定的であると考えられる．

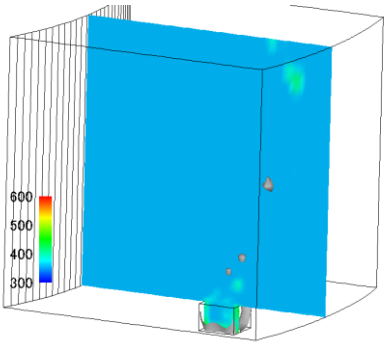


Fig. 1 水素燃焼の解析結果

参考文献
[1] 伊藤啓，土井 大輔，大野 修司，宇埜 正美，ながれ, Vol. 35, No. 2, pp. 123-126, 2016.

本研究は，文部科学省のエネルギー対策特別会計委託事業による委託業務として，国立大学法人福井大学が実施した平成 25~28 年度「ナトリウム冷却高速炉における格納容器破損防止対策の有効性評価技術の開発」の成果であり，水素燃焼解析手法開発は福井大学から委託を受けて JAEA が実施したものである．

#現京都大学

*Kei Ito[1], Daisuke Doi[1], Takashi Takata[1], Masayoshi Uno[2]
1 Japan Atomic Energy Agency　2 University of Fukui

ナトリウム冷却高速炉における格納容器破損防止対策の有効性評価技術の開発 (24)バウンダリ構成機器の機能限界検証試験と解析

Development of Estimation Technology for Availability of Measure for Failure of Containment Vessel in Sodium Cooled Fast Reactor

(24) Study on behaviors of boundary components until mechanical loss of function based on experiments and analyses

*矢田 浩基[1]，安藤 勝訓[1]，月森 和之[1,2]，一宮 正和[2]，安濃田 良成[2]，宇埜 正美[2]
[1]原子力機構，[2]福井大学

ナトリウム冷却高速炉における格納容器破損防止対策の有効性評価技術の開発を目的に、バウンダリ構成機器ついて内圧破損試験及び有限要素法解析を実施し、最高使用圧力を超えた条件下における変形挙動、破損様式ならびにバウンダリが維持できる最大圧力を実証するとともに、関連する解析を実施した。

キーワード：高速炉，原子炉格納容器，内圧破損試験，ベローズ，鏡板，構造健全性，重大事故

1.緒言　ナトリウム冷却高速炉における格納容器(CV)破損防止対策の有効性評価では、バウンダリ構成機器のバウンダリ機能喪失圧力の評価が重要となる。重大事故時には、これらは最高使用圧力を超える条件に曝されると想定されるが、既往の設計評価を超えた条件でもバウンダリ機能は期待できると考えられる。このためバウンダリ機能が維持できる最大圧力と破損様式を実証するための試験及び解析を実施した。

2.鏡板の破損試験と解析　CV バウンダリ構成機器の内、重要となる中間熱交換器の 2 次側下部鏡板に関して、型式、縮尺スケール及び板厚の異なる 7 体の試験体を作製の上、中高面に圧力を負荷し、設計評価[1]で定められる圧力を超えてもバウンダリ維持機能を有することを確認した。試験では圧力負荷により鏡板の反転とその拡大が確認され、反転領域が円筒部に達すると縁部にて破損が確認された。関連する有限要素法解析ではこの反転と広がりを模擬できた。

3.ベローズ構造の破損試験と解析　CV バウンダリ等を構成する部位の内、薄肉構造となるベローズ構造に関して、型式、山数及び板厚等の異なる 11 体の試験体を作製の上、内圧を負荷し、設計座屈限界[2]を超えてもバウンダリ維持機能を有することを確認した。試験では圧力負荷により蛇腹部が座屈挙動を経て大きく張り出し破損に至ることを確認した。関連する有限要素法解析では、陽解法により最終破損形態を模擬することが可能であった。陰解法では、最終破損形態の模擬は難しいが、試験での最大圧力に相当する圧力までは解析が可能であった。

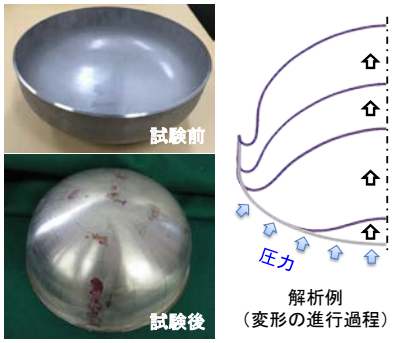


図 1　鏡板の破損試験と解析

4. 結言　鏡板及びベローズ構造に対して、加圧によりバウンダリ機能の喪失に至る破損試験とこれに関する解析評価を実施し、変形挙動や破損様式等を実証するとともに、関連する解析を実施した。

謝辞　本研究は、文部科学省のエネルギー対策特別会計委託事業による委託業務として福井大が実施した平成 25 年から平成 28 年度「ナトリウム冷却高速炉における格納容器破損防止対策の有効性評価技術の開発」の成果の一部である。なお、解析による検討は福井大学からの委託により原子力機構が実施した。

参考文献　[1] 日本機械学会, “発電用原子力設備規格 設計建設規格 第 I 編 軽水炉規格”, 2012.
[2] Standard of the expansion joint manufactures association (EJMA), Inc., 9th edition (2011), Richard C. Byrne.

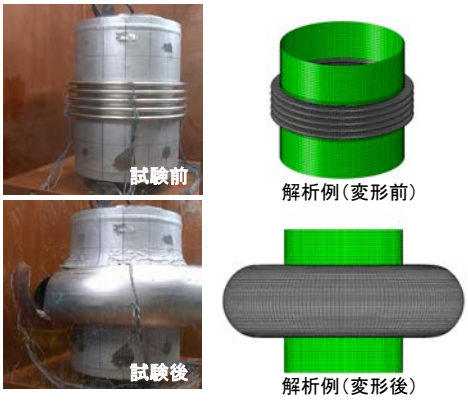


図 2　ベローズ構造の破損試験と解析(陽解法)

*Hiroki Yada[1], Masanori Ando[1], Kazuyuki Tsukimori[1,2], Ichimiya Masakazu[2], Yoshinari Anoda[2] and Masayoshi Uno[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]University of Fukui

ナトリウム冷却高速炉における格納容器破損防止対策の有効性評価技術の開発 (25) バウンダリ構成機器の機能限界評価法の提案

Development of Estimation Technology for Availability of Measure for Failure of Containment Vessel in Sodium Cooled Fast Reactor

(25) Proposal of evaluation method of the limits of mechanical loss of function in the boundary components

*安藤 勝訓[1]，矢田 浩基[1]，月森 和之[1,2]，一宮 正和[2]，安濃田 良成[2]，宇埜 正美[2]

[1]原子力機構，[2]福井大学

ナトリウム冷却高速炉における格納容器破損防止対策の有効性評価技術の開発を目的に、バウンダリ構成機器ついて内圧破損試験および有限要素法解析を実施し、最高使用圧力を超えた条件下におけるバウンダリ構成機器の機能限界評価法を提案した。

キーワード：高速炉，原子炉格納容器，内圧破損試験，鏡板，ベローズ，構造健全性，重大事故

1.緒言　ナトリウム冷却高速炉における格納容器(CV)破損防止対策の有効性評価では、バウンダリ構成機器の限界圧力評価が重要となるが、重大事故時には、これらは最高使用圧力を超える条件に曝されると想定される。このため本件では、CV 破損防止対策の有効性評価に資することを目的にバウンダリ構成機器となる鏡板とベローズ構造に対する圧力試験と有限要素法解析に基づき、限界圧力の評価法を提案する。

2.鏡板　中高面に圧力を受ける鏡板の試験から、限界圧力は設計における許容圧力[1]より遥かに大きく、。鏡板は座屈による反転を経て、反転部の端部にて曲げ変形した後の引張りにより破損すると推定された。試験に対する解析検討から破損部の変形(延性)に着目すれば解析的に破損評価できると考えられた(図 1)。

3.ベローズ構造　内圧を受けるベローズ構造の試験から、限界圧力は EJMA の設計座屈圧力[2]より遥かに大きく、解析条件とクライテリアに留意が必須だが、有限要素法における陰解法で適切な解が得られる最終圧力や陽解法と ASME Sec.VIII[3]の延性クライテリアにより評価できると考えられた(図 2)。

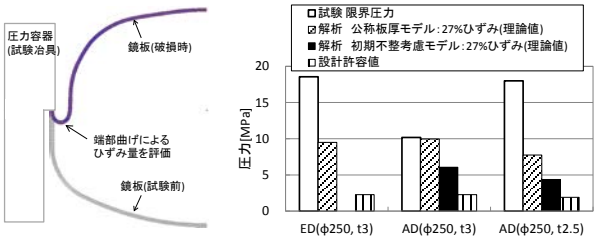
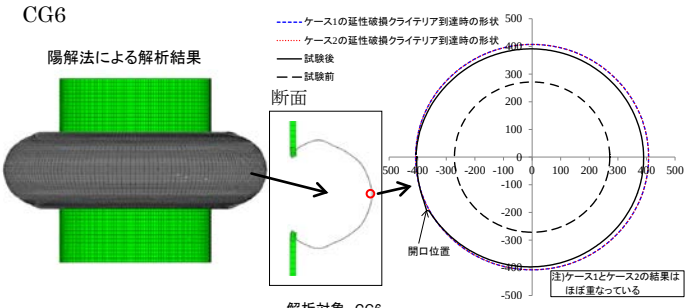


図 1　鏡板の限界圧力評価



解析対象　CG6

	試験 最大圧力	EJMA 設計座屈 圧力	陰解法 解析最終 圧力	陽解法 延性基準到達圧力	
				ケース1 [10.0MPa/0.1sec]	ケース2 [10.0MPa/1.0sec]
圧力(MPa)	7.53	1.95	2.77	3.88	2.94

図 2　ベローズ構造の限界圧力評価

4. 結言　試験結果から鏡板とベローズ構造について限界圧を設計における許容圧力とすることは非常に保守的な評価となることを試験的に実証するとともに、破損試験と有限要素法解析に基づき限界圧力を評価する手法について提案した。ロバスト性の確保のために解析条件とクライテリアについて検討する必要があるが、提案評価により設計を超えた圧力でもバウンダリ機能について評価が可能である。今後は、CV 破損防止対策の有効性評価技術の高度化として、バウンダリ維持機能喪失後の影響評価への反映手法の検討へ展開を図る必要がある。

謝辞　本研究は、文部科学省のエネルギー対策特別会計委託事業による委託業務として福井大が実施した平成 25 年から平成 28 年度「ナトリウム冷却高速炉における格納容器破損防止対策の有効性評価技術の開発」の成果の一部である。なお、解析による検討は福井大学からの委託により原子力機構が実施した。

参考文献　[1] 日本機械学会 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 第 I 編 軽水炉規格, 2012

[2] Standard of the expansion joint manufactures association (EJMA), Inc., 9th edition (2011), Richard C. Byrne

[3] ASME Boiler and Pressure Vessel Code, Section VIII Div.2, 2012 edition

---

*Masanori Ando[1], Hiroki Yada[1], Kazuyuki Tsukimori[1,2], Ichimiya Masakazu[2], Yoshinari Anoda[2] and Masayoshi Uno[2]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]University of Fukui

General Meeting

Thu. Sep 14, 2017 12:00 PM - 1:00 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room J C309 - C Block

[2J_GM] 「新型炉部会」第15回全体会議

[2J_GM] General Meeting

General Meeting

[2J_GM] 「新型炉部会」第15回全体会議

Thu. Sep 14, 2017 12:00 PM - 1:00 PM Room J (C309 - C Block)

[2J_GM]General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Over view Report：Over View Report 2 - Research Committee on Safety Design Guidelines for Generation-IV Sodium-cooled Fast Reactor

Thu. Sep 14, 2017 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room J C309 - C Block

[2J_PL] Research Committee Report on Safety Design Guidelines for Generation-IV Sodium-cooled Fast Reactor

Chair: Akira Yamaguchi (Univ. of Tokyo)

[2J_PL01] Development Approach of Safety Design Guideline

*Takaaki Sakai[1] (1. Tokai Univ.)

[2J_PL02] Status of International Review

*Yasushi Okano[1] (1. JAEA)

[2J_PL03] Development of SDG on Structures, Systems and Components

*Shigenobu Kubo[1] (1. JAEA)

[2J_PL04] Design Concept conformed to Safety Design Guideline

*Yoshio Shimakawa[1] (1. MFBR)

2017年秋の大会

総合講演・報告 2

「第４世代ナトリウム冷却高速炉の安全設計ガイドライン」研究専門委員会報告

Research Committee Report on Safety Design Guidelines for Generation-IV Sodium-cooled Fast Reactor

（1）安全設計ガイドラインの構築方法

(1) Development Approach of Safety Design Guideline

*堺 公明 [1]

[1] 東海大学

1. はじめに

東京電力福島第一原子力発電所事故後、我が国のみならず世界各国において原子力プラントに対する様々な安全性の向上活動が行われている。ナトリウム冷却型高速炉（SFR）の開発については、これまで積極的に進めてきた仏国・露国・中国・インドで着々と推進されており、国際的に SFR の安全要件の世界標準を構築するニーズが一層高まっている。日本原子力学会は2011～2012年度に特別専門委員会を設置し、第４世代 SFR の安全設計クライテリア（SDC）の構築に関する議論を行い[1]、その成果は第４世代炉国際フォーラム（GIF）の SDC レポート[2]に反映された。ここで SDC は基本性能要求であり安全指針の階層上は IAEA SSR2/1 に相当するが、より実効性を持つ具体的な形で国際標準として展開することが重要となる。そのため、GIF では SDC における技術的要件をより詳細に展開して定めることを目的として、安全設計ガイドライン（SDG）の構築が進められてきた。

このような GIF での活動と呼応して、本研究専門委員会は 2013 年より国際的な SDG の構築に向けて、国内外の関連安全基準及び安全関連技術開発の最新動向を調査するとともに、第４世代 SFR の設計を特徴づける主要な安全機能を具体化するための考え方や安全設備が備えるべき要件について検討してきた。本委員会の SDG 構築に関わる位置づけと関連する会議体を図１に示す。本委員会での検討結果は、GIF での議論に日本案として反映され、SFR の安全確保の基本的な考え方と SDG の技術的根拠整備に貢献している。今回の総合報告では、第４世代 SFR の SDG の構築方法、関連する国際レビューにおける論点、安全アプローチ SDG 及び系統別 SDG の構築に際し本委員会中間報告[3]以降に論点となった事項の概要、さらには GIF における各国の SDC/SDG に対応した次世代 SFR の検討状況などについて報告する。

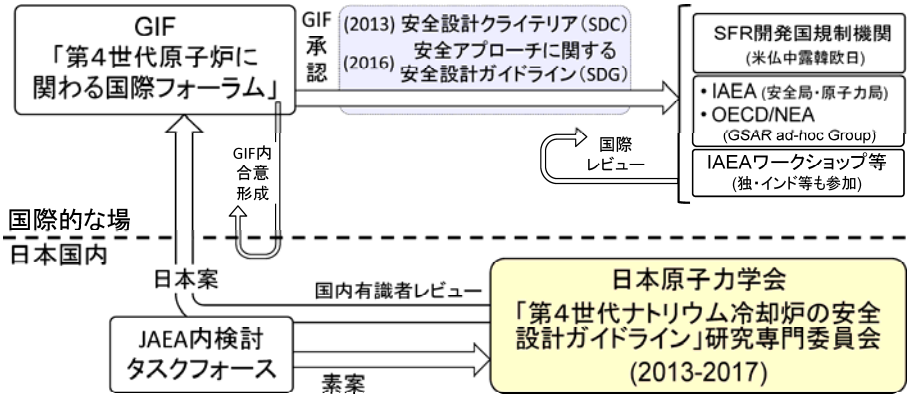


図１ 安全設計ガイドライン（SDG）構築に関わる位置づけと関連会議体

2. 安全設計ガイドラインの構築方法

SDG は、基本性能要求である SDC を基に、SFR の主要系統を構成する設備を設計する際に考慮すべき安全設計要求のレベルにまで展開するものであり、展開した結果は基本的安全機能（止める、冷やす、閉じ込める）に対応した主要な系統である炉心系、冷却材系、格納系からなる「系統別 SDG」としてまとめられる。この展開を行うにあたり、第４世代炉 SFR として目指すべき共通の安全設計方針とその対応方策を示すものが「安全アプローチ SDG」である。SDC を元に、SDG の構築を進める基本的な手順を図２に示す。実際に設計に適用する際に実効的なものとするために、各国の設計概念や開発状況を把握して念頭に置い

た上で、各国の設計概念に共通して適用すべきガイドラインとして安全設計要求を定めることとした。国によって具体的な設計は異なる（崩壊熱除去の系統容量や数など）ものの、SFR の設計技術は共通点が多く、設計基準事故に対する安全設計対策には大きな違いは見られない。一方、設計基準事故を超える設計拡張状態については、想定事象とそれに対する対策の範囲が広範囲に及ぶことからプラント設計に与える影響は大きく、SFR 共通の考え方を整理した安全設計の標準化に対するニーズが非常に高い。このため「安全アプローチ SDG」としては、設計拡張状態のうち特に、SFR 炉心の反応度特性に関連した炉心損傷の防止と炉心損傷後の影響緩和に関する事項、並びに、ナトリウム冷却材の自然循環能力を活用した崩壊熱除去機能の維持に関する事項に着目した検討を実施する手順とした。

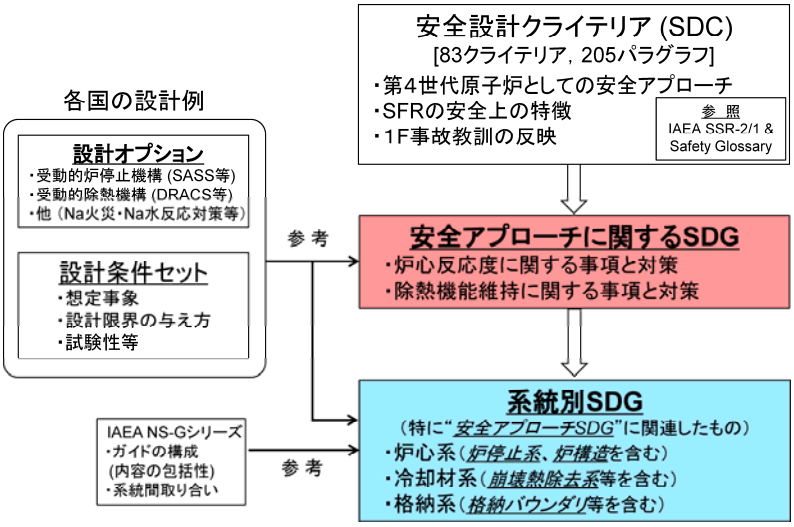


図２ 安全アプローチに関する安全設計ガイドライン（SDG）及び系統別 SDG の構築手順

3. 終わりに

GIF では、安全設計クライテリアを各国の設計に展開するためのガイドラインとして、炉心反応度特性及び崩壊熱除去の維持に関わる SDG を策定し、現在、系統別 SDG を構築中である。本研究専門委員会では、我が国のナトリウム冷却高速炉技術に基づいた専門的見地から貢献するため、関連情報を収集して検討を行った。検討にあたっては、我が国のこれまでの SFR 開発に関わる技術・経験の蓄積を積極的に国際的に提案する観点から、GIF に先行して SDG 素案に対し国内ステークホールダーからの委員によるレビューを進めた。以降の報告では、これまでの GIF を含めた検討状況及び今後の展望について示すとともに、各国の次世代 SFR の設計検討に関する最新情報を踏まえた総合討論を行う。

参考文献

[1] AESJ 安全設計クライテリア 特別専門委員会 報告書(2013), [2] GIF SDC-TF/2013/01 (2013), [3] 本会 2015 年春の年会, 総合講演・報告２.

*Takaaki Sakai[1]
[1]Tokai University

2017年秋の大会

総合講演・報告 2

「第４世代ナトリウム冷却高速炉の安全設計ガイドライン」研究専門委員会報告

Research Committee Report on Safety Design Guidelines for Generation-IV Sodium-cooled Fast Reactor

（2）国際レビューの状況

(2) Status of International Review

*岡野 靖[1]

[1]日本原子力研究開発機構

1. はじめに

GIF により 2013 年 5 月に発行された SDC フェーズ I レポート[1]は、その後、外部機関、特に規制側によるレビューを促進する観点から IAEA、MDEP、OECD/NEA/CNRA、及び各国規制機関（日米仏欧中韓露）へ送付された。その後、中国 NNSA、米 NRC、仏 IRSN、IAEA からレビューコメント[2]が寄せられ、現在 GIF において SDC 改定版への反映事項がまとめられた段階にある。また GIF において 2013 年から約 2 年間かけて構築された「安全アプローチ SDG レポート」[3]についても、SDC と同様に国際レビューが開始されており、IAEA からの中間レビューが為された状況にある。本報告では、これら国際レビューにおける重要な論点及びその背後にある技術的背景について概説する。

2. 安全設計クライテリアの国際レビューの状況

SDC フェーズ I レポートは 2013 年 5 月に GIF により発行されているが、その構築途中段階の 2013 年 2 月には GIF-IAEA SFR 安全性ワークショップにおいて、参加機関であった仏 IRSN 及び IAEA 原子力局からのコメントについて議論が為され、その結果は SDC レポートに反映されている。SDC レポートの公式な発行後、外部機関、特に規制側によるレビューを促進する観点から IAEA、MDEP、OECD/NEA/CNRA、及び各国規制機関（日米仏欧中韓露）へレポートが送付された。その後、中国 NNSA、米 NRC、仏 IRSN、IAEA からレビューコメントが寄せられ、現在 GIF において SDC 改定版への反映事項がまとめられた段階にある。2017 年 8 月の状況としては、中国 NNSC からの 8 件のコメントに対して GIF から回答済み、米 NRC による 200 件近くのコメントに対して反映すべき事項を 22 項目に集約して反映済み、IAEA による 10 件のコメントに対して 4 件を反映済み、仏 IRSN のコメントに対しては 15 件を反映済みである。反映外とされた事項には、下位要件となる安全設計ガイドラインにおいて反映すべき事項が多く、他に SDC 及び IAEA における定義に対する意見や SDC スコープ外の事項などがあった。2015 年 6 月及び 2016 年 11 月に開催された IAEA-GIF SFR 安全性ワークショップ[4]では米 NRC 及び仏 IRSN へ反映事項に関する説明が為され、関連する技術的議論が行われた。OECD/NEA では CNRA-CSNI 共同のアドホックグループ（GSAR）が 2015 年に設置された。GSAR は米、仏、日、露、韓、独、伊、加の規制関係機関で構成され、次世代炉の安全性に関する事項を全体スコープとしており、特にナトリウム冷却高速炉については、①シビアアクシデントの防止と影響緩和、②燃料プール（核的フィードバックと臨界安全）、③シビアアクシデントに関するコードの検証、④燃料が着目されており、2017 年秋に技術レポートが作成予定とされている。2016 年の GSAR 会合では、SDC および安全アプローチ SDG に関する技術的説明が GIF よりなされた。

SDC 構築で参照された IAEA SSR2/1 は 2012 年発行の初版であったが、その後 2016 年に発行した SSR2/1 改訂版は福島第一発電所事故教訓の反映が図られている。主な改定点は、実質的に回避されるべき「放射性物質の著しい放出」について、2012 年版では地域と時間を限定した保護対策をなすことで緩和することを許容していたのに対し、「早期の放出」「大規模な放出」ともに緩和条件なく回避すべきであるとした点、外部ハザード、多数基サイトに対する要件、緊急時対策用施設に対し要件が追加されたこと、格納容器の健全性、外部電源喪失に対する備え、代替電源に関する要件の強化、燃料プールに対する要件などである。一方 2013 年発行の SDC では、福島第 1 発電所事故教訓反映の観点から、発行時点で把握されていたもの

として、特に事故後長期にわたる「原子炉停止状態の維持」と「電源の維持」、「燃料プールの監視」等の要件を取り入れていた。今般の SSR2/1 改訂版（2016）発行を受け、第 4 世代 SFR の特徴を踏まえて取り入れるべき事項を、SDC をもう一度見直したうえで判断し SDC 改訂版への反映を目的として議論が進められている。全体的には、多くの SSR2/1 改定点は SDC へ反映が可能なこと、第 4 世代原子炉の安全目標に関わる要件は現行 SDC に記載済みの要件を維持すべきこと、軽水炉のシステム構成から派生する要件であり SFR の安全上・システム上の特長を反映した要件とすべき事項があることが認識されている。特に最後の点であるが、例えば、軽水炉での格納容器内スプレーでの崩壊熱除去に対し SFR では格納容器は炉心冷却と関連しないこと、軽水炉では事故時注水のためポンプ動力用電源が必要だが、SFR では DEC 時に自然循環冷却となりポンプ動力規模の電力は不要だが状態監視（例：ナトリウム冷却材温度）用の電源維持は重要となり得る、などである。これらの第 4 世代 SFR の特長を踏まえた SSR2/1 改訂版要点の SDC への具体的な反映は、現在 GIF において進められている状況にある。

3. 安全アプローチに関する安全設計ガイドラインの国際レビューの状況

GIF で 2013 年から 2 年間かけ構築された「安全アプローチ SDG レポート」について、SDC に引き続き国際レビューを開始することが GIF により 2016 年 3 月に承認された。同年 4 月頭に GIF から IAEA 及び OECD/NEA/GSAR へレポートが送付され、レビュー依頼が為された。2016 年 11 月の IAEA-GIF SFR 安全性ワークショップ[4]では、IAEA から「安全アプローチに関する SDG レポート」への中間レビューが出されている。全般的コメントは 8 件あり、新しい IAEA の SSR2/1（2016 年版）及び定義集（ドラフト版）との対応、原子炉容器内事象終息に関するもの、格納容器健全性の確保に関するもの、炉心反応度特性を述べた第 5 章記載事項の解釈に関するもの、集合体内流路閉塞の位置づけに関するものなどであった。詳細なコメントは 37 件あり、SFR 特有の要素技術・各種設計対策に関する事項の他、定義の明確化・記述の正確性（誤解を生じない表現の提案など）に関するものが多く、他に崩壊熱除去系の多様性や DiD との関連などがあった。IAEA の公式コメントが今後 GIF 側に提示されることとなっている。

4. 終わりに

国際レビューの現在の状況としては、SDC はほぼ一巡し改訂版へ反映準備が整った段階、安全アプローチ SDG では順調に開始された段階で今後 1～2 年程度をかけて国際レビューと国際的な技術的議論が進む状況にある。

参考文献

[1] GIF SDC-TF/2013/01 (2013), [2] USNRC, ML13183A294 (2014)など, [3] GIF SDC-TF/2016/01 (2016), [4] Joint IAEA-GIF Technical Meetings/Workshops on Safety of Sodium-Cooled Fast Reactors (June/2014, June/2015, Nov./2016).

---

*Yasushi Okano[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

2017年秋の大会

総合講演・報告 2

「第４世代ナトリウム冷却高速炉の安全設計ガイドライン」研究専門委員会報告

Research Committee Report on Safety Design Guidelines for Generation-IV Sodium-cooled Fast Reactor

（3）系統別 SDG の構築

(3) Development of SDG on Structures, Systems and Components

*久保 重信[1]

[1]日本原子力研究開発機構

1. はじめに

系統別 SDG では、安全アプローチ SDG[1]において求められる対策を系統別に展開した要件、及び、SDC において要求されているが安全アプローチ SDG の範疇外であるものについて記載している。前者としては、「反応度特性」に関わる対策として ATWS 対策設備や「崩壊熱除去」に関わる対策として、液位確保、崩壊熱除去系の多様化などがある。後者としては、高温・高照射環境下の燃料・材料、ハザード対策（ナトリウム火災、ナトリウム-水反応）、格納系への荷重要素などがある。系統別 SDG では、SFR 設計において最も高い安全性を確保するために、設計プロセスで SDC を活用する SFR 開発者を支援するためのガイドを提供することが最も重要な観点である。そのため系統別 SDG は、SFR SDC 及び安全アプローチ SDG に準拠する設計とするための推奨事項及び手引きを提示しており、第４世代 SFR システムに一般的に適用できるものであり、記載された事項は、個々の設計の特徴に応じて、具体的に適切に考慮されることが期待されている。SDG では、「～すべき（should）」という表記により推奨事項が提示されている。また系統別 SDG に記載された対策を導入するか、あるいは同等の代替策を講じることが推奨されている。

2. 系統別 SDG 案

系統別 SDG では、基本的安全機能である「止める・冷やす・閉じ込める」ための系統機器を構成する炉心系・冷却材系・格納系の 3 分野に対して、第４世代 SFR において特徴的な要件をまとめる。それぞれの系統において、軽水炉と比較した SFR の特徴的事項を抽出し、系統別 SDG において要件化を進める 14 項目を選定した。安全アプローチ SDG では、原子炉停止機構（能動的機構、受動的機構を含む）、シビアアクシデントにおける過大なエネルギーの発生防止、原子炉容器内液位確保と炉心冷却性、崩壊熱除去での自然循環活用と信頼性確保が求められており、これらが選定される。内部ハザード対策としては、SFR 特有のナトリウム漏えい燃焼対策とナトリウム-水反応対策が選定される。地震等の外部ハザード対策は各項目で個別に反映される。GIF の SFR 関連プロジェクトにおいて開発がすすむ事項（例：MA 含有燃料、パワーコンバージョンシステムなど）に関連して、高温環境下での燃料設計及び冷却材系機器設計が選定される。GIF では、「系統別 SDG」14 項目について、各国の設計対策を提示し、共通項を本文で示すとともに、各国で異なる設計概念を取りうる事項については Appendix に本文の一部としてまとめている。概念図を含めた個別事例は Annex に参考資料としてまとめている。

系統別 SDG の内容は、次のとおりである。第 1 章「はじめに」は、「背景及び目的」を、系統別 SDG の「範囲と構成」と共に示す。第 2 章「炉心系ガイドライン」は、炉心燃料の健全性確保として「燃料要素及び燃料集合体」と反応度制御として「能動的原子炉停止系」と「設計拡張状態での原子炉停止」に関する系統要件を示す。第 3 章「冷却材系ガイドライン」は、まず原子炉冷却材系として、「機器設計」、「原子炉カバーガスとそのバウンダリ」、「原子炉冷却材の液位確保」、「ナトリウムの化学反応の防止と緩和」、「ナトリウム漏えい・燃焼に関する対策」、及び「ナトリウム-水反応対策」に関する系統要件を示す。さらに崩壊熱除去系として、「基本機能」、「設計基準事故時の崩壊熱除去」及び「DEC 時の崩壊熱除去」に関する系統要件を提示し、「自然循環の適用」と「試験・検査の考慮」の観点から崩壊熱除去系全体に関連する要件が示される。第 4 章「格納系ガイドライン」は、「格納系及びそれらの安全機能」、「格納系の全般的設計

基準」及び「事故状態に対する格納系の設計」に関する系統要件を示す。また格納系全体に関連する「試験及び検査」要件も提示する。SFR に特徴的な系統である 2 次冷却材系が有する事故状態時の格納機能に関連する要件も含まれる。

3. 終わりに

委員会において議論された系統別 SDG の要件は、GIF という国際的な場において日本案として提示されるており、これにより国際的な議論を先導することが可能となっている。系統別 SDG は各国概念を考慮した素案の準備が整った段階にあり、今後 1 年程度をかけて GIF での承認、その後は国際レビューへと進んでゆく状況にある。

本報告は、経済産業省からの受託事業である「平成 27 年度高速炉等技術開発」「平成 28 年度高速炉国際協力等技術開発」「平成 29 年度高速炉の国際協力等に関する技術開発」の成果を含む。

参考文献

[1] GIF SDC-TF/2016/01 (2016).

---

*Shigenobu Kubo[1]

[1] Japan Atomic Energy Agency

2017年秋の大会

総合講演・報告 2

「第４世代ナトリウム冷却高速炉の安全設計ガイドライン」研究専門委員会報告

Research Committee Report on Safety Design Guidelines for Generation-IV Sodium-cooled Fast Reactor

（4）安全設計ガイドラインに適合した設計概念

(4) Design Concept conformed to Safety Design Guideline

*島川 佳郎[1]

[1]三菱 FBR システムズ

1. はじめに

第４世代 SFR の安全設計が各国で検討され、それぞれ進展を見せている。主要な SFR 開発国における開発状況、それらの国で開発が進められている次期 SFR の安全設計概念を公開文献ベースで調査し、それらの SDC 及び SDG への適合性を検討した。

2. 各国における次世代 SFR 概念

フランス、アメリカは、これまでの開発経験から、増殖技術は習得済みとしており、放射性廃棄物対策が中心となっている。フランスは、実証炉 ASTRID の開発を進めており、その後、商用炉を導入する計画である。一方、ロシア、インド、中国では、エネルギーセキュリティの観点から高増殖を指向しており、早期の本格導入を目指して開発が進められている。ロシアは、原型炉 BN-600 の運転が順調に進められ、実証炉 BN-800 の運転も開始された。2025 年頃には、商用炉 BN-1200 を導入予定である。インドは、原型炉 PFBR が今年運転開始予定であり、それに続く CFBR も 2025 年頃から導入する計画である。中国は、ロシアの技術を導入することで原型炉をスキップし、実証炉 CFR600 を 2025 年頃に建設し、2030 年頃には商用炉を導入する計画である[1]。いずれも将来の基幹電源として高速炉サイクルを活用する計画であることは共通しており、GIF と同様の高い開発目標がそれぞれ設定されている。

次期 SFR として検討されている炉（フランス：ASTRID、ロシア：BN-1200、インド：CFBR 等）の安全設計概念を調査した[2][3]。これらはいずれも、第 4 世代炉、或いはそれに向けた実証炉として設計されるものと推測され、SDC/SDG への適合性を意識していると考えられる。これらの炉の①炉心設計、②受動的原子炉停止方策、③CDA 対策、④液位確保方策、⑤除熱源確保方策を中心に調査した。

3. 安全設計ガイドラインに適合した設計概念

SDG の主要な要件である ATWS 系 DEC と LOHRS 系 DEC に係る要件への適合性に着目してまとめる。

ATWS 系 DEC は能動的な手段による原子炉停止に失敗する事象では、短時間で炉心損傷に至り、炉心の再臨界ポテンシャルが顕在化する恐れがある。そのため SDC/SDG では、ATWS 系 DEC に対して、炉心損傷防止と格納機能確保の 2 つの対策を講じることを要求している。炉心損傷防止については、受動的な原子炉停止機能又は固有の反応度フィードバック特性を活用した出力低減機能を備え、炉心損傷を回避して原子炉停止できることを要求している。格納機能確保については、炉心損傷を想定しても原子炉冷却材バウンダリの機械的破損を防止すること、すなわち図 1 に示すような IVR（炉容器内終息）を達成することを要求している。各国の次期 SFR では、幾つかの設計選択があるものの、受動的方策の導入或いは強化が検討されている。例えば ASTRID では、LOF 型 ATWS に対処するための RBH（流体圧浮遊式制御棒）及び LOHS 型 ATWS に対処するための CPEM（キュリー点式電磁石を適用）が検討されており、BN-1200 や CFBR でも類似の概念が検討されている。また各国の次期 SFR では、炉内コアキャッチャの設置等が検討

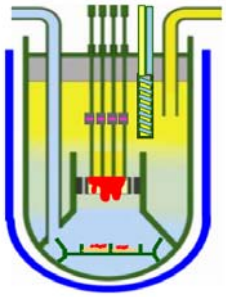


図 1 ATWS 系 DEC の事故影響の IVR

されており、炉心損傷時の事故影響の IVR 達成を目指しているものと考えられる。

LOHRS 系 DEC は、原子炉停止後の崩壊熱除去に失敗する事象であるが、高沸点のナトリウムを冷却材として用いていることから、冷却材沸騰までの温度上昇余裕が大きく炉心損傷に至るまでの時間余裕が大きい、自然循環能力が高い、静的機器による液位維持が可能、といった特長を SFR は有している。これを踏まえて、SDC/SDG では、LOHRS 系 DEC に対して次のような対策を講じることで炉心損傷を防止することを要求している。1 つは、原子炉容器とガードベッセルの信頼性を確保して原子炉容器内ナトリウム液位を維持し、LORL を防止することであり、もう 1 つは、崩壊熱除去系の機能強化や独立性の高い代替手段により冷却性を維持し、PLOHS を防止することである。これらの対策により炉心損傷状態が実質的に回避されるようにすることで、図 2 に示すような IVR を達成すること要求している。各国の次期 SFR では、設計選択に差はあるものの、1 次系全域をカバーするガードベッセルの設置、多様性に配慮した崩壊熱除去系構成、自然循環能力の取り込み等を検討し、防止対策の信頼性向上を図って、LORL、PLOHS に起因する炉心損傷の防止を目指しているものと考えられる。

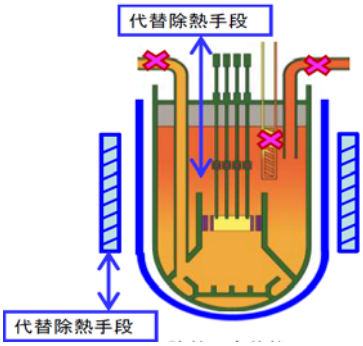


図 2 LOHRS 系 DEC 時の炉心損傷防止

4. 終わりに

各国の次期 SFR の安全設計の概要を調査した結果、安全対策の強化を図る方向で各国とも検討を進めており、総じて、SDC/SDG の要件を満足させる方向で安全設計が進んでいることが分かった。

本報告は、経済産業省からの受託事業である「平成 27 年度高速炉等技術開発」「平成 28 年度高速炉国際協力等技術開発」「平成 29 年度高速炉の国際協力等に関する技術開発」の成果を含む。

参考文献

[1] Joint IAEA-GIF Technical Meetings/Workshops on Safety of Sodium-Cooled Fast Reactors (June/2014, June/2015, Nov./2016), [2] FR17, IAEA-CN-245-399 (OKBM,IPPE) (2017), [3] FR17, IAEA-CN-245-300 (IGCAR) (2017).

*Yoshio Shimakawa[1]

[1] Mitsubishi FBR Systems

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：302-1 Advanced Reactor System

Thu. Sep 14, 2017 2:45 PM - 4:05 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 5:45 AM - 7:05 AM UTC | Room J C309 - C Block

[2J10-14] Decommissioning of Monju

Chair:Yoshitaka Chikazawa (JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[2J10] Safety evaluations for MONJU during decommissioning phase

(1)Approach to safety evaluations during decommissioning phase

*Yoshitaka Fukano[1], Satoshi Futagami[1], Yasuhiro Enuma[1], Takayuki Suzuki[1], Ryodai Nakai[1], Makinori Ikeda[1] (1. JAEA)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[2J11] Safety evaluations for MONJU during decommissioning phase

(2)Conservative thermal evaluations on fuel integrity

*Takero Mori[1], Masutake Sotsu[1], Yuya Imaizumi[1], Kazuo Yoshimura[1], Yoshitaka Fukano[1] (1. JAEA)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[2J12] Safety evaluations for MONJU during decommissioning phase

(3)Evaluation of accidents during decommissioning phase

*Tetsuya Mouri[1], Rika Mitsumoto[1], Satoshi Futagami[1], Iwao Suse[1], Yasuhiro Enuma[1] (1. JAEA)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[2J13] Safety evaluations for MONJU during decommissioning phase

(4)Resistance to hazards during decommissioning phase

*Kazuaki Matsui[1], Kosuke Aizawa[1], Rika Mitsumto[1], Satoshi Futagami[1], Iwao Suse[1], Yasuhiro Enuma[1] (1. JAEA)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[2J14] Evaluation thermal resistance of electric instrumentation and installation for MONJU during decommissioning phase

*Sho Kawanago[1], Rika Mitsumoto[1], Satoshi Futagami[1], Iwao Suse[1], Yasuhiro Enuma[1] (1. JAEA)

4:00 PM - 4:05 PM JST | 7:00 AM - 7:05 AM UTC

Time reserved for Chair

「もんじゅ」の廃止措置段階における安全性について (1) 廃止措置段階における安全性確保の考え方

Safety evaluations for MONJU during decommissioning phase
(1) Approach to safety evaluations during decommissioning phase

*深野 義隆[1], 二神 敏[1], 江沼 康弘[1], 鈴木 隆之[1], 中井 良大[1], 池田 真輝典[1]
[1]原子力機構

「もんじゅ」は廃止措置段階に移行するが、出力運転以降 20 年以上の期間を経て炉心の崩壊熱及び放射能は、極めて低いレベルにある。これを踏まえ、本シリーズ発表では、「もんじゅ」の廃止措置段階における安全性評価について報告する。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，もんじゅ，廃止措置，安全評価

1. 緒言

現在の「もんじゅ」の崩壊熱は約 30kW と原子炉容器の放散熱約 50kW よりも小さく、放射能は使用済燃料集合体 1 体ギャップ中の放射性希ガス約 1.8×10^{9}Bq と極めて低いレベルにある。このようなプラント状態を踏まえ、設置許可申請書において想定された事故、及び設計想定を超え重大事故に至るおそれのある事故等も考慮し、廃止措置段階において想定すべき事故を抽出し、評価を行った。

2. 想定すべき事故の整理方法

放射性物質の放出が人や環境へ与えるリスクを考え、次の手順により廃止措置段階において考慮すべき事故事象を整理した。
①放射性物質の性状と核種→②放射性核種の所在→③放射性核種放出に至る破損形態→④事故事象

3. 整理結果

放射性物質として、燃料集合体に内蔵される放射性物質及び 1 次冷却材中に含まれる放射性物質がある。このため、燃料集合体中に内蔵される (1)ガス状の放射性物質（希ガス、よう素）、 (2)固体状の放射性物質（Pu、Am、FP）、及び(3)放射性物質を含む Na に分類し事故事象を抽出した。

図 1 に(1)希ガス、よう素放出に至り得る事象の整理例を示す。核種が存在し得る原子炉、炉外燃料貯蔵槽(EVST)、燃料池、燃料取扱設備のいずれも冷却機能の喪失事故が想定されるが、評価の結果図 2 に示すように燃料集合体の熱的損傷は生じないことを確認した。この結果、燃料集合体の機械的損傷が生じる可能性のある落下事故、及び放射性物質を含む 1 次系の冷却材漏えい事故が、放射性物質を放出する事故となり、周辺公衆に対する被ばく評価を実施した。

設計想定を超え重大事故に至るおそれのある事故については、使用済燃料の崩壊熱が低いこと、ガードベッセル等の事故対応設備が施設されていることから、炉心燃料や使用済燃料の著しい損傷に至らないことを確認した。さらに、もんじゅの特徴として Na を冷却材に使用していること、炉心に燃料が装荷されていることを考慮し、想定を上回る自然災害等による大規模損壊を想定し、対応体制及び手順を整備する必要がある。

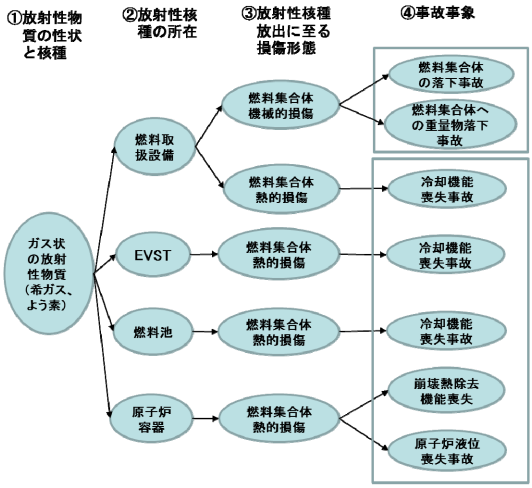


図1 希ガス、よう素放出に至り得る事象の整理

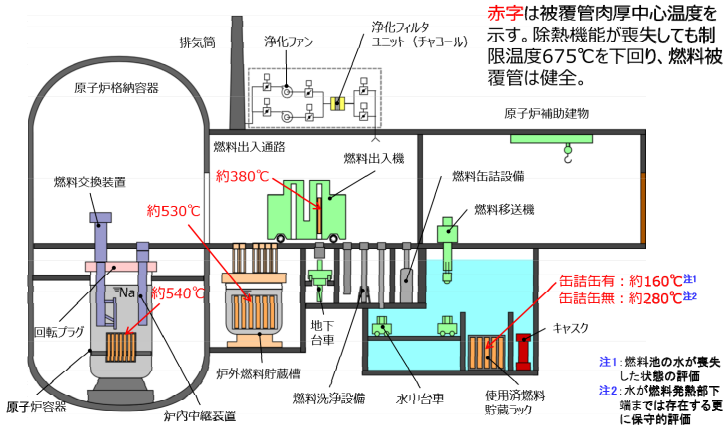


図2 冷却機能を喪失した場合の燃料被覆管温度

4. 結言

廃止措置段階（現状のプラント状態）において、放射性物質の放出が人や環境へ与えるリスクを考慮し、事故事象を整理した。想定すべき事故として「燃料取扱事故（1 体破損時の希ガス、よう素全量放出）」及び、「1 次冷却材漏えい事故（放射性物質を含む Na の流出）」を抽出し、事故評価を実施した。

更に設計想定を超える事象への対応として、大規模損壊を想定し、対応体制及び手順を整備する必要がある。続報では、燃料健全性の熱的評価及び事故評価の詳細、外的事象の評価結果を示す。

*Yoshitaka Fukano[1], Satoshi Futagami[1], Yasuhiro Enuma[1], Takayuki Suzuki[1], Ryodai Nakai[1], Makinori Ikeda[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

「もんじゅ」の廃止措置段階における安全性について
（2）燃料健全性に関わる保守的評価

Safety evaluations for MONJU during decommissioning phase

(2) Conservative thermal evaluations on fuel integrity

*森 健郎[1]，素都 益武[1]，今泉 悠也[1]，吉村 一夫[1]，深野 義隆[1]

[1]原子力機構

廃止措置段階において、重大事故に至るおそれがないことを示すために、冷却系の機能喪失時の燃料健全性を評価した。本報では、廃止措置段階での燃料の取扱いについて整理し、炉心、炉外燃料貯蔵槽、燃料池及び燃料集合体の移送中の各段階における燃料健全性に関わる保守的評価の結果を示す。

キーワード：燃料健全性，保守的評価，廃止措置段階

1. 緒言　もんじゅの廃止措置段階における安全性の評価として、燃料取出し（原子炉容器（R/V）、炉外燃料貯蔵槽（EVST）、燃料池及び燃料移送中）の各段階で、冷却系機能が喪失した場合の燃料の健全性について熱的評価を行った。

2. 各設備の保守的評価モデル　R/V の評価では、1 次主冷却系のナトリウム（Na）循環の停止を想定した。計算モデルは、1 次主冷却系からの放熱は考慮せず、保守的に R/V 内部の Na の流動が無いものとして径方向の熱伝導のみとした（図 1）。EVST の評価では、冷却系の Na 循環の停止を想定し、計算モデルは、R/V の計算モデルと同様に EVST 内部の Na の流動が無いものとして径方向の熱伝導のみとした。燃料池の評価では、燃料池の冷却系の停止及び蒸発による冷却水喪失を想定した。計算モデルは、缶詰缶及び燃料集合体内部の水あるいは空気の自然対流が無いものとして径方向の熱伝導のみとした。移送中の評価では、冷却系の停止を想定し、R/V から燃料池までの移送の各段階の中で被ふく管肉厚中心温度が最も高くなる状態を選定し、計算モデルは、燃料出入機本体内部の空気の自然対流が無いものとして構造物の熱伝導のみとした。各設備の燃料領域の計算において考慮する伝熱部の高さは、保守的に発熱部の高さのみを考慮した。また、各対象からの熱は、自然対流熱伝達により、雰囲気へ放散されるモデルとした。各計算に用いる崩壊熱量は、廃止措置期間中の最大値とした。

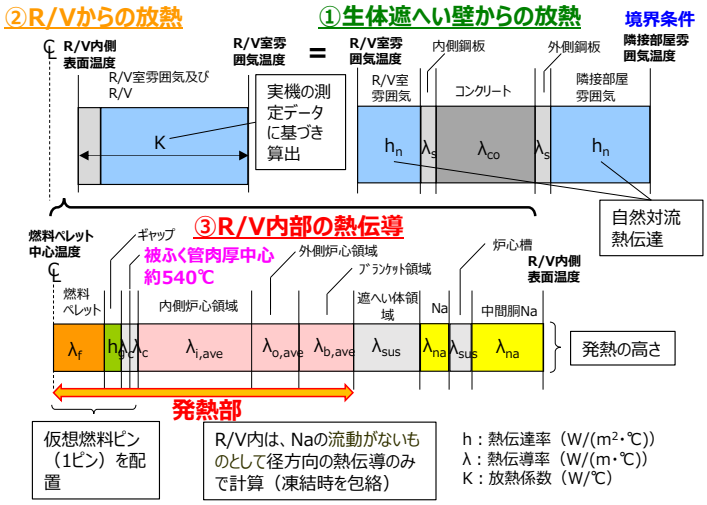


図 1　R/V の計算モデル

3. 計算結果　計算結果を表 1 に示す。上述の保守的な計算モデルを用いた場合でも、各設備共に被ふく管肉厚中心温度は、原子炉における定格出力時の同温度の熱的制限値 675℃を下回ることを確認した。

表 1　各設備の計算結果

	R/V	EVST	燃料池		移送中
評価対象	1次主冷却系停止	冷却系停止	冷却系停止（冷却水喪失）	冷却系停止（燃料発熱部下端位置まで冷却水喪失）	代表事象の冷却系停止
			缶詰缶有	缶詰缶無	
	空調停止				
被ふく管肉厚中心温度	約540℃	約530℃	約160℃	約280℃	約380℃

4. 結言　廃止措置段階においては、冷却機能喪失時においても重大事故に至る恐れがないことを評価した。

参考文献　[1]Cengel, Heat and Mass Transfer A Practical Approach 3rd Edition, [2]伝熱工学資料 第 5 版, [3]日本機械学会，管路・ダクトの流路抵抗，1979 年, [4]空気調和・衛生工学会，第 11 版 空気衛生調和工学便覧 Ⅰ 巻，1989 年

*Takero MORI[1], Masutake SOTSU[1] Yuya IMAIZUMI[1], Kazuo YOSHIMURA[1] and Yoshitaka FUKANO[1]　[1]JAEA

「もんじゅ」の廃止措置段階における安全性について (3) 廃止措置段階における事故について

Safety evaluations for MONJU during decommissioning phase
(3) Evaluation of accidents during decommissioning phase

*毛利 哲也[1]，光元 里香[1]，二神 敏[1]，巣瀬 巌[1]，江沼 康弘[1]
[1]原子力機構

廃止措置段階において着目すべき事故について、出力運転から約 21 年が経過し使用済燃料の放射能が減衰しているプラント状態を考慮し、事故の選定と評価を実施した。事故としては、希ガス及びよう素の放出に至り得る事故として燃料取扱事故、放射性物質を含む Na の流出に至り得る事故として 1 次冷却材漏えい事故を選定し、評価の結果、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないことを確認した。

キーワード：もんじゅ，廃止措置段階

1. 緒言

シリーズ発表の「(1)廃止措置段階における安全性確保の考え方」において、希ガス及びよう素の放出に至り得る事故として燃料取扱事故、放射性物質を含む Na の流出の放出に至り得る事故として 1 次冷却材漏えい事故が抽出されている。これらの事故について、現行の設置許可申請書における評価をベースに、出力運転から約 21 年が経過し放射能が減衰していること、および廃止措置中のプラント状態での放射性物質の移行経路を考慮して敷地境界における被ばく線量を評価した。

2. 燃料取扱事故の想定と評価結果

現状、取扱う使用済燃料中の希ガス及びよう素の放射能は、出力運転から約 21 年の経過に伴い減衰し、原子炉運転中とは異なり燃料取扱いルート間で放射能レベルはほぼ同一であることから、閉じ込め機能の観点で最も厳しくなる燃料池での事故を評価した。図 1 に評価条件を示す。評価の結果、実効線量は約 1.3×10^{-6}mSv となり、目安となる 5mSv を十分に下回る結果を得た。さらに、燃料取扱いルート間で想定される事故を包絡する保守的な条件として、燃料池水によるよう素の低減効果を無視した場合についても評価した結果、実効線量は約 1.6×10^{-5}mSv に留まる結果を得た。

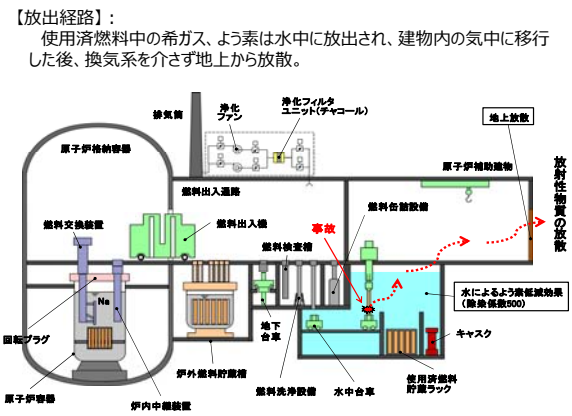


図 1　燃料取扱事故の評価条件

3. 1 次冷却材漏えい事故の想定と評価結果

もんじゅの格納容器床下は、万が一の冷却材漏えいに備え、漏えいした Na が燃焼することを抑制するために低酸素濃度の窒素雰囲気となっている。漏えい Na に含まれる放射性物質は、格納容器床下に漏えいした Na が窒素雰囲気下で燃焼することで発生する Na エアロゾルとともに床下雰囲気へ放出され、プレートアウト等にて減衰しながら格納容器床上へ移行し、アニュラスを経由して排気筒から環境へ放出される。

廃止措置段階においては、格納容器床下の窒素雰囲気は維持されるものの、格納容器は燃料体取出し作業等のために開放状態が継続すると考えられる。そこで、保守的に現行の設置許可申請書における運転状態を前提とした事故想定をベースにしつつ、格納容器開放状態として、アニュラスによる除去に期待せず、また排気筒ではなく地上放散することを想定した。さらに保守的にプレートアウト等による減衰を考慮せず、燃焼によって発生した Na エアロゾルに含まれる放射化 Na(Na-22)の全量が環境へ放出される条件とした。評価の結果、実効線量は目安となる 5mSv を十分に下回る結果を得た。

4. 結言

廃止措置中の事故として燃料取扱事故及び 1 次冷却材漏えい事故における被ばく線量を評価した結果、いずれの事故も目安となる 5mSv を十分に下回り、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないことを確認した。

*Tetsuya Mouri[1], Rika Mitsumoto[1], Satoshi Futagami[1], Iwao Suse[1] and Yasuhiro Enuma[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

「もんじゅ」の廃止措置段階における安全性について (4) 廃止措置段階におけるハザードへの耐性について

Safety evaluations for MONJU during decommissioning phase
(4) Resistance to hazards during decommissioning phase

*松井 一晃[1]，相澤 康介[1]，光元 里香[1]，二神 敏[1]，巣瀬 巌[1]，江沼 康弘[1]
[1]原子力機構

廃止措置段階におけるプラント状態及びナトリウム冷却高速炉の特徴を踏まえ、現状の「もんじゅ」の頑健性を検討している。本報では、新規制基準において追加された竜巻・火山・森林火災・内部溢水等のハザードに対する現状の耐性を報告する。

キーワード：もんじゅ，廃止措置段階，ハザード

1. 緒言

廃止措置段階におけるプラント状態及びナトリウム冷却高速炉の特徴を踏まえ、現状の「もんじゅ」の頑健性を検討している。「もんじゅ」は地震・風・洪水・積雪・津波等の自然現象、プラント内外からの飛来物、ナトリウム燃焼を含めた内部火災事象については、当初設計から考慮している。本報では、設計時の評価及びそれ以降に実施した直近の評価等をもとに、新規制基準において追加されたハザードに対する現状の耐性を報告する。

2. ハザードに対する耐性評価

ハザードに対する耐性の検討にあたっては、「もんじゅ」の従来設計時の評価が参考になる。例えば火山灰の堆積に対しては、既往の雪荷重に対する耐性に包絡される。「もんじゅ」は積雪 200cm 並びに積雪高さ 1cm あたり 30N/m^2 の雪荷重を見込んで耐震評価を行い、安全余裕を確認している。近隣プラントでの想定状況として、火山灰の堆積厚さ 10cm、密度 1.5g/cm^3（湿潤密度）とされていることを参照し、これと同条件における火山灰堆積を想定した場合の荷重は 1470N/m^2 となり、設計上想定する積雪荷重 6000N/m^2 に対して十分な余裕がある。竜巻や森林火災に対しても、一部必要な運用対応を実施することで対応可能である。

また、ナトリウム冷却高速炉の特徴を踏まえ、内部溢水に対しては、ナトリウムを保有するエリア（以降、「禁水エリア」と言う）への影響を防止することが重要である。禁水エリア外において溢水が発生した場合、床ドレン等を通じて最終的に最下層フロアに滞留するが、当該フロアは水が滞留する面積が広く、禁水エリア境界の床レベルも高所に存在するなど、構造上の耐性を有している。また、警報等により漏えいを検知し、隔離する対応手順も整備されており、これらにより禁水エリアへの水の流入を防止できる。

また、燃料池における地震時のスロッシングについても図１に示すように既往の対策により耐性を有しており、しゃへい性能や貯蔵燃料冷却への影響はなく、溢水した水が管理区域外へ流出することや禁水エリアに流入することもない。

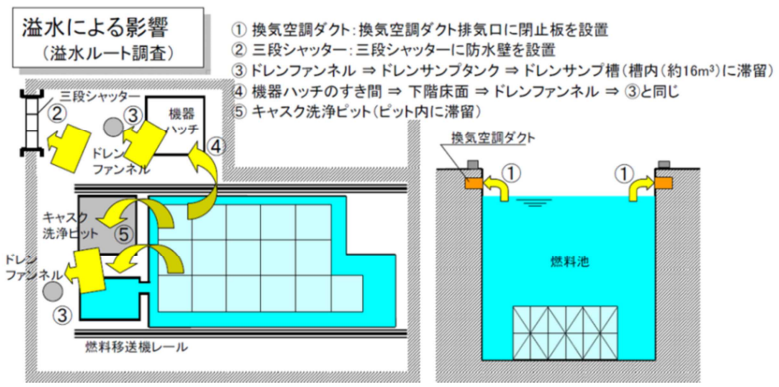


図１　燃料池のスロッシングによる溢水影響

3. 結言

設計時の評価及びそれ以降に実施した直近の評価等をもとに、新規制基準により追加されたハザードに対する現状の「もんじゅ」の耐性を検討した結果、以下の結論を得た。

○自然ハザードについては従来設計により耐性を有しており、一部必要な運用対応を実施することで対応可能である。

○内部溢水については、ナトリウム冷却高速炉の特徴でもある禁水エリアへの影響はなく、また燃料池のスロッシングも含めて溢水した水が管理区域外へ流出することもない。

参考文献

[1] 原子力規制委員会，関西電力株式会社美浜発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書（３号発電用原子炉施設の変更）に関する審査書（核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第４３条の３の６第１項第２号（技術的能力に係るもの）、第３号及び第４号関連），平成２８年１０月５日

*Kazuaki Matsui[1], Kosuke Aizawa[1], Rika Mitsumoto[1], Satoshi Futagami[1], Iwao Suse[1] and Yasuhiro Enuma[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

「もんじゅ」廃止措置段階における電気・計装設備の熱的耐性について

Evaluation thermal resistance of electric instrumentation and installation for MONJU during decommissioning phase

*川名子 翔[1], 光元 里香[1], 二神 敏[1], 巣瀬 巖[1], 江沼 康弘[1]
[1]原子力機構

「もんじゅ」の廃止措置段階においては安全性を確保しつつ、一方では運用設備の範囲を合理的に設定する必要がある。この検討の一環として、空調設備が停止した場合の雰囲気温度の上昇について評価・検討を実施し、実測値との比較により、電気・計装設備の熱的耐性を検討した。

キーワード：もんじゅ, 廃止措置段階, 換気空調設備, 電気・計装設備

１．緒言

「もんじゅ」は廃止措置に移行する。現時点では炉心に燃料が装荷された状態であるが、崩壊熱及び放射能が極めて低いことから、安全確保上機能を維持すべき設備の範囲は、出力運転時と比較し極めて限定的となる。それらを踏まえ、電気・計装設備の熱的ハザード要因となる空調設備停止時の電気・計装設備の耐性について確認した。

２．評価方法

原子力プラントの建屋の躯体壁は、一般的な建築物と比較し頑健に作られており、系統分離設計や火災区画化のため、建屋内は細かく区分されている。そのため、対象区画内の雰囲気温度の上昇を評価する場合、隣接区画の温度を境界として評価することが可能である。また、対象区画に配置された設備からの放散熱を、実際の負荷に合わせて適切に見積もる必要がある。これらのことを考慮し、電気・計装設備の盤類が集中配置されている電気設備区画を対象として、空調設備停止時の雰囲気温度評価のための簡易計算モデルを構築し、対象区画の雰囲気温度上昇を求めた。それらの結果と実際に空調設備を停止し、対象区画の雰囲気温度変化を測定した結果とを比較することで、一定程度の保守性を有して雰囲気温度の上昇が評価できるよう計算に用いる物性値を設定する。このようにして妥当性及び保守性を確認した計算モデルを用い、廃止措置段階においても運用する設備が配置されている対象区画の空調設備が停止した場合の雰囲気温度上昇を評価することで、空調設備が停止するような熱的な共通要因に対して、電気・計装設備が熱的耐性をどの程度有しているかを確認した。

３．計算モデル

空調停止時の雰囲気温度の上昇は、対象区画の盤類からの放散熱、空気及び躯体コンクリートの熱容量等を基に、隣接区画の温度を境界条件として１点近似伝熱計算により求めた。雰囲気（空気）と躯体コンクリートの熱伝達率は、天井、側壁、床面の熱伝達率の内、熱伝達率が最も小さくなる床面の値を採用し、熱容量については、対象区画内に配置されているケーブルトレイ、空調ダクト類は考慮しない簡易モデルとした。

４．評価結果

対象区画の空調設備停止時の雰囲気温度変化の解析結果の初期の温度変化と実測値とを比較した例を図１に示す。これにより、今回の計算モデルが一定程度の保守性を有して対象区画の雰囲気温度の評価ができることを確認した。雰囲気温度の解析の初期温度は、比較のため実測値の初期温度 19℃とした。対象区画の雰囲気温度の季節間温度変動は最低温度約 15℃、最高温度約 24℃となっており、今回の雰囲気温度計算の初期温度に対して、これらの変動を考慮した場合でも、空調設備停止により、電気・計装設備の使用環境条件温度の上限である 40℃に到達するまで、様々な対応をとることができる時間的裕度が確保されていることを確認した。

５．結言

簡易計算モデルによる１点近似伝熱計算にて評価できることを実測値との比較により確認した。これらの計算モデルを用いて、対象区画の雰囲気温度変化を評価し、電気・計装設備の使用環境条件温度の上限である 40℃に到達するまで、様々な対応をとることができる時間的裕度が確保されていることを確認した。

今後、これらの計算モデルを用いて、電気・計装設備が配置されている他の区画の雰囲気温度についても評価を進め、廃止措置段階における空調設備の運用等に反映していく。

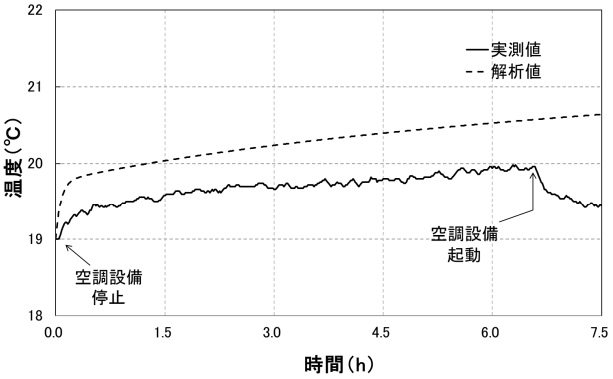


図１ 解析値と実測値との比較（温度変化初期）

*Sho Kawanago[1], Rika Mitsumoto[1], Satoshi Futagami[1], Iwao Suse[1], Yasuhiro Enuma[1]
[1]JAEA

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：302-1 Advanced Reactor System

Thu. Sep 14, 2017 4:05 PM - 5:25 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 7:05 AM - 8:25 AM UTC | Room J C309 - C Block

[2J15-19] Pump and Reactor Vessel of Na-cooled Reactor

Chair:Yuichi Ohtani (MHI)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[2J15] The results obtained from the 20 years of "Monju" plant data

(10)Effect of natural convection prevention plate in primary sodium pump(2)

*Tatsuya Morioka[1], hashidate ryuta[1], Sawazaki Hiromasa[1], Shiotani Hiroki[1], Kunogi Kosuke[1] (1. JAEA)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[2J16] The results obtained from the 20 years of "Monju" plant data

(11)the shaft sealing mechanism of primary sodium pump

*Ryuta Hashidate[1], Tatsuya Morioka[1], Hiromasa Sawazaki[1], Hiroki Shiotani[1], Ikuhito Obata[1], Takanori Kobayashi[1], Ryouichi Uekura[1], (1. Japan Atomic Energy Agency)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[2J17] Preliminary Studies for Applicability related to the Large Reactor Vessel of Pool-type SFR

(1)Seismic Evaluation

*Masato Uchita[1], Koji Dozaki[1], Tetsuji Suzuno[2], Tsuyoshi Fukasawa[2], Hiroki Hayafune[3], Atsushi Katoh[3] (1. Japan Atomic Power Company , 2. Mitsubishi FBR Systems Inc., 3. Japan Atomic Energy Agency)

4:50 PM - 5:05 PM JST | 7:50 AM - 8:05 AM UTC

[2J18] Preliminary Studies for Applicability related to the Large Reactor Vessel of Pool-type SFR

(2)Thermal Hydraulic Analysis

*Hiroyuki Hagiwara[1], Osamu Watanabe[1], Kazuhiro Oyama[1], Masato Ando[1], Hiroyuki Ohshima[2], Hidemasa Yamano[3] (1. MFBR, 2. JAPC, 3. JAEA)

5:05 PM - 5:20 PM JST | 8:05 AM - 8:20 AM UTC

[2J19] Preliminary Studies for Applicability related to the Large Reactor Vessel of Pool-type SFR

(3)Thermal Transient Evaluation

*Yoshitaka Chikazawa[1], Shigenobu Kubo[1], Takayuki Miyagawa[2], Masao eto[3] (1. JAEA, 2. JAPC, 3. MFBR)

5:20 PM - 5:25 PM JST | 8:20 AM - 8:25 AM UTC

Time reserved for Chair

２０年間のもんじゅプラントデータから得られた成果について （１０）１次主冷却系循環ポンプの自然対流防止板の効果（Ⅱ）

The results obtained from the 20 years of “Monju” plant data

（１０）Effect of natural convection prevention plate in primary sodium pump (Ⅱ)

*森岡 辰也[1]，橋立 竜太[1]，澤崎 浩昌[1]，塩谷 洋樹[1]，椙木 孝介[1]

[1]原子力機構

2017 年春の年会[1]において、「もんじゅ」1 次主冷却系循環ポンプの健全性確保に自然対流防止板の効果があり、周方向温度差が設計許容範囲を超えないことを、20 年間のプラントデータを用いて報告した。今回は、ガス層上部及び中部に比べて周方向温度差の大きいガス層下部について検討した。

キーワード：もんじゅ、1 次主冷却系循環ポンプ、周方向温度差、自然対流防止板、Na 防渦板

1. 緒言

ガス層下部において、自然対流防止板の効果により「もんじゅ」の設計許容範囲（15℃）を超える温度差は生じなかったが、45,135,225,315°に位置する点（場所）で温度が上昇する例が見られた。そこで、ガス層下部の周方向温度差に対する Na 流量や温度の影響及び温度の角度依存性等を検討した。

2. 検討内容

20 年間（6 時間毎）のプラントデータから Na の流量及び温度の異なる時期のデータを抽出し、ケーシングの熱変形に大きく影響すると考えられる対角の点（ポンプの反対側）の温度差に留意して、ガス層下部の周方向温度の角度依存性を確認した。また、ポンプの内部構造物としてガス層に突き出て設置された Na 防渦板が温度の角度依存性を生じさせたと推定し、Na 防渦板が無い角度（0,90,180,270°:A 群）と有る角度（45,135,225,315°:B 群）の 2 群に分け（図 1）、各々の群内の最大温度差を確認した。さらに、1 分間隔のデータを用いて、ガス層下部温度の角度依存性及び Na 温度変動時の挙動を確認した。

3. 結言

周方向温度差の Na 流量依存性は顕著ではないが、温度上昇に伴って A,B 群の温度差は大きくなる。同じ群内での温度差は、周方向の全ての点の間の温度差と比べて最大 60%程度と小さく、特に対角の点間の温度差が小さかった（図 2）。さらに、1 分間隔のデータからも Na 温度変動時に同様の角度依存性が確認できた。これらの結果から、ガス層下部の温度差には、Na 防渦板の影響が大きいと考えられる。そのため、今後は、Na 防渦板の効果・影響も考慮して大型ポンプを設計すること、また、周方向の全ての点ではなく対角の点同士の最大温度差に着目することで、運転管理・監視を合理化できる可能性がある。

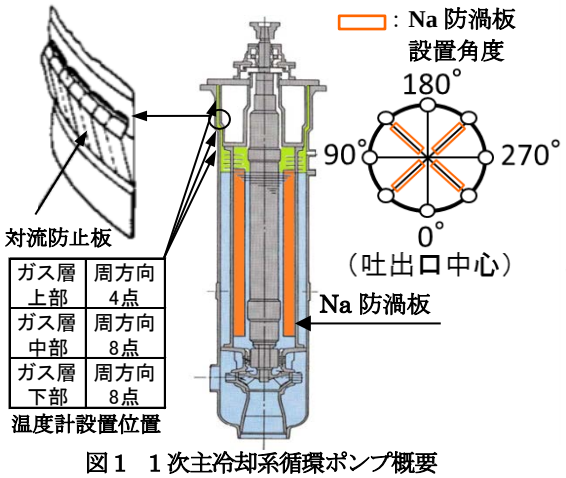


図１　１次主冷却系循環ポンプ概要

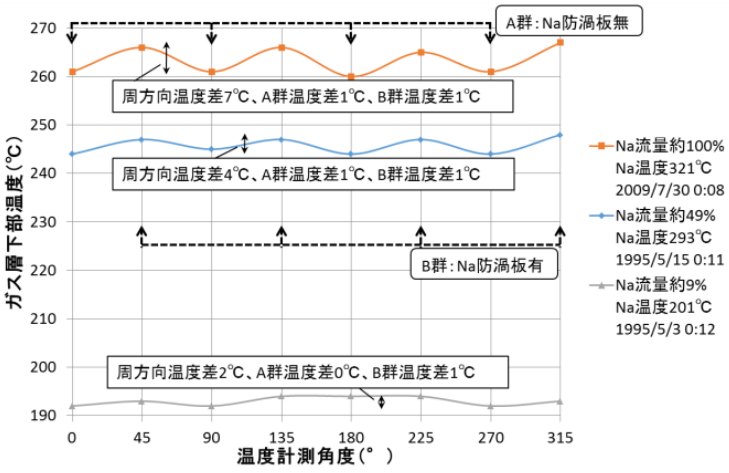


図２　ガス層下部温度の角度依存性

参考文献

[1] 森岡他、20 年間のもんじゅプラントデータから得られた成果について　(5)1 次主冷却系ポンプの自然対流防止版の効果、日本原子力学会、2017 年春の年会（2017）

*Tatsuya Morioka[1], Ryuta Hashidate[1], Hiromasa Sawazaki[1], Hiroki Shiotani[1] and Kosuke Kunogi[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

２０年間のもんじゅプラントデータから得られた成果について
（１１）1 次主冷却系循環ポンプの軸封機構について

The results obtained from the 20 years of “Monju” plant data
（１１）the shaft sealing mechanism of primary sodium pump

*橋立 竜太[1]，森岡 辰也[1]，澤崎 浩昌[1]，塩谷 洋樹[1]，小幡 行史[1]，小林 孝典[1]，上倉 亮一[1]
[1]原子力機構

「もんじゅ」1 次主冷却系循環ポンプの軸封機構に関し、「もんじゅ」プラントデータ等を用いて、アルゴン（Ar）ガス拡散シール及びメカニカルシールの効果及びナトリウム（Na）冷却高速炉特有の軸封機構の設計妥当性の検討結果を報告する。

キーワード：もんじゅ、1 次主冷却系循環ポンプ、メカニカルシール、カバーガスバウンダリ

1. 緒言

Na 冷却高速炉である「もんじゅ」の 1 次主冷却系循環ポンプの開発にあたっては、常陽に比べ高圧な放射性 Na ベーパを含むカバーガスの漏えい、Na の蒸着及びそれに起因するかじり発生の防止等が課題であった。カバーガスと大気を遮断するため、①Ar ガスをパージして Na ベーパの上昇を防止する Ar ガス拡散シール、②上下 2 段にメカニカルシールを配置し、その間にカバーガス圧よりも高圧に保った油を内包したダブルシール構造を採用している（図 1 参照）。

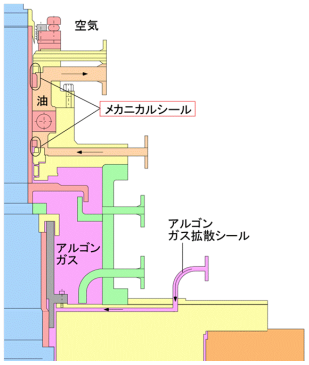


図 1　1 次主冷却系循環ポンプの軸封機構構造

2. 検討内容

①シール面の目視観察結果及びシールガス流量のデータを用いて、Ar ガス拡散シールの効果を確認した。②シールに内包した油の漏えい速度及びメカニカルシール補修時のシール材磨耗量等の保全データを用いて、「もんじゅ」1 次主冷却系循環ポンプのメカニカルシールの機能が維持されている状況を確認した。

3. 検討結果・考察

①Ar ガス拡散シールに関しては、補修時の目視観察結果から Na が蒸着した痕跡は確認されなかった。また、ポンプのシールガス流量にも異常は見当たらず、カバーガスの上昇が抑えられていた。②メカニカルシールに関しては、合計 1400ℓ の油を 25ℓ/min で循環させており、メカニカルシールに内包した油の漏えい速度が許容値である 2ℓ/h 以下ならば、下部のカバーガスと上部の大気を遮断することができる。油の漏えい速度を確認した結果、最大 30mℓ/h 程度になっており、許容値と比較して極めて小さかった（図 2 参照）ことから、メカニカルシール下部のカバーガスと上部の空気は、20 年間を通じて遮断されていたと考えられる。

また、「もんじゅ」の保全では、軸封機構の機能維持を目的として、定期的にメカニカルシールを分解してシール材の研磨及びシール材の寸法測定を実施している。その結果、シール材の摩耗（劣化）の進展は、大半を占めたポニーモータ運転（低速回転）の時期に加え、主モーター運転（高速回転）を行った時期を含めても非常に緩慢であることが判明しており、油の漏えい量を長期間抑制してメカニカルシールの機能維持に貢献したと考えられる。

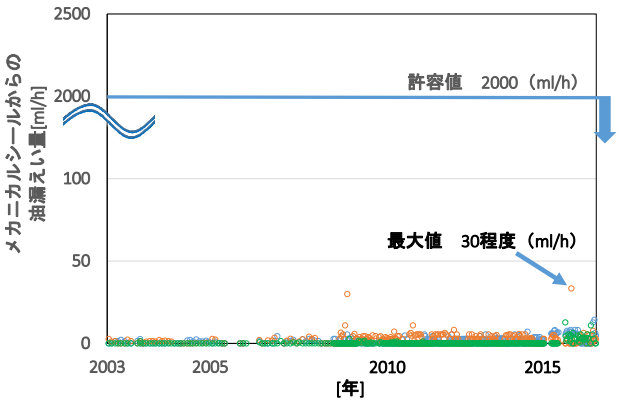


図 2　メカニカルシールの油漏えい量

4. 結言

1 次主冷却系循環ポンプの軸封機構に採用した、①Na ベーパに対する Ar ガス拡散シール、及び②メカニカルシールの現在までのもんじゅの運転の範囲で設計妥当性をプラントデータ等により確認した。運転時のシール材摩耗は小さく、メカニカルシール補修間隔の合理化や次期炉の運転維持費の低減化にあたって有意義な成果が得られたと考える。

*Ryuta Hashidate[1], Tatsuya Morioka[1], Hiromasa Sawazaki[1], Hiroki Shiotani[1], Ikuhito Obata[1], Takanori Kobayashi[1]and Ryoichi Uekura[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

タンク型 SFR の大型原子炉容器に関する適用性の予備的検討 (1) 耐震評価

Preliminary Studies for Applicability related to the Large Reactor Vessel of Pool-type SFR
(1) Seismic Evaluation

*内田　昌人[1]，堂崎　浩二[1]，鈴野　哲司[2]，深沢　剛司[2]，早船　浩樹[3]，加藤　篤志[3]
[1]日本原子力発電，[2]三菱 FBR システムズ，[3]日本原子力研究開発機構

タンク型のナトリウム冷却高速炉（SFR）の原子炉容器について、国内軽水炉サイト相当の地震条件を用いて耐震性の検討を行い、大型化に伴う原子炉容器の座屈に対する必要肉厚と水平免震装置から 3 次元免震装置に変更した場合の耐震性向上の程度を明らかにした。

キーワード：タンク型炉，原子炉容器，座屈評価，3 次元免震装置

1. 緒言

仏 ASTRID に代表されるタンク型のナトリウム冷却高速炉（SFR）は、原子炉容器内に一次系機器を内包することから、もんじゅに代表されるループ型に比べ原子炉容器径が相対的に大きい。国内軽水炉サイトに代表される厳しい地震条件下では、原子炉容器の大型化を指向する上で、その耐震性がクリティカルとなる可能性がある。

本検討では、タンク型 SFR において、地震動に起因する座屈の防止に着目した原子炉容器の必要肉厚の感度評価を行うとともに、水平免震装置から 3 次元免震装置に変更した場合の耐震性向上の程度を明らかにした。

2. 耐震性検討

2-1. 地震動等の設定

国内軽水炉サイト相当の地震条件（条件 A/条件 B）を入力とする原子炉建屋の地震応答解析（高速炉用水平免震装置を適用）を実施し、原子炉容器取付部における床応答曲線を設定した。原子炉容器構造は、水平免震装置の固有振動数に支配される床応答曲線の卓越ピークに配慮して、コアサポート支持部等の剛性を確保した構造を検討し荷重抑制を図った。

2-2. 原子炉容器肉厚の感度評価

原子炉容器の径を 15mとした場合と大型プラントを想定して 19mとした場合について、原子炉容器胴の座屈防止に着目して必要肉厚の感度評価を行った。その結果、原子炉容器径 19mとした場合の座屈評価を満足するために必要な肉厚は、水平免震装置を採用した場合は 60ｍｍと 70ｍｍとなった（図 1 参照）。

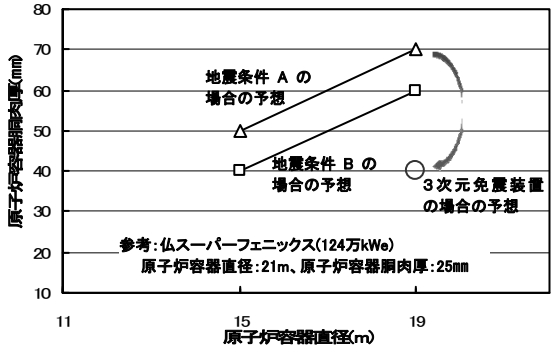


図1. 原子炉容器直径に対する原子炉容器胴の必要肉厚

2-3. 免震装置の変更

原子炉容器に作用する上下方向の地震応答の低減効果も見込め、かつ有意なロッキング振動が生じない、上下の固有振動数 3Hz 程度の 3 次元免震装置（積層ゴムと皿ばねの直列系）を提案し、その有効性を地震応答解析により確認した。その結果、3 次元免震装置による上下地震応答低減によって、必要肉厚が原子炉容器径 19mの場合 4 割程度低減できる見通しを得た（図 1 参照）。

3. 結論

タンク型 SFR の大型原子炉容器について、国内軽水炉サイトの標準的な地震条件下においての適用性があること、及び水平免震装置から 3 次元免震装置に変更した場合、上下地震応答低減が可能となり、耐震性上必要となる原子力容器の肉厚の低減が可能であることを明らかにした。

本報告は、経済産業省からの受託事業である「平成 27 年度高速炉等技術開発」及び「平成 28 年度高速炉国際協力等技術開発」の一環として実施した成果である。

---

*Masato Uchita[1], Koji Dozaki[1], Tetsuji Suzuno[2], Tsuyoshi Fukasawa[2], Hiroki Hayafune[3] and Atsushi Katoh[3]
[1]Japan Atomic Power Company, [2]Mitsubishi FBR Systems Inc., [3]Japan Atomic Energy Agency

タンク型 SFR の大型原子炉容器に関する適用性の予備的検討
（2）熱流動解析

Preliminary Studies for Applicability related to the Large Reactor Vessel of Pool-type SFR
(2) Thermal Hydraulic Analysis

*萩原 裕之[1]，渡辺 収[1]，大山 一弘[1]，安藤 将人[2]，大島 宏之[3]，山野 秀将[3]
[1]三菱 FBR システムズ，[2]日本原子力発電，[3]日本原子力研究開発機構

タンク型炉を対象とした熱流動評価を実施し、タンク型炉の導入を想定した場合に重要となる原子炉容器内の熱流動課題を摘出した。今後、検討すべき重要な熱流動課題として、トリップ時の内容器内外面の温度変化、定格運転時の炉壁冷却部の自然対流及びホットプール自由液面からのカバーガス巻き込み等が挙げられる。

キーワード：タンク型炉，ナトリウム冷却高速炉，3 次元熱流動解析

1. 緒言

日仏国際協力のもと、タンク型炉である ASTRID[1]の開発協力が行われている。これに伴い、国内においてもタンク型炉の設計検討を進めており、それに役立つタンク型炉に対する知見の拡充及び国内適用性評価を実施している。本報では、電気出力 600MWe クラスのタンク型炉を対象とした 3 次元熱流動解析等により、タンク型炉で重要となる原子炉容器内の熱流動課題を摘出した検討結果を報告する。

2. 熱流動評価

2-1. 内容器の熱過渡

ホットプール(HP)とコールドプール(CP)を隔てる内容器の内外面には、定格運転時に約 100℃の温度差が生じる。一方、原子炉トリップ後の 1 次系流量を定格時の 25%とした強制循環崩壊熱除去を想定した場合、高温冷却材が中間熱交換器を除熱されずに通過し、CP 上部の温度が上昇、炉心出口温度の低下により HP 下部温度が低下するため、内容器の内外面温度は逆転し約 40℃の温度差が生じる（図 1）。この内外面温度の変化幅により内容器の構造健全性は厳しくなる。

2-2. 炉壁冷却部の熱対流

炉壁冷却部の下降流路では、上方から低温冷却材が供給され、側面から HP により加熱されるため、不安定な温度分布となり、熱対流が生じる。これにより流路内には変化幅約 20℃、周期約 2 分の温度変動が生じ、構造健全性が厳しくなる。

2-3. ガス巻き込み

HP 自由液面の最大流速は約 0.6m/s である。砕波によるガス巻き込みが生じる可能性があり、炉心出力の変動等への影響を確認する必要がある。

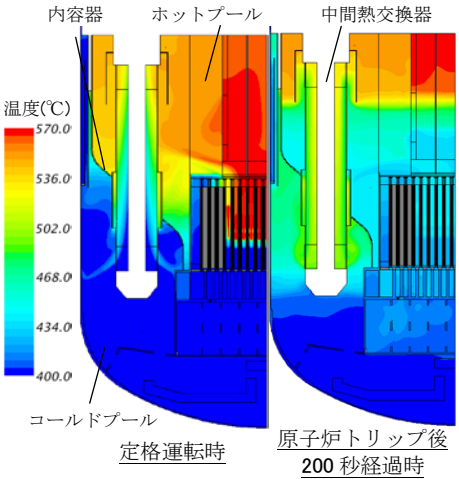


図 1 主容器内温度分布

3. 結論

電気出力 600MWe クラスのタンク型炉を対象とした熱流動評価により、原子炉トリップ時の内容器の内外面温度変化、定格運転時の炉壁冷却部の熱対流及び HP 自由液面からのカバーガス巻き込み等の熱流動課題を摘出した。今後はこれらの課題についての熱流動評価を詳細化し、適切な対策を検討する計画である。

本報告は経済産業省からの受託事業である「平成２５年度高速炉等技術開発」の一環として実施した成果である。

参考文献 [1] J. Rouault, et al., Proceedings of ICAPP 2015

*Hiroyuki Hagiwara[1], Osamu Watanabe[1], Kazuhiro Oyama[1], Masato Ando[2], Hiroyuki Ohshima[3] and Hidemasa Yamano[3]
[1]Mitsubishi FBR Systems, [2]Japan Atomic Power Company, [3]Japan Atomic Energy Agency

タンク型 SFR の大型原子炉容器に関する適用性の予備的検討
(3) 耐熱評価

Preliminary Studies for Applicability related to the Large Reactor Vessel of Pool-type SFR

(3) Thermal Transient Evaluation

*近澤　佳隆[1]，久保　重信[1]，宮川　高行[2]，衛藤 将生[3]

[1]日本原子力研究開発機構，[2]日本原子力発電，[3]三菱 FBR システムズ

タンク型炉の主容器液面近傍部を対象に熱応力解析を行い、耐熱性を検討した。主容器の肉厚は厳しい地震条件に対応した構造とし、スクラム時の液位変動を荷重条件に取り入れて、主容器液面近傍部のクリープ疲労損傷評価及び液面ラチェット評価を行った

キーワード：タンク型炉，原子炉容器，熱過渡，クリープ疲労

1. 緒言

仏 ASTRID に代表されるタンク型炉を国内軽水炉サイトに代表される厳しい地震条件下に整合するように検討した場合、必要肉厚等が増加し、耐熱性の成立性が厳しくなる可能性がある。本検討では、耐震強化された原子炉構造（図 1）に対し主容器径 15m（600MWe 級）、肉厚 40mm を基本的な検討条件とし、液面ラチェットとクリープ疲労評価を評価し、肉厚および径が変化した場合の影響を評価した。

2. 耐熱性検討

(1)　液面ラチェット　熱過渡の想定回数としては通常起動（起動日数 1.5 日）330 回、通常停止（停止日数 0.75 日）80 回、手動トリップ 250 回を想定し、FINAS による応力解析を行った。起動時の応力の軸方向分布を図 2 に示す。一次＋二次膜応力強さの最大値は起動開始後 20h において 147MPa と評価され、制限値の 178MPa を満たす。

(2)　クリープ疲労損傷　過渡における発生応力の変動幅を図 3 に示す。最大値は 323MPa となり、クリープ損傷係数はほぼ 0、疲労損傷係数の 0.016 と合計しても、制限値である 1 より十分小さい値となった。

(3)　肉厚および出力増加の影響評価　制限値に対し余裕が小さい液面ラチェットについて肉厚および出力が増加した場合の影響を評価した。肉厚が 40mm から 45mm に増加した場合、一次＋二次膜応力強さは 1.06 倍増加する。この場合 156MPa であり、制限値 178MPa を満たす。出力を 600MWe 級から 1500MWe に増加した場合、主容器径は約 20.4m、肉厚は 60mm から 85mm が想定され。この場合の応力はそれぞれ 206MPa、250MPa となり、制限値を超える。ただし、起動日数をそれぞれ 2.3 日、3.5 日とする対応で制限値を満たすことができる。また、3 次元免震を採用する場合は肉厚が低減するため応力が低減される。

3. 結論

タンク型 SFR の大型主容器について、国内軽水炉サイトの標準的な地震条件下において耐熱成立性があることがわかった。大型化を想定した場合、応力が増加するが、起動日数の延長、3 次元免震の採用等により対応可能であることがわかった。

本報告は、経済産業省からの受託事業である「平成 27 年度高速炉等技術開発」及び「平成 28 年度高速炉国際協力等技術開発」の一環として実施した成果である。

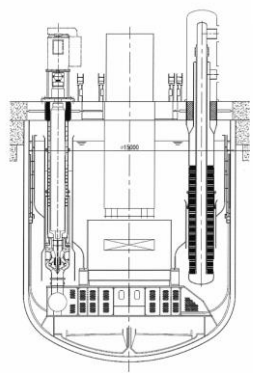


図 1 原子炉構造

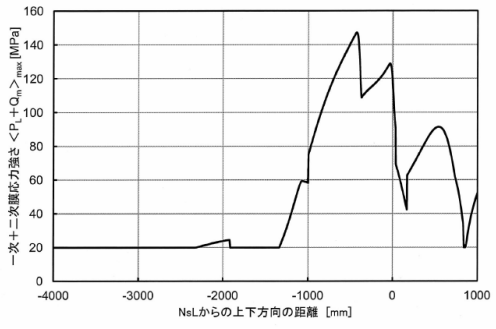


図 2　起動時の一次＋二次膜応力強さ

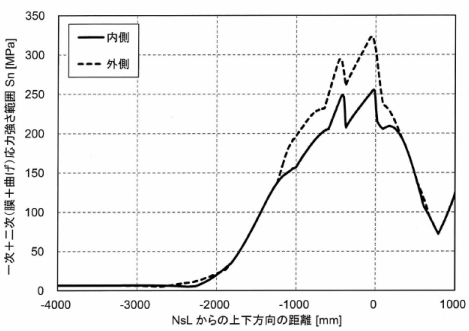


図 3　過渡時の膜＋曲げ応力強さ変動幅

*Yoshitaka Chikazawa[1], Shigenobu Kubo[1], Takayuki Miyagawa[2], Masao Eto[3]

[1] Japan Atomic Energy Agency, [2] Japan Atomic Power Company., [3] Mitsubishi FBR Systems Inc

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：302-1 Advanced Reactor System

Thu. Sep 14, 2017 5:25 PM - 6:30 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 8:25 AM - 9:30 AM UTC | Room J C309 - C Block

[2J20-23] Decay Heat Removal and Na-cleaning

Chair:Masato Uchita (JAPC)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[2J20] Study on In-Vessel Coolability by Decay Heat Removal Systems in Sodium-cooled Fast Reactors

Preliminary Investigation of Experimental Requirements for A Sodium Test Apparatus with Different In-Vessel Direct Heat Exchangers

*Masaaki Tanaka[1], Katsunori Amano[1], Nobuyuki Ishikawa[1], Kunihiko Nabeshima[1], Hiroyuki Ohshima[1], Kazuhiro Oyama[2], Hironori Nakamura[2], Takashi Ichihara[2] (1. JAEA, 2. MFBR)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[2J21] PLANDTL-2 Experiment for Evaluation of Decay Heat Removal in Sodium-cooled Fast Reactors

Preliminary Confirmation Tests of Fundamental Performance at Steady and Transient Conditions

*Jun Kobayashi[1], Toshiki Ezure[1], Takamitsu Onojima[1], Ayako Ono[1], Akikazu Kurihara[1], Masaaki Tanaka[1], Hiroyuki Ohshima[1] (1. JAEA)

5:55 PM - 6:10 PM JST | 8:55 AM - 9:10 AM UTC

[2J22] Dry Cleaning Process Test for Fuel Assembly of Fast Reactor Plant System

(1)Sodium Test Loop Operation

*Yuichi Ohtani[1], Hideyuki Kudoh[1], Seiho Utsumi[1], Masako Tanaka[1], Atsushi Katoh[2], Yoshitaka Chikazawa[2], Keiichi Nagai[2], Kuniaki Ara[2], Masahiko Ohtaka[2], Akihiro Ide[3] (1. MHI, 2. JAEA, 3. MFBR)

6:10 PM - 6:25 PM JST | 9:10 AM - 9:25 AM UTC

[2J23] Dry Cleaning Process Test for Fuel Assembly of Fast Reactor Plant System

(2)Test Results and Prediction Evaluation of a Fuel Assembly

*Hideyuki Kudoh[1], Ohtani Yuichi[1], Seiho Utsumi[1], Masahide Hara[1], Atsushi Katoh[2], Yoshitaka Chikazawa[2], Keiichi Nagai[2], Kuniaki Ara[2], Masahiko Ohtaka[2], Akihiro Ide[3] (1. MHI, 2. JAEA, 3. MFBR)

6:25 PM - 6:30 PM JST | 9:25 AM - 9:30 AM UTC

Time reserved for Chair

ナトリウム冷却高速炉における崩壊熱除去システムの炉内冷却特性に関する研究 ～多様な炉内冷却器を有するナトリウム試験装置への 試験要求項目の予備的検討～

Study on In-Vessel Coolability by Decay Heat Removal Systems in Sodium-cooled Fast Reactors
Preliminary Investigation of Experimental Requirements for A Sodium Test Facility with Different In-Vessel Direct Heat Exchangers

*田中 正暁[1]，天野 克則[1]，石川 信行[1]，鍋島 邦彦[1]，大島 宏之[1]，
大山 一弘[2]、中村 博紀[2]、市原 隆司[2]
[1]原子力機構，[2]MFBR

シビアアクシデント時を含む崩壊熱除去時の多様な炉内冷却システムの成立性確認を目的とするナトリウム試験（AtheNa-RV/DHRS）について試験要求項目及び試験装置の具体化に係る設計課題について検討した。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，崩壊熱除去システム，炉内冷却特性，ナトリウム試験装置

1. 緒言 ナトリウム冷却高速炉の安全性強化の一環として、シビアアクシデント（SA）時の崩壊熱除去能力の強化及び確保が重要な課題[1]となっている。日本原子力研究開発機構（JAEA）では、多様な崩壊熱除去システム（DHRS）の実現に資するため、SA 時の除熱特性に着目した水流動試験装置（PHEASANT）[2]、炉心部の除熱特性に着目したナトリウム試験装置（PLANDTL-2）[3]、そして SA 時を含む様々なプラント条件下での多様な DHRS による炉容器内の除熱特性に着目したナトリウム試験装置（AtheNa-RV/DHRS）による試験研究と数値解析評価手法整備を含む解析研究を組み合わせた研究開発プログラムを計画（一部実施）している[4]。本報では、設計段階にある AtheNa-RV/DHRS について、既往知見を参照し、試験要求項目及び試験装置の具体化に係る設計課題について検討した結果を報告する。

2. DHRS 既往研究 AtheNa-RV/DHRS の検討に資するため、DHRS に関する既往研究の調査を行った。主要な既往研究について概説する。JAEA において、ナトリウム試験装置（PLANDTL-DHX）を用い、炉内冷却器（DHX）からの低温ナトリウムが集合体間ギャップ部を通過する流れ（IWF：インターラッパフロー）による炉心部の除熱効果が示されている[5-7]。また、ループ型の大型ナトリウム冷却高速炉の炉心部および 1 次主冷却系を把握するため、相似則検討により設計された 1/10 縮尺水流動試験装置を用いて過渡時における崩壊熱除去特性についての知見が得られている[8,9]。

3. 要求項目検討 暫定体系である試験装置（AtheNa-RV）[4]を対象に、多次元熱流動解析を実施するとともに、2.の既往研究を参考に、無次元数（レイノルズ数、ペクレ数、リチャードソン数、修正グラスホフ数、修正ブシネスク数）を用いた相似則検討を行った。その結果、AtheNa-RV/DHRS に対して、多様な DHRS が稼働する場合の IWF による影響把握を含めた炉心除熱特性に着目した試験装置とすることが有効であること、下部プレナムにコアキャッチャ上のデブリ発熱を模擬することで SA 時の熱流動場の傾向を把握可能であることが示された。また、実機実証データの取得を目的とするには 1/3 縮尺より大きな試験装置とする必要があることが示された。さらに、新たに（1）炉容器および主冷却系を模擬した 1/10 縮尺水流動試験装置による過渡特性把握試験、（2）実機で採用される熱交換器内の伝熱に着目した実寸（小規模）試験、（3）コアキャッチャ上のデブリ冷却に着目した実機構造を模擬した SA 試験の必要性が抽出された。

3. 結言 多様な DHRS の成立性確認を目的とする AtheNa-RV/DHRS については、IWF を含む炉心部および下部プレナム部に堆積したデブリの除熱特性把握を前提としたナトリウム試験装置として具体化を図る。

参考文献 [1]H. Kamide, et al., NED, 312 (2017), p.30, [2]A, Ono, et al., ICAPP'17 (2017), No.17230, [3]小林ら, 2015 秋の大会,C14, [4]鍋島ら, 2016 年春の年会, 1D11, [5]H. kamide, NT, 133(2001), p.77, [6]M. Nishimura, NED, 200 (2000), p.157, [7]A. Ono, et al., JNST, (2016), p.1385, [8] 古賀ら, **電力中央研究所報告** N10009 (2010), [9]O. Watanabe, et al., JNST, 52 (2015), p.1102.

謝辞 本報告は、経済産業省からの受託事業である「高速炉国際協力等技術開発」の一環として実施した成果を含む。

*Masaaki Tanaka[1], Katsunori Amano[1], Nobiyuki Ishikawa[1], Kunihiko Nabeshima[1], Hiroyuki Ohshima[1], Kazuhiro Oyama[2], Hironori Nakamura[2], Takasi Ichihara[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Mitsubishi FBR systems INC.

高速炉崩壊熱除去特性に関する PLANDTL-2 試験
-基本性能および定常・過渡特性の把握に係わる予備試験結果-

PLANDTL-2 Experiment for Evaluation of Decay Heat Removal in Sodium-cooled Fast Reactors
- Preliminary Confirmation Tests of Fundamental Performance at Steady and Transient Conditions -

*小林順[1]、江連俊樹[1]、小野島貴光[1]、小野綾子[1]、栗原成計[1]、田中正暁[1]、大島宏之[1]
[1]原子力機構

ナトリウム冷却高速炉における崩壊熱除去時の炉内熱流動現象の把握・予測に向け、ナトリウム試験装置（PLANDTL-2）での予備試験を実施し、基本性能ならびに定常・過渡特性を確認した。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，崩壊熱除去，炉内冷却器

1. 緒言　原子力機構では、ナトリウム冷却高速炉の安全性強化の観点から、シビアアクシデント（SA）時を含む様々なプラント条件で対応可能な崩壊熱壊熱除去システム（DHRS）の構築を進めている[1]。その一環として、浸漬型炉内冷却器（浸漬型 DHX）による崩壊熱除去時の炉内熱流動現象の把握・予測に向け、PLANDTL-2 試験装置[2]を用いたナトリウム試験を開始した。本報では、試験装置の基本性能確認ならびに定常・過渡特性の把握を目的として実施した予備試験結果を報告する。

2. PLANDTL 試験装置の概要　図 1 に PLANDTL-2 試験体の概略図を示す。試験体は、模擬炉心部入口のプレナム部、模擬炉心部および上部プレナム部から構成される。模擬炉心部は、内径 0.9m の円筒内に六角管流路が複数体挿入された構造となっており、模擬炉心部には、燃料集合体を模擬した電気ヒータを有する発熱チャンネル 30 体、制御棒チャンネル及び最外周の模擬遮蔽体を模擬した非発熱チャンネル 24 体を有する。上部プレナム部は、上下鏡板部を有する内径 1.95m の円筒容器であり、流出配管 2 本、UIS（コラム型）および浸漬型 DHX（1 基）等で構成される。なお、図 1 右下に示す炉心閉塞機構（金属球）により発熱チャンネル出口を閉塞させて、炉心損傷等で炉心が閉塞した状態を模擬する。さらに、上部プレナム部および模擬炉心部に多数配置した熱電対により詳細な温度計測を行い、模擬燃料集合体間のギャップ部で発生するインターラッパフロー（IWF）による炉心除熱特性、浸漬型 DHX の影響等、崩壊熱除去時の熱流動特性を把握する。

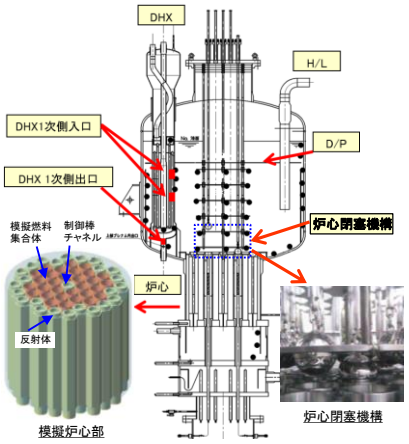


図 1　PLANDTL-2 試験体

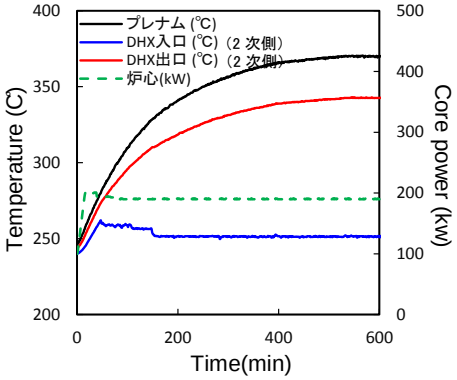


図 2 浸漬型 DHX 炉心冷却試験結果

3. 予備試験　PLANDTL-2 の基本性能確認および定常・過渡特性の把握を目的に予備試験を実施した。図 2 に、予備試験の一例として、炉心発熱量および主循環系流量を一定とし、浸漬型 DHX による炉心冷却機能確認を行った際の PLANDTL-2 主要部の温度変化を示す。横軸は試験開始からの経過時間、縦軸は、左第一軸が温度、右第二軸が模擬炉心出力（参考）である。炉心発熱量設定後、プレナム部の代表温度（黒）、DHX 出口温度（2 次側：赤）は徐々に増加するものの、試験開始 600 分（10 時間）後、DHX 入口温度（2 次側：青）を含めほぼ一定温度となる。このことから、浸漬型 DHX により、定常的な炉心冷却状態の実現が可能であることを確認した。上記の他、基本性能の確認、スクラム時を模擬した過渡試験および閉塞機構の動作確認等を実施し、所定の性能を有することを確認した。

4. 結言　ナトリウム冷却高速炉における崩壊熱除去時の炉内熱流動現象の把握・予測に向け、ナトリウム試験を開始し、原子炉の定常・過渡時条件の実現性を含め、所定の性能を有することを確認した。今後、IWF に着目し、SA 条件を含めた崩壊熱除去時における炉心部冷却特性に関する試験等を実施する。

参考文献　[1]H. Kamide, et al., NED, 312 (2017), p.30, [2]小林ら, 2015 秋の大会,C14

謝辞　本報告は、経済産業省からの受託事業である「高速炉国際協力等技術開発」の一環として実施した成果を含む。

*Jun Kobayashi[1], Toshiki Ezure[1], Takamitsu Onojima[1], Ayako Ono[1], Akikazu Kurihara[1], Msaaki Tanaka[1], Hiroyuki Ohshima[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

高速炉プラントシステムの燃料集合体乾式洗浄試験
（1）ナトリウムループ運転

Dry Cleaning Process Test for Fuel Assembly of Fast Reactor Plant System

(1) Sodium Test Loop Operation

*大谷 雄一[1]，工藤 秀行[1]，内海 晴輔[1]，田中 昌子[1]，
加藤 篤志[2]，近澤 佳隆[2]，永井 桂一[2]，荒 邦章[2]，大高 雅彦[2]，井手 章博[3]
[1]三菱重工業，[2]原子力機構，[3]三菱 FBR システムズ

高速炉プラントにおける使用済燃料集合体の乾式洗浄設備の設計を具体化するにあたり，ナトリウム（Na）ループを用いた試験を計画し，Na 濡れ性の確保方法など実機を模擬する試験条件，運転手順を検討した。また，FEM による構造強度解析等を実施し，Na ループの系統・機器設計を行った。製作した Na ループの運転を行い，Na の純度管理値，Na 残留量の計測精度が目標値を満足することを確認した。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，燃料取出システム，乾式洗浄，ナトリウムループ

1. 緒言：高速炉プラントでは，使用済燃料に残留した Na をアルゴン（Ar）ガスブローにより除去（乾式洗浄）することによって，廃棄物量及び設備容量の低減を図る計画である[1]。本報では燃料集合体への Na 残留量評価を目的とした Na ループ試験の計画，ループ整備及び機能確認のための試運転結果を報告する。

2. ナトリウムループ試験

2-1. 試験計画：試験体には模擬燃料ピンバンドル（ピン直径：10.4mm（実機同寸），長さ：1m 程度（縮尺モデル）×7 本）を用いた。Na 温度や Ar ガス流量等の試験条件は JSFR の設計条件をベースに設定した。実機燃料集合体の Na 濡れ性模擬の観点から，要素試験により事前に確認した Na の濡れ性確保要件[2]に基づき，高温・長時間の Na 浸漬運転を行う計画とした。Na 残留量は Na 浸漬前後の試験体重量差及び化学分析により評価する方針とした。試験体からの Na 滴下量・時間を把握するため，重量の連続計測を行うこととした。

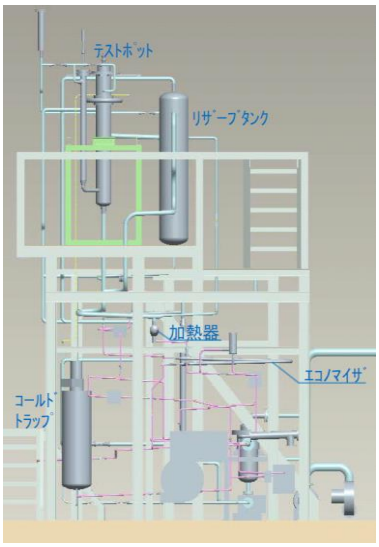


図 1 Na ループの構成

2-2. 系統・機器設計：Na ループはテストポット等から成る Na 系統及び洗浄 Ar ガス系統から構成した（図 1）。各機器の熱過渡条件を考慮した構造強度解析を行い，最小熱疲労寿命が約 40 回と試験要求を満足していることを確認した（図 2）。

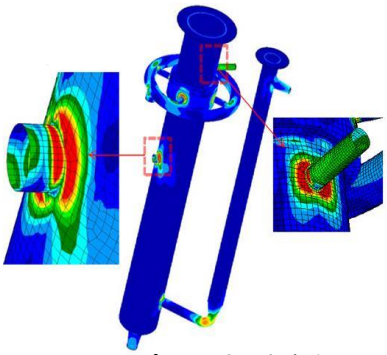


図 2 テストポットの応力解析例

2-3. 試運転：Na を用いた試運転を行い，新設機器・配管のフラッシング，一連の運転手順及び各機器の機能の妥当性を確認した。Na の純化運転では，Na 中の溶解酸素濃度（プラギング計計測値）が目標値 2.0ppm 以下を達成し、Na 液面観察から不純物の浮遊等がないことを確認した。試験体表面の Na 付着状況から Na 浸漬運転により濡れ性が確保されていることを確認した。重量計測と化学分析の測定結果を比較し，Na 残留量の計測精度が±15%であることを確認した。

3. 結論：Na ループ試験の計画及び系統・機器設計，製作・据付を行い，Na を用いた試運転により各系統の機能・性能の試験要求に対する充足性を確認した。

参考文献：[1] 加藤他，原学会 2016 秋の大会, 2I13, (2016). [2] 岡他，原学会 2016 秋の大会, 2I14, (2016).

*Yuichi Ohtani[1], Hideyuki Kudoh[1], Seiho Utsumi[1], Masako Tanaka[1], Atsushi Katoh[2], Yoshitaka Chikazawa[2], Keiichi Nagai[2], Kuniaki Ara[2], Masahiko Ohtaka[2], Akihiro Ide[3], [1]MHI, [2]JAEA, [3]MFBR

※ 本報告は，経済産業省からの受託事業である「高速炉等技術開発」及び「高速炉国際協力等技術開発」の一環として実施した成果である。

高速炉プラントシステムの燃料集合体乾式洗浄試験
（2）試験成果と実機予測評価

Dry Cleaning Process Test for Fuel Assembly of Fast Reactor Plant System

(2) Test Results and Prediction Evaluation of a Fuel Assembly

*工藤 秀行[1]，大谷 雄一[1]，内海 晴輔[1]，原 正秀[1]，
加藤 篤志[2]，近澤 佳隆[2]，永井 桂一[2]，荒 邦章[2]，大高 雅彦[2]，井手 章博[3]
[1]三菱重工業，[2]原子力機構，[3]三菱 FBR システムズ

ナトリウム（Na）ループを用いて，Na 中からの使用済燃料集合体の引き上げを模擬した初期残留量試験及び燃料集合体へのアルゴン（Ar）ガスブローによる乾式洗浄試験を実施し，燃料バンドル部を模擬した試験体への Na の残留量及び残留形状を評価するとともに，乾式洗浄による Na 残留量低減効果を確認した。また，試験結果を実機燃料集合体に拡張し，燃料バンドル部に残留する Na 量を予測した。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，燃料取出システム，乾式洗浄，ナトリウムループ

1. 緒言：高速炉プラントでは，使用済燃料に残留した Na を Ar ガスブローにより除去（乾式洗浄）することによって，廃棄物量及び設備容量の低減を図る計画である[1]。本研究では洗浄設備の設計に必要となる燃料集合体への Na 残留量の評価を行った。

2. 実機燃料集合体への残留 Na 量評価

2-1. 試験方法：試験体への Na 残留量は，Na ループ[2]を用いた試験により Na 浸漬前後の試験体重量差から算出する。まず，Na 中からの引き上げを模擬した操作（液位下げ）を行い，Na の初期残留量を測定する。その後，所定流量・温度・時間の Ar ガスブローを行い，乾式洗浄による Na 残留量の低減効果を評価する。また，試験体取出し後の観察と化学分析により各部位の Na 残留形状及び残留量を評価する。

2-2. 試験結果：洗浄ガス温度：300℃，洗浄時間：20min の条件において，乾式洗浄前後の試験体重量を計測した結果，洗浄によって試験体の Na 残留量が有意に低下することを確認した（図 1）。

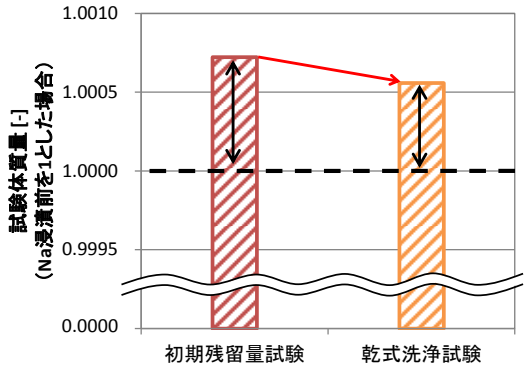


図 1　重量計測による Na 残留量の測定結果の一例

2-3. 実機予測評価：試験結果に基づき部位毎の Na 残留量の評価単位を定義し，実機燃料集合体の燃料ピン長さ，本数，表面積等に対する拡張評価を行い，Na の初期残留量及び洗浄効果を評価した（図 2）。

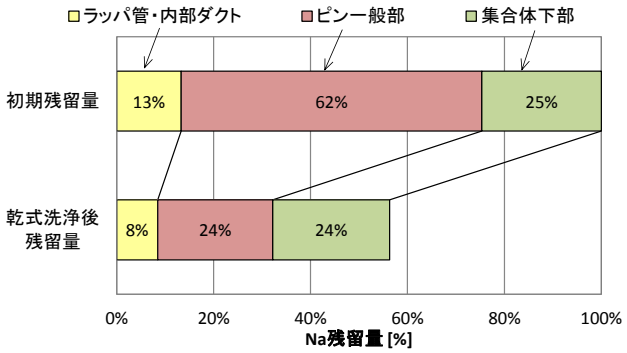


図 2　実機燃料集合体燃料バンドル部の Na 残留量評価結果

3. 結論：乾式洗浄による実機燃料集合体燃料バンドル部の Na 残留量低減効果は 40%程度であると予想される。今後，洗浄ガス流速や洗浄時間をパラメータとした試験を行い，現象のばらつきを考慮した予測精度の評価及び洗浄ガス条件の最適化を行う。

参考文献：[1] 加藤他，原学会 2016 秋の大会, 2I13, (2016). [2] 大谷他，原学会 2017 秋の大会, (2017).

*Hideyuki Kudoh[1], Yuichi Ohtani[1], Seiho Utsumi[1], Masahide Hara[1], Atsushi Katoh[2], Yoshitaka Chikazawa[2], Keiichi Nagai[2], Kuniaki Ara[2], Masahiko Ohtaka[2], Akihiro Ide[3], [1]MHI, [2]JAEA, [3]MFBR

※ 本報告は，経済産業省からの受託事業である「高速炉等技術開発」及び「高速炉国際協力等技術開発」の一環として実施した成果である。

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：404-3 Fuel Reprocessing

Thu. Sep 14, 2017 9:30 AM - 10:35 AM JST | Thu. Sep 14, 2017 12:30 AM - 1:35 AM UTC | Room K N301 - N Block

[2K01-04] Pyroprocessing

Chair:Shimada Takashi (MHI)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2K01] Development of Innovative Nuclear Waste Burning System by Fast Reactor Cycle Using Pu Metallic Fuel with MA

(11)Electro-refining test of high-content-Zr TRU metal fuel (2)

*Takashi Omori[1], Hitoshi Nakamura[1], ryosuke Miura[1], Yasushi Tsuboi[1], Kazuo Arie[1], Masatoshi Iizuka[2], Tsuyoshi Murakami[2] (1. Toshiba Corporation, 2. Central Research Institute of Electric Power Industry)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2K02] Development of Innovative Nuclear Waste Burning System by Fast Reactor Cycle Using Pu Metallic Fuel with MA

(12)Study on Removal of Rare-earth Fission Products from Spent Salt by Precipitation

*Koichi Uozumi[1], Masatoshi Iizuka[1], Yoshiharu Sakamura[1], Takashi Omori[2] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry, 2. Toshiba Corporation)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[2K03] Co-precipitation for U and Pu onto Solid Cathode by Electrorefining in molten salt

*Kohei Tada[1], Shinichi Kitawaki[1], Yoshiharu Sakamura[2], Tsuyoshi Murakami[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Central Research Institute of Electric Power Industry)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[2K04] An electrochemical study on recovery of selenium dissolved in molten $CaCl_2$

*Yoshiharu Sakamura[1], Tsuyoshi Murakami[1], Koichi Uozumi[1] (1. CRIEPI)

10:30 AM - 10:35 AM JST | 1:30 AM - 1:35 AM UTC

Time reserved for Chair

MA 入り Pu 金属燃料高速炉サイクルによる革新的核廃棄物燃焼システムの開発 （11）Zr 高含有金属燃料の電解精製(2)

Development of Innovative Nuclear Waste Burning System by Fast Reactor Cycle Using Pu Metallic Fuel with MA

(11) Electro-refining test of high-content-Zr TRU metal fuel (2)

*大森 孝[1]，中村 等[1]，三浦 涼介[1]，坪井 靖[1]，有江 和夫[1]，飯塚 政利[2]，村上 毅[2]

[1](株)東芝，[2](一財)電力中央研究所

TRU 金属燃料高速炉で用いる Zr 高含有燃料(TRU-40wt%Zr)の電解挙動を、TRU 模擬物質として U を用いて評価している。合金からの U 優先溶解を工学的に成立させるためには電流密度を低く抑える必要があることが分かったが、処理速度の大幅な低下を避けるために電流密度を下げずに電解精製試験を実施し、Zr の同時溶解を許容した場合における陰極回収物組成を評価した。

キーワード：金属燃料高速炉サイクル，乾式再処理，電解精製，高 Zr 合金燃料，U 無し TRU 金属燃料

1. 研究の背景と目的

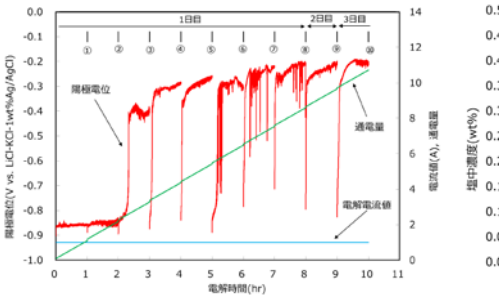
軽水炉使用済み燃料中の Pu と MA を回収し、U を含まない MA 入り Pu 燃料（TRU 金属燃料）を用いた金属燃料高速炉サイクルの研究[1]を進めている。Zr 含有率を 10wt%から約 40wt%に増やしたため、U 優先溶解のためには電流密度を低く抑える必要があることが分かった[2]。電流密度を下げないことを目的とした、U,Zr 溶解について実施した電解精製試験による電解条件と得られる析出物組成の関係を報告する。

2. 試験方法

塩浴中 U 濃度を約 1.94wt%に調製し、U-40wt%Zr 試料(φ18×13mmH)を 4 分割して SUS バスケットに装荷し、SUS 保護容器内のアルミナ坩堝(φ90×φ84×120mmH)に電解浴として LiCl-KCl 共晶塩(APL 製,純度 99.99%)を装荷した。φ10mm の固体陰極の下部にアルミナ製傘を設け、参照極は耐熱ガラス(外径φ6×内径φ4mm)内に Lil-KCl-1wt%AgCl を添加した Ag/AgCl とし、1A×60 分の電解試験を 10 回実施した。各電解試験前には分極測定を実施した。8 回目と 9 回目の間は U と塩中 Zr の交換反応を期待して一昼夜、静置した。10 回目は金属 U を塩中に浸漬させて塩中 Zr 濃度を抑制してから電解した。

3. 試験結果

図 1 に電解電流値、陽極電位と通電量の経時変化を示す。通電量には分極測定時の通電量も加えた。図 2 に塩中 Zr と析出物中 Zr 濃度を、図 3 に 1 回目の析出物の外観を示す。Zr も併せて陽極溶解した場合、塩中 Zr 濃度は約 0.07wt%以下、析出物中 Zr 濃度は約 20wt%~70wt%であり、塩中 Zr 濃度が約 0.05wt%以下であれば析出物中の Zr 濃度は 20wt%程度に抑えられることが分かった。



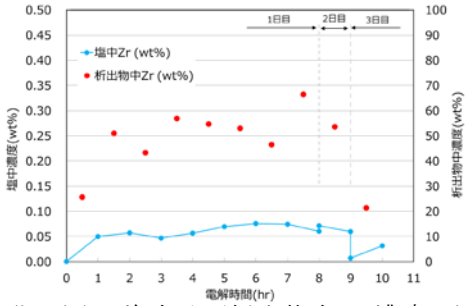




図 1 電解電流,陽極電位と通電量経時変化　図 2 塩中及び析出物中 Zr 濃度　図 3 1 回目の電解析出物外観

本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業の一環として実施している。

[1] 有江他、原子力学会 2015 春の年会 J48、[2] 大森他、原子力学会 2016 秋の大会 H14

*Takashi Omori[1], Hitoshi Nakamura[1], Ryosuke Miura[1], Yasushi Tsuboi[1], Kazuo Arie[1], Masatoshi Iizuka[2] and Tsuyoshi Murakami[2]

[1]Toshiba Corporation, [2]Central Research Institute of Electric Power Industry.

MA 入り Pu 金属燃料高速炉サイクルによる革新的核廃棄物燃焼システムの開発 （12）沈澱生成による使用済塩からの希土類 FP 除去の検討

Development of Innovative Nuclear Waste Burning System by Fast Reactor Cycle Using Pu Metallic Fuel with MA

(12) Study on Removal of Rare-Earth Fission Products from Spent Salt by Precipitation

*魚住 浩一[1]，飯塚 政利[1]，坂村 義治[1]，大森 孝[2]

[1]電力中央研究所，[2]東芝

希土類塩化物を含む LiCl-KCl 溶融塩への沈殿剤添加による除染性能や沈澱の性状を調べ、沈澱生成反応やその除去方法を検討した。

キーワード：金属燃料高速炉サイクル，ウラン無し TRU 金属燃料，乾式再処理，希土類 FP，沈澱

1. 緒言

ウラン無し TRU 金属燃料の再処理では、使用済塩に溶解している希土類 FP を酸化物等の形態で沈澱させて分離し、これをガラス結合ソーダライト原料に混ぜて固化することが検討されている[1]。そこで沈殿剤の添加による塩相からの除去性能や沈澱の性状を調べ、沈澱生成反応やその除去方法を検討した。

2. 実験方法

Ar 雰囲気、500℃にて、希土類塩化物として $CeCl_3$、$SmCl_2$、$SmCl_3$、$EuCl_2$、$EuCl_3$、$GdCl_3$ のいずれかを含む LiCl-KCl 溶融塩に沈殿剤（Li_2O あるいは Li_2CO_3）を添加し、塩相中の希土類濃度変化から沈澱生成による除染性能を調べた。この際、塩相サンプルは 3 通り（溶融状態の上澄み塩に冷えた金属棒を挿入、目開き 5μm のフィルターを介して吸引、凝固後の上澄み部分を破砕）で採取した。また、沈澱相の化学形を凝固後の X 線回折により、沈澱の大きさをメタノール洗浄による塩成分除去後の顕微鏡観察により調べた。更に、沈澱剤添加時の様子の目視観察も行った。

3. 実験結果

沈澱生成による見かけの除染係数（＝沈殿剤添加前後の塩相中の希土類濃度比）は、Eu 以外は概ね 10 以上であり、除去が見込めることが示された。但し、生成した沈澱の粒径は、小さなものは数 μm 程度しかなく（右図）、フィルターのみによる沈澱除去は有効でないことが塩サンプルの分析結果からも伺えた。沈澱の化学形は、Li_2O 添加時はセスキ酸化物（RE_2O_3、RE：希土類）、Li_2CO_3 添加時はオキシ塩化物（REOCl）あるいはオキシ炭酸塩（$RE_2O_2CO_3$）が主体であった。なお、Li_2CO_3 添加に伴い発泡すると共に、2 価の希土類塩化物の場合には炭素と思われる黒色粉末が生成した。以上より、希土類 FP の除去には、

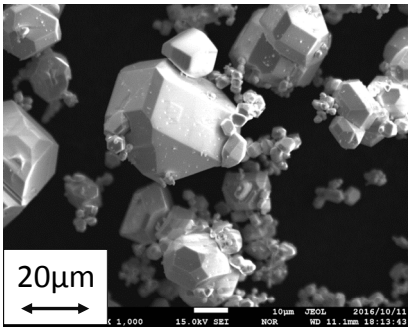


図　$CeCl_3$ を含む LiCl-KCl 溶融塩への Li_2O 添加により生じた沈澱の電子顕微鏡画像

Li_2O 添加 ⇒ 上澄み塩を回収 ⇒ 残った成分の蒸留により塩相を揮発させて沈澱相を分離

の手順により塩相から希土類 FP を除去する方法が有望と判断された。

謝辞　本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業の一環として実施している。

参考文献

[1] 有江 他、日本原子力学会 2015 年春の年会、J48.

*Koichi Uozumi[1], Masatoshi Iizuka[1], Yoshiharu Sakamura[1] and Takashi Omori[2]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry, [2]Toshiba Corporation

溶融塩電解による固体陰極へのU-Pu共析出

Co-precipitation for U and Pu onto Solid Cathode by Electrorefining in molten salt

*多田　康平[1]，北脇　慎一[1]，坂村　義晴[2]，村上　毅[2]

[1]日本原子力研究開発機構，[2]電力中央研究所

本研究では、固体陰極上でのUとPuの共析出条件を調査するため、溶融塩中のU濃度をパラメータとした電解実験を行った。溶融塩中のPu濃度を約2.8wt%で固定した上でU濃度を変化させて電解した結果、U濃度が0.42wt%以下のとき、PuをUと共に固体陰極上に析出させることができることが分かった。

キーワード：乾式再処理、LiCl-KCl、プロセス設計、電解精製

1. 緒言

乾式再処理工程で発生する塩化物を廃棄するためには、塩中に残留するU，Puを出来るかぎり回収する必要がある。従来は、その方法として液体カドミウム（Cd）を用いた還元抽出法が検討されてきたが、電解により大部分のU，Puを固体陰極で回収することができれば、Cdの使用量が大幅に低減し、プロセスを効率化することが出来る[1]。そこで、本試験ではUとPuを固体陰極へ共析出させるための条件を調べた。

2. 実験

本試験は、高純度Ar雰囲気下で実施した。U及びPuを含むLiCl-KCl共晶塩（約50g）をアルミナ製の坩堝（外径45×内径40×高さ39mm）に添加し、500℃で溶融した。電解試験には、陽極としてCd-Li合金（約43g）、固体陰極としてφ2mmのタングステン（W）ワイヤー、参照電極としてAg/AgCl電極を使用した。溶融塩中のPu濃度を一定とし、U濃度を0.11wt%から0.42wt%までの範囲パラメータとし、各U濃度条件において電解試験を行った。溶融塩中のPu濃度は、電解中に固体陰極近傍からのPuの枯渇を防ぐため、U濃度に対して十分な濃度である2.8wt%とした。CV測定から、-1.67Vの電位でPuが析出したため、-1.9Vの印加電圧で定電位電解を実施した。電解試験後、固体陰極に析出した析出物の一部を採取し、ICP-AES分析（ICPS-7500 : Shimadzu）により、析出物中のU及びPuの濃度を求めた。

3. 結論

溶融塩中の各U濃度に対する固体陰極析出物中のPu/U比（析出物中のPu濃度/析出物中のU濃度）を図1に示す。溶融塩中のU濃度の増加に伴い、析出物中のU濃度が増加し、Pu濃度が大きく減少したため、Pu/U比が低下した。しかし、全ての試験条件で、UとPuが固体陰極上に析出していることがわかる。本実験結果より、Puが析出する電位以上の電解条件であれば、Pu濃度が2.8wt%、U濃度が0.42~0.11wt%の条件の時、U及びPuの共析出が可能であることを実証した。

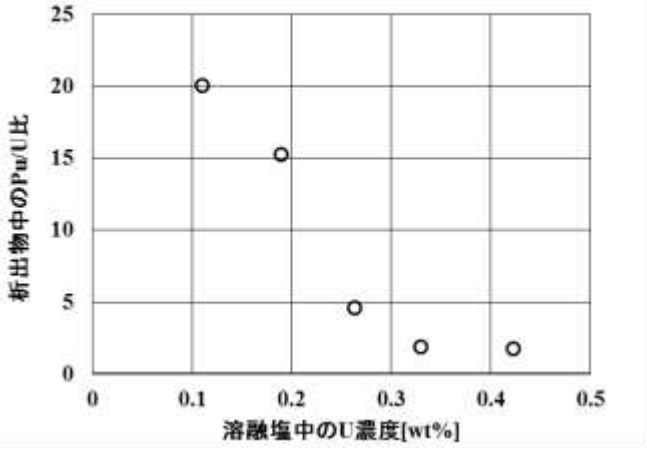


図1　溶融塩中の各U濃度に対する固体陰極析出物中のU及びPuの析出割合

参考文献

[1] Y. Sakamura, Komae Research Laboratory Rep. No. T01061 (2002).

*Kohei Tada[1], Shinichi Kitawaki[1], Yoshiharu Sakamura[2], Tsuyoshi Murakami[2]

[1] Japan Atomic Energy Agency, [2] Central Research Institute of Electric Power Industry.

溶融 $CaCl_2$ 中からのセレン回収に関する電気化学的検討

An electrochemical study on recovery of selenium dissolved in molten $CaCl_2$

*坂村 義治，村上 毅，魚住 浩一
電中研

820℃の溶融 $CaCl_2$ 中に Na_2Se を溶解し、様々な電極材料における Se の酸化還元挙動を調べた。そして、Ni を陽極として電解することにより、液体 Ni-Se 合金として Se が回収されることを確認した。

キーワード：セレン，溶融塩，$CaCl_2$，陽極析出

1. 緒言

研究開発プログラム「核変換による高レベル放射性廃棄物の大幅な低減・資源化」の下で、ガラス固化体から長半減期核分裂生成物 (^{135}Cs, ^{79}Se, ^{107}Pd, ^{93}Zr) を分離する技術を開発している。ガラス固化体を溶融塩化物中で還元処理すると[1]、Se は Se^{2-}イオンの形態で塩中に溶解する。これまでに著者らは、代表的な溶融塩である共晶組成の LiCl-KCl (450℃) 中で Se の酸化還元挙動を調べ、適切な Se 回収法を検討した[2]。本研究では、酸化物還元プロセスで広く利用されている $CaCl_2$ (820℃) を溶融塩の対象とした。

2. 実験方法

MgO るつぼ (ϕ58 mm) に $CaCl_2$ を 75.04 g 装荷し、高純度アルゴンガス雰囲気下で 820℃に加熱して溶融した。そして、Na_2Se (Alfa Aesar, 99.8%) を添加して Se^{2-}濃度を調整し、グラッシーカーボン(GC)、Au、Pt、W、Ni、Cu を電極に用いて電気化学測定を行い、さらに定電位電解による Se 回収を試みた。なお参照電極には、Vycor ガラス片閉管に LiCl-KCl-1 wt%AgCl を入れて Ag 線を浸した構造の Ag/AgCl 電極を用いた。

3. 結果および考察

図 1 は、Na_2Se を溶解した $CaCl_2$ 中で測定した GC と Ni 電極のサイクリックボルタモグラム (CV) である。カーボンは Se と化合物を形成せず、+0.6 V 付近に Se の生成ピークが見られた。820℃では Se は気体であるが、電位の折り返し後に Se の溶解に対応する還元ピークが見られることから、Se は吸着するなどして電極表面に留まっていることが推定された。Ni 電極の場合には、セレン化物の生成・分解に対応するピーク対が 0.0 V 前後に見られる。塩中から Se を回収するため、CV より最適な電極材料と考えられる Ni 電極を用いて+0.2 V で定電位電解を行った結果、銀色の析出物が得られた (図 1 写真)。析出物は、XRD 分析により Ni_3Se_2 と同定され、その形状から、820℃にて析出した液体合金が加熱炉外で固化したものと推定された。

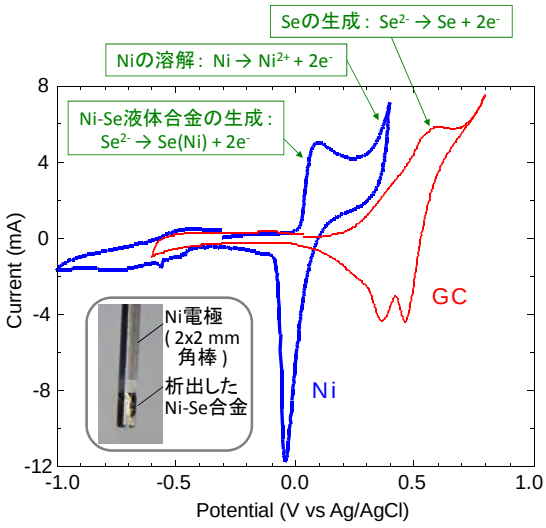


図1 $CaCl_2$-Na_2Se中で測定したNiとGC電極のｻｲｸﾘｯｸﾎﾞﾙﾀﾓｸﾞﾗﾑ (0.128 wt%-Se, 0.1 V/s, 820℃)。挿入写真は、+0.2 Vでの定電位電解でNi電極に析出したNi-Se合金。

本研究は、総合科学技術・イノベーション会議が主導する革新的研究開発推進プログラム（ImPACT）の一環として実施したものです。

参考文献

[1] 片所優宇美，安田幸司，野平俊之，第 48 回溶融塩化学討論会講演要旨集, p. 19-20, 2016 年 11 月 24-25 日，新潟大学.
[2] 坂村義治，村上毅，魚住浩一，日本原子力学会 2016 年秋の大会, 3F14, 2016 年 9 月 7-9 日，久留米シティプラザ.

*Yoshiharu Sakamura, Tsuyoshi Murakami and Koichi Uozumi
Central Research Institute of Electric Power Industry (CRIEPI)

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：404-3 Fuel Reprocessing

Thu. Sep 14, 2017 10:35 AM - 11:55 AM JST | Thu. Sep 14, 2017 1:35 AM - 2:55 AM UTC | Room K N301 - N Block

[2K05-09] Minor actinides recovery

Chair:Yoshiharu Sakamura (CRIEPI)

10:35 AM - 10:50 AM JST | 1:35 AM - 1:50 AM UTC

[2K05] Single step MA recovery process using CMPO-HDEHP/SiO_2-P adsorbent

(1)Ln(III) elution process

*Tomoaki Sakurai[1], Ryoji Abe[1], Yuya Katai[2], Haruaki Matsuura[2], Tuyoshi Arai[3], Sou Watanabe[4], Yuichi Sano[4], Masayuki Takeuchi[4] (1. Shibaura Institute of Technology Graduate School, 2. Tokyo City University, 3. Shibaura Institute of Technology, 4. Japan Atomic Energy Agency)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[2K06] Single step MA recovery process using CMPO-HDEHP/SiO2-P adsorbent

(2)Structual analysis of complex

*Yuya Katai[1], Haruaki Matsuura[1], Tomoaki Sakurai [2], Tsuyoshi Arai[2], Sou Watanabe[3] (1. Tokyo City University, 2. Shibaura Institute of Technology, 3. Japan Atomic Energy Agency)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[2K07] Depending on the degree of crosslinking of the Sty-DVB carrier, Changes in adsorption / elution characteristics

*Ena Pe[1], Tsuyoshi Arai[2,4], Sou Watanabe[3], Yuichi Sano[3], Masayuki Takeuti[3], Kohei Nagosi[3], Ryoji Abe[4] (1. Tokyo Institute of Technology Graduate School, 2. Shibaura Institute of Technology, 3. Japan Atomic Energy Agency, 4. Shibaura Institute of Technology Graduate School)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[2K08] Examination of Novel Extractants for MA separation

*Hideya Suzuki[1], Yasuhiro Tsubata[1], Yasutoshi Ban[1], Mitsunobu Shibata[1], Tatsuya Kurosawa[1], Tomohiro Kawasaki[1], tatsuro matsumura[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[2K09] Influence of gamma-radiolysis of MA separation agent of HONTA on extraction performance

*Tomohiro Toigawa[1], Hideya Suzuki[1], Yasutoshi Ban[1], Sho Ishii[1], Tatsuro Matsumura[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

11:50 AM - 11:55 AM JST | 2:50 AM - 2:55 AM UTC

Time reserved for Chair

CMPO-HDEHP 吸着材を用いた単サイクル MA 回収プロセスの開発
(1)希土類洗浄工程

Single step MA recovery process using CMPO-HDEHP/SiO_2-P adsorbent

(1)Ln(III) elution process

*櫻井 智明[1]，安倍 諒治[1]，片井 雄也[2]，松浦 治明[2]，新井 剛[3]，
渡部 創[4]，佐野 雄一[4]，竹内 正行[4]

[1]芝浦工業大学大学院，[2]東京都市大学，[3]芝浦工業大学，[4]日本原子力研究開発機構

抄録： 既往の研究成果より，抽出剤含浸吸着材である CMPO-HDEHP 吸着材は，協同抽出効果を発現することが明らかとなっている．また，CMPO-HDEHP 吸着材に抽出された金属イオンの溶離は困難であり効果的な溶離剤の選定には至っていない．そこで本研究では，効果的な溶離剤の選定のため詳細に検討を行った．

キーワード： 抽出クロマトグラフィ，抽出剤含浸吸着材，協同効果, CMPO-HDEHP, MA

1. 緒言　高レベル放射性廃液に含まれるマイナーアクチノイド(MA)は，長期半減期且つ発熱性核種を含むため，ガラス固化体への充填率低下や環境負荷の増加等の懸念から予め分離することが望まれる．そのため，高レベル放射性廃液からの MA(III)の分離法として抽出クロマトグラフィ法の適用が検討されているが，単サイクルで MA(III)を分離可能な効果的な抽出剤含浸吸着材の開発には至っていない．そこで筆者らは，協同効果に着目し，octyl(phenyl)-N,N-diisobutylcarbamoyl methylphosphine oxide (CMPO)と bis(2-ethyl hexyl)hydrogen phosphate (HDEHP)を混合した含浸吸着材の開発に着手した．既往の成果より，含浸吸着材中での協同効果の発現が確認されているが，協同効果で抽出された金属イオンの溶離は困難となることが明らかとなっている[1]. そこで本研究では, CMPO-HDEHP 吸着材の吸着･溶離特性ならびに溶離法について詳細に検討を行った．

2. 実験方法　本試験で用いた吸着材は，スチレン-ジビニルベンゼンを被覆した多孔性の SiO_2 粒子に CMPO と HDEHP をモル比 1 : 1，含浸率 20 wt%となるように調製した．試験溶液は Nd(III)を 10 mM 含む 10^{-3}-3 M HNO_3 を用いた．CMPO-HDEHP 吸着材の吸着特性は，バッチ式吸着試験で評価した．バッチ式吸着試験は，スクリュー管瓶内に CMPO-HDEHP 吸着材と試験溶液を重量比 1 : 20 で注入し．298 K の振とう恒温槽で振とうした．試験前後の水相の金属イオン濃度から吸着分配係数 K_d を算出し吸着性能の評価指標とした．また，吸着試験の結果から，カラム試験により Nd(III)溶離挙動を検討した．カラム試験ではϕ10×h150 mm の耐圧性ガラスカラムに CMPO-HDEHP 含浸吸着材を充填し，試験溶液，洗浄液，溶離液の順で通液した．溶離液は 3 M HNO_3 及び 0.5 M, 1 M $Na_3(C_3H_5O(COO)_3)$を用いた．

3. 実験結果及び考察　Fig. 1 に CMPO-HDEHP 吸着材の Nd(III)に対する吸着分配係数の硝酸濃度依存性を示す. Fig.1 より, CMPO-HDEHP 吸着材は硝酸濃度 10^{-1} M 以上では吸着分配係数の低下が確認された．これは，CMPO-HDEHP による協同抽出が，H^+の放出を伴って進行するためと考えられる[2]．このことから，CMPO-HDEHP 吸着材は 10^{-1} M 以下の硝酸濃度域で用いることが最適だと考えられた．Fig.2 に CMPO-HDEHP 吸着材の Nd(III)溶離クロマトグラムを示す．Fig.2 より，3 M HNO_3 による Nd(III)の溶離は困難であることが明らかとなった．そこで，新規の溶離液として $Na_3(C_3H_5O(COO)_3)$ 溶液を選定し溶離試験を行った．$Na_3(C_3H_5O(COO)_3)$溶液の通液により Nd(III)の溶離ピークが確認された．しかし，何れの $Na_3(C_3H_5O(COO)_3)$濃度でも回収率は 80 %程度であった. これは, $Na_3(C_3H_5O(COO)_3)$の pH が 8 程度であり, Nd(III)の一部が $Nd(OH)_3$ として沈殿したためと推察される[3]．本会では，より詳密な溶離挙動について報告する．

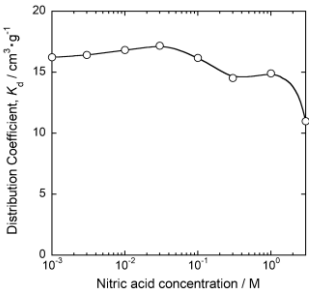


Fig.1 Distribution coefficient of Nd(III) by CMPO-HDEHP
[Nd(III)] = 10 mM, Contact time : 180 min, Temp. : 298 K

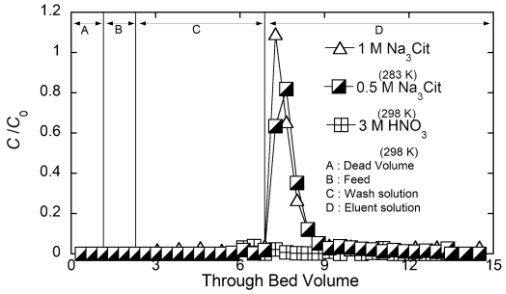


Fig.2 Elution chromatogram of Nd(III) by CMPO-HDEHP
Adsorbent : 7.85 cm^3, Flow rate : 5 cm^3･min^{-1}

参考文献

[1] 大野 真平 : 芝浦工業大学大学院 修士論文, (2016)
[2] Peter Tkac *et al.* : *Industrial & Engineering Chemistry Research*, 51, (2012), pp10433-10444
[3] 坂口 武一, 小野 景平 : 金属キレート I, 株式会社 南江堂, (1965), pp30-32

*Tomoaki Sakurai[1], Ryoji Abe[1], Yuya Katai[2], Haruaki Matsuura[2], Tsuyoshi Arai[3], Sou Watanabe[4], Yuichi Sano[4], Masayuki Takeuchi[4]
[1]Shibaura Institute of Technology Graduate School, [2]Tokyo City University, [3]Shibaura Institute of Technology, [4]Japan Atomic Energy Agency

CMPO-HDEHP 吸着材を用いた単サイクル MA 回収プロセスの開発 (2)錯体構造解析

Single step MA recovery process using CMPO-HDEHP/SiO_2-P adsorbent (2)Structual analysis of complex

*片井　雄也[1]，松浦　治明[1]，安倍　諒治[2]，櫻井　智明[2]，新井　剛[2]，
渡部　創[3]，佐野　雄一[3]，竹内　正行[3]
[1]東京都市大学,[2]芝浦工業大学,[3]日本原子力研究開発機構

CMPO-HDEHP 吸着材中に捕捉されたユウロピウムが溶離条件の相違によりどのように構造変化するか広域 X 線吸収微細構造により評価した。

キーワード：抽出クロマトグラフィ法，ユーロピウム，広域 X 線吸収微細構造，マイナーアクチノイド

1. 緒言

使用済燃料に含まれるマイナーアクチノイド(MA)をリサイクルする、すなわち Am や Cm 等の MA を分離・回収する一つの方法として、多孔質シリカ粒子を担体とし、抽出剤を担持させた場を用いる抽出クロマトグラフィ法の開発が JAEA を中心として進められてきた[1]。単サイクルで MA を分離可能な抽出剤として octyl-(phenyl)-N,N-diisobutyl carbamoyl methyl phosphine oxide (CMPO), Bis(2-ethylhexyl) hydrogen phosphate (HDEHP)の協同効果に着目し含浸吸着剤の開発に着手した。本研究では、軽希土類である Eu に着目し、EXAFS（広域 X 線吸収微細構造）を用いて、溶離過程における pH 及び硝酸濃度の違いにより、CMPO-HDEHP 吸着材中の Eu の構造や化学状態がどう変化するか評価することを目的として実験を行った。

2. 実験

多孔質 SiO_2 粒子にスチレン-ジビニルベンゼン共重合体の架橋度が15%で被覆した吸着材の担体(SiO_2-P)を作製した。そこに抽出剤である CMPO と HDEHP をモル比 1：1、含浸率 20wt%で含浸させ CMPO-HDEHP 吸着材を作製した。さらにその吸着材に 10mM Eu(III)の硝酸溶液を通液し、pH3 硝酸にて洗浄するカラム試験を行った。Eu(III)の溶離挙動を評価するため、MA 分離用溶離液の役割として 50mM DTPA を pH1～pH3 の間から 10 種類を選定した。また Ln(III)分離用洗浄液の役割として 0.5M クエン酸を pH1～7 の 7 種類選定した。各溶離液と吸着材を 3 時間振とうさせ、固液分離した後、固体を乾燥して EXAFS 測定試料とした。EXAFS 測定は、高エネルギー加速器研究機構の放射光科学研究施設 BL27B にて Eu-LIII 吸収端を用い透過法により実施した。測定で得られたX 線吸収スペクトルを EXAFS 解析プログラム WinWAS version3.02 を用いて解析した。構造パラメータは FEFF8.00 による理論データを基にフィッティング解析により導出した。

3. 結果と考察

溶離液の DTPA を pH1～pH3 まで変化させバッチ試験を行った場合の Eu-O（最近接原子）の配位数の変化を図 1 に示す。pH の違いにより Eu まわりの局所構造が明確に変化していることが確認できた。フィッティング解析によると、pH1 付近においては配位数が大きく（9 付近）、pH が 2 に近づくにつれて徐々に配位数が下がり、それ以上では配位数が 6 になる傾向が見られた。これは pH1 付近では CMPO が主に配位に預かり、pH が大きくなるにつれ HDEHP と入れ替わり、pH2 以上では HDEHP に Eu が配位していることを示唆しているものである。溶離液がクエン酸の場合、局所構造の変化はより低い pH において変化がみられた。

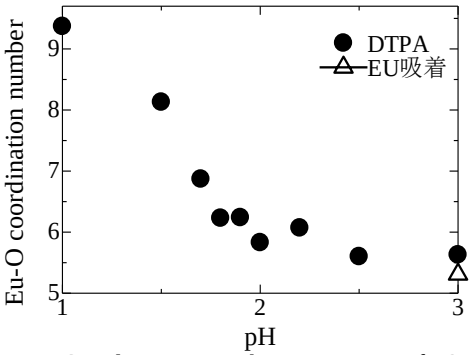


Fig.1 Coordination number variation of O around an Eu of adsorbent after elution treatment by DTPA at various pH 1 – 3.

参考文献

[1] 大野真平　他，2015 年日本原子力学会秋の大会　E19

本研究は、共同研究「MA 回収用吸着材の最適化に関する研究」による成果の一部であり、EXAFS 実験は KEK 物構研・放射光共同利用実験、課題番号 2016G557 により実施した。

*Yuya Katai[1], Haruaki Matsuura[1], Ryoji Abe[2], Tomoaki Sakurai[2], Tsuyoshi Arai[2]
Sou Watanabe[3], Yuichi Sano[3], Masayuki Takeuchi[3]
[1]Tokyo City University, [2]Shibaura Institute of Technology, [3]Japan Atomic Energy Agency

Sty-DVB 担持体の架橋度による抽出剤含浸吸着材の吸着・溶離特性の変化

Depending on the degree of crosslinking of the Sty-DVB carrier,

Changes in adsorption / elution characteristics

*ペ えな[1]，新井 剛[2,4]，渡部 創[3]，佐野 雄一[3]，竹内 正行[3]，名越 航平[3]，安倍 諒治[4]

[1]東京工業大学大学院，[2]芝浦工業大学，[3]日本原子力研究開発機構，[4]芝浦工業大学大学院

抄録：マイナーアクチノイド（MA）分離・回収の前処理として CMPO 吸着材による Eu(III)の分離に着目し，CMPO 吸着材における Eu(III)の静的吸着挙動、動的溶離挙動の基礎的な検討を行った．

キーワード：高レベル放射性廃液 1，抽出クロマトグラフィ 2，CMPO 3，ユウロピウム 4

1. 緒言 我が国の安定的な電力供給構造の構築には，高速炉開発が急務であり，特に高速炉燃料サイクルを見据えた技術開発が極めて重要となる．高速炉の使用済核燃料は，軽水炉と比較すると長半減期核種であるマイナーアクチノイド (MA)の含有率が高いため，近年では高レベル放射性廃液から MA を分離し核変換により消滅処理に資することが検討されている．我が国では，高速炉燃料サイクル技術開発における MA 分離技術として抽出クロマトグラフィ法を選定した[1]．本法は二次廃棄物の発生量が少なく，選択的に MA を分離できることが明らかとなっている[1]．筆者らの既往研究では，本法に適用する抽出剤含浸吸着材開発を中心に行ってきているが，未だ最適化には至っていない．そこで本研究では，多孔性 SiO_2 粒子に被覆するスチレン-ジビニルベンゼン(Sty-DVB)担持体の架橋度に着目し，これらが吸着･溶離特性に及ぼす影響について詳細に検討したので報告する．

2. 実験方法 平均粒径 50 μm，平均細孔径 600 nm の多孔性 SiO_2 粒子に架橋度が 5-20 %となるように Sty-DVB を被覆し，そこに各々Octyl(phenyl)-N、N-diisobutyl-carbamoyl methyl-phosphine oxide (CMPO)抽出剤を 20 wt%となるよう担持し CMPO 吸着材を得た．試験溶液は Eu(III)が 10 mM となるように所定濃度の硝酸溶液で調製した．CMPO 吸着材の諸性能は，バッチ式吸着試験及びカラム試験で検討した．バッチ式吸着試験は CMPO 吸着材と試験溶液を重量比 1：20 となるようにガラススクリュー管瓶に封入し，298 K に設定した振とう恒温槽にて 180 分間振とうした．試験前後の水相中の Eu(III)濃度から吸着分配係数を算出した．カラム試験はϕ10 mm×h150 mm のガラスカラムに充填高 100 mm となるように CMPO 吸着材を圧密充填し，カラム上端より流速 5 $cm^3 \cdot min^{-1}$ で試験溶液，洗浄液，溶離液の順に通液した．カラム下端からの流出液の Eu(III)濃度から溶離挙動を検討した．

3. 結果・考察 Fig.1 より硝酸濃度が高いほど吸着分配係数は大きくなり，ある一定の硝酸濃度で平衡に達した．高硝酸濃度ほど，金属イオンと反応する硝酸イオンが多いことから錯形成量が多くなり，吸着分配係数 (Kd) が増大したのが要因だと考えられる[2]．架橋度 10 %の場合，吸着分配係数の増大が顕著に確認され，最も吸着性能に優れることが明らかとなった．Fig.2 より 架橋度 5，15，20 %においては左右対称なピーク，架橋度 10 %においてはリーディングが確認された．架橋度 5，15，20 %では CMPO 吸着材表面における反応が支配的であり，良好に溶離が進行したが，架橋度 10 %では吸着サイトが吸着材の細孔内にも存在し，拡散が律速になりリーディングが生じたものと推察される．以上より，架橋度 15 %が最も溶離性能に優れることが明らかとなった．

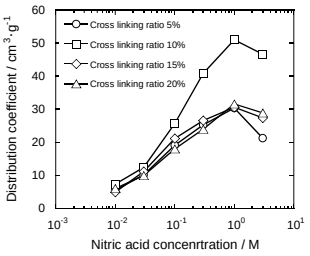


Fig.1 Distribution coefficient for Eu(III) as a function of nitric acid concentration
([Metal] = 10 mM, Contact time : 180 min, Temp. : 298 K)

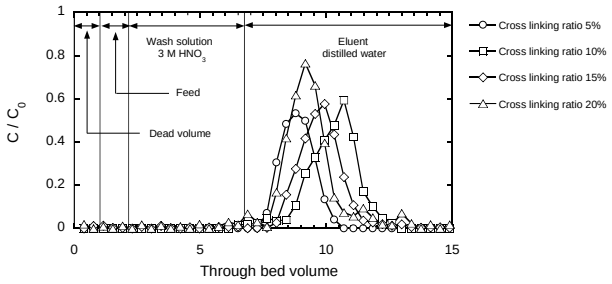


Fig.2 Elution curves of Eu(III) using CMPO adsorbents at each Cross linking ratio
(Adsorbent : 7.85 cm^3, Feed : 10 mM Eu(III) in 3M HNO_3, Temp. : 298 K)

参考文献

[1] H.Hoshi et al：J. Nucl. Sci. Technol，Sup 3，(2002)，pp874-877

[2] E. P. Horwitz，W. W. Schulz：Chemical Pretreatment of Nuclear Waste for Disposal，(1994)，p57

*Ena Pe[1], Tsuyoshi Arai[2,4], Sou Watanabe[3], Yuichi Sano[3], Masayuki Takeuti[3], Kohei Nagosi[3], Ryoji Abe[4]

[1]Tokyo Institute of Technology Graduate School, [2]Shibaura Institute of Technology, [3]Japan Atomic Energy Agency,

[4]Shibaura Institute of Technology Graduate School

MA 分離のための新規抽出剤の検討

Examination of Novel Extractants for MA separation

*鈴木英哉[1]，津幡靖宏[1]，伴康俊[1]，柴田光敦[1]，
黒澤達也[1]，川崎倫弘[1]，松村達郎[1]
[1]日本原子力研究開発機構

現在、日本原子力研究開発機構(JAEA)では、分離変換技術の確立を目指して、高レベル放射性廃液(HLLW)中からマイナーアクチノイド(MA)を回収するための分離プロセスの研究開発を行っている。MA に対する優れた抽出分離能と高い実用性を併せ持つ新規抽出剤について検討した。

キーワード：分離･変換技術、MA 分離、溶媒抽出、抽出剤

1. 緒言

アメリシウム(Am)等の長半減期の MA を核変換によって、短半減期化あるいは安定核種化するためには、HLLW 中から MA を分離･回収することが必要である。しかしながら、HLLW 中には多種多様の元素が含まれているため、3 価の MA(MA(III))のみを選択的に回収することは非常に困難である。JAEA において開発された抽出剤：テトラドデシルジグリコールアミド(TDdDGA)は、MA(III)に対し高い選択性を示すが、MA(III)と共に抽出されるイットリウム(Y)やユウロピウム(Eu)の逆抽出が困難であることが課題の一つとなっている。本研究では、TDdDGA と分子骨格が同一で、側鎖に枝分かれを持つ新規抽出剤：テトラ-2-エチルヘキシルジグリコールアミド(TEHDGA：図 1)を用いて抽出試験を実施し、抽出剤の基本性能を評価した。

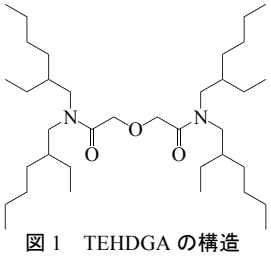


図 1　TEHDGA の構造

2. 実験

トレーサー量の ^{241}Am、^{152}Eu、及びその他希土類元素(RE)を含む硝酸水溶液(水相)と抽出剤を溶解した *n*-ドデカン溶液(有機相)を等容量、振とう器を用いて混合し、抽出平衡に達した後、遠心分離により相分離した。水相及び有機相のγ線をそれぞれ計測し、^{241}Am 及び ^{152}Eu を定量した。その他の金属イオンは ICP-MS、または ICP-AES を用いて濃度を測定し、分配比を算出した。

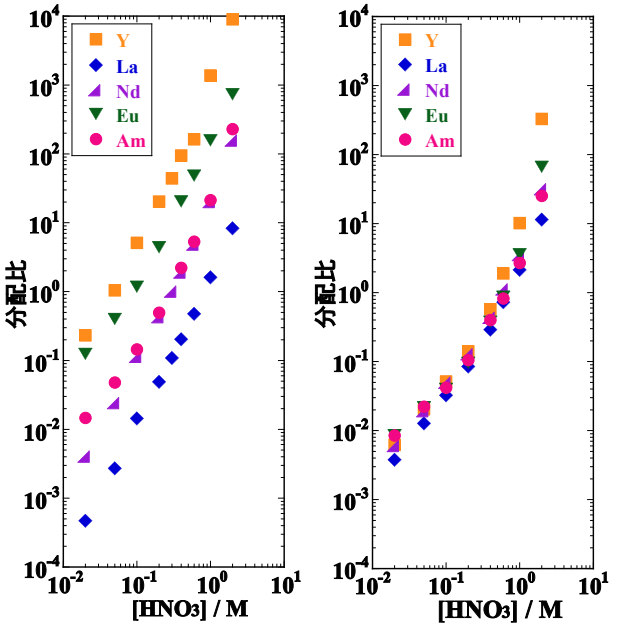


図 2　Am(III), RE(III)の分配比と硝酸濃度との関係
有機相: [TDdDGA] = 0.1 M, [2-ethylhexanol] = 20%/ *n*-dodecane (左)
[TEHDGA] = 0.2 M, [2-ethylhexanol] = 20%/ *n*-dodecane (右)
水　相: [HNO_3] = 0.02～2 M

3. 結果・考察

TDdDGA、及び TEHDGA による Am(III)、RE(III)抽出における分配比と硝酸濃度との関係を図 2 示す。[HNO_3] = 0.02 M において、TDdDGA は Eu(III)と La(III)の分配比が約 300 倍異なるのに対し TEHDGA は 3 倍未満であり、全 RE(III)及び Am(III)を容易に逆抽出できることがわかった。また、高級アルコールの 2-エチルヘキサノールを有機相中に添加することで TEHDGA は金属イオンの抽出容量が増大することを確認できた。さらに、TEHDGA は抽出・逆抽出における反応速度が大きく、加えて製造コスト面にも優れており、非常に高い実用性を持つことが明らかになった。

*Hideya Suzuki[1], Yasuhiro Tsubata[1], Yasutoshi Ban[1], Mitsunobu Shibata[1], Tatsuya Kurosawa[1], Tomohiro Kawasaki[1] and Tatsuro Matsumura[1].
[1]Japan Atomic Energy Agency

MA 分離抽出剤 HONTA のガンマ線分解による抽出能変化

Influence of gamma-radiolysis of MA separation agent of HONTA on extraction performance

*樋川 智洋[1]、鈴木 英哉[1]、伴 康俊[1]、石井 翔[1]、松村 達郎[1]

[1]日本原子力研究開発機構

マイナーアクチノイド(MA)に対する優れた抽出分離能を持つ新規抽出剤、ヘキサオクチルニトリロトリアセトアミド(HONTA)の耐放射線性能評価の一環として、ドデカン溶媒中でのガンマ線照射によるランタノイド元素(Ln)の抽出能変化を調べた。その結果、HONTA のガンマ線分解生成物による新たな元素抽出能の出現は認められず、また分配比の減少はガンマ線照射に伴う HONTA の分解による濃度変化に起因することがわかった。

キーワード：MA/Ln 分離、溶媒抽出、HONTA、放射線分解、ランタノイド

1. 緒言

高レベル放射性廃液中から MA を回収するための分離プロセスにおいて、抽出剤の放射線耐性を明らかにすることは成立性評価の観点から重要な課題である。これまでに MA に対して選択性を持つ抽出剤である HONTA[1] (図 1)について、ドデカン溶媒中でのガンマ線分解量及びそれに伴って生成する分解物の構造を明らかにした。そこで本研究ではそれらの抽出挙動への影響を調べるために、ガンマ線照射した HONTA-ドデカン溶液を用いて、MA に対する抽出非対象元素である Ln 元素の分配比変化を調べた。

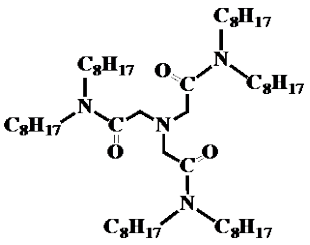


図 1　HONTA の構造

2. 実験

100 mmol/L HONTA-ドデカン溶液に対し、量研機構・高崎量子応用研究所にある ^{60}Co 線源を用いて、1-10 kGy/h の線量率で 16 時間、ガンマ線を照射した。照射したサンプルを、0.05 mol/L 硝酸水溶液と予備酸平衡した後に、Ln(Pm を除く 14 元素)を含む水相と混合した。4 mol/L 硝酸水溶液による逆抽出操作の後に、ICP-MS を用いて水相中の元素濃度を測定し、分配比を求めた。

3. 結果・考察

本実験において、有機相と水相のどちらにも混ざらない第三相の形成はいずれの照射サンプルを用いた場合でも認められなかった。

ガンマ線照射に伴う、Ln 元素に対する分配比の変化を図 2 に示す。それぞれの分配比は、線量の増加に伴い指数関数的に減少し、さらに Ln 元素間で減衰速度に差は見られなかった。つまりガンマ線照射に伴う分配比の減少は HONTA の放射線分解に因るものであり、また分解生成物による新たな Ln 元素抽出能は発現しないことを示唆した。指数関数フィッティングから求めた分配比に対する線量定数 d_D は 4.0-4.7 × 10^6 Gy^{-1} と、HONTA の放射線分解量に対する線量定数(d_C = 1.3 × 10^6 Gy^{-1})と比べ、およそ 3 倍以上大きい値をとることがわかった。2 つの線量定数の商(d_D/d_C = 3.1-3.6)は Ln 元素 1 つに配位する HONTA 分子数に対応することが予想されるが、得られた値は報告値[1]である 1 または 2 より大きい値を取った。

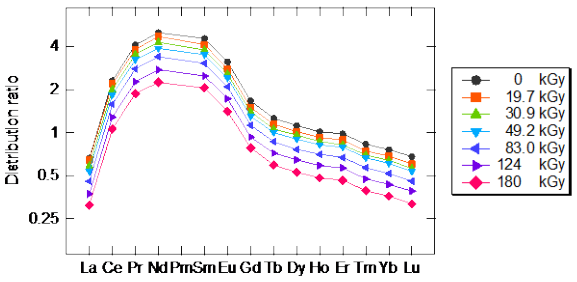


図 2　ガンマ線照射による Ln 元素分配比変化

1) Y. Sasaki et al., *Chem. Lett.*, **42**, 91-92 (2013).

* Tomohiro Toigawa[1], Hideya Suzuki[1], Yasutoshi Ban[1], Sho Ishii[1] and Tatsuro Matsumura[1],

[1]Japan Atomic Energy Agency

Planning Lecture | Technical division and Network：Reprocessing and Recycle Technology Division

Thu. Sep 14, 2017 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room K N301 - N Block

[2K_PL] Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation From Viewpoint of Reprocessing and Recycling

Chair: Masaki Ozawa (JST, Tokyo Tech)

[2K_PL01] Overview of ImPACT Program

*Reiko Fujita[1] (1. JST)

[2K_PL02] Separation and Recovery of LLFP from High-level Liquid Wastes

*Yuji Sasaki[1] (1. JAEA)

[2K_PL03] Dissolution of Vitrified Wastes through Electrolytic and Chemical Reduction

*Kazuhito Asano[1] (1. Toshiba)

[2K_PL04] Dissolution of Vitrified Wastes through High-temperature Reactions

*Hiromichi Takebe[1] (1. Ehime Univ.)

[2K_PL05] Wet Processing of Vitrified Wastes in Acidic Solutions

*Koichiro Takao[1] (1. Tokyo Tech)

2017年秋の大会

再処理・リサイクル部会セッション

核変換による高レベル放射性廃棄物の大幅な低減・資源化 ～再処理・リサイクルの観点から～

Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation -From Viewpoint of Reprocessing and Recycling-

(1)研究開発プログラム概要

(1) Overview of ImPACT Program

*藤田　玲子

[1] 科学技術振興機構

2014 年 6 月から始まった内閣府の ImPACT プログラム（Impulsing Paradigm Change through disruptive Technologies）に上記テーマが採択されて約 3 年が経った。本稿では再処理・リサイクルの観点からこのプログラムについて紹介する。

1. はじめに

本研究は 2011 年 3 月 11 日の東京電力（株）福島第一発電所事故（福島事故）の後、日本の原子力分野が社会のニーズに答えて新たな研究開発をする必要があると考え提案したもので、原子力の根本の課題である高レベル放射性廃棄物（HLW）の処分の問題解決の一助となり得る研究開発を原子力分野の研究者だけではなく、広く他分野の研究者にも参画していただき、若い研究者に新たな研究開発の分野を提供すると共に、“社会を変える”ハイリスク・ハイインパクトの ImPACT のプログラムとして基礎研究から実用化を目指す研究開発の道筋を示すことをもう 1 つの目的としている。

ImPACT は H25 年度に 550 億円の基金として設立されたものであるので、期間は H31 年 3 月までの 5 年間である。現在、16 テーマが採択され研究開発が進められている。

2. 本テーマの概要

本テーマは HLW を低減すると共に回収した長寿命核分裂生成物（LLFP）を加速器を用いて短半減期核種や安定核種に変換し、有用なものはリサイクルして再利用する新しいアイデアである。プログラムは 5 つの PJ から構成される（図）。

PJ1：HLW から LLFP の回収技術

HLW から LLFP を回収する技術を開発。再処理工場の高レベル廃液とガラス固化体を対象としている。半減期の長い核種は奇数核種が多いことから同位体分離をしない替わりに偶数核種と奇数核種を分離する偶奇分離技術の開発も進めている。

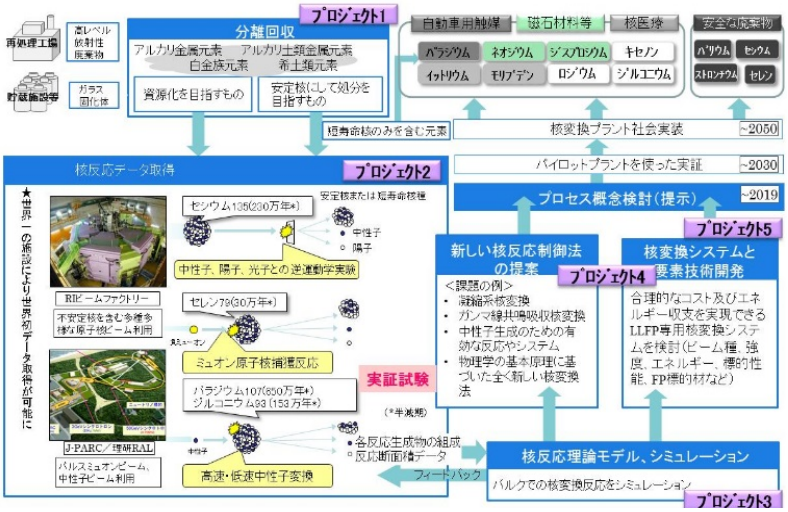


図. 研究開発プログラムの全体構成.

PJ2：核変換データの取得と核反応実証試験

RI ビームファクトリィー(RIBF)（理研）を用いて、Pd-107、Zr-93、Se-79、Cs-135 の 100MeV、200Mev、50MeV の陽子、重陽子のデータを取得している。低入射エネルギーの測定データの精度を向上するために改造した OEDO（理研）で 25MeV のデータ取得する予定。なお、Pd-107 はインプラントターゲットを作製し、実際の核変換率のデータを取得する実証試験を予定している。

PJ3：理論モデルの構築とシミュレーション

核反応断面積を用いた定量評価を実施し、核反応の経路を提案する。すでに Pd-107 および Cs-135 については提案済みである。

PJ4：加速器の要素技術およびシステム開発

実機の加速器に必要な超伝導空洞、プラズマウインドウ、液体や粒子ターゲットなどを開発している。ImPACT 用加速器仕様の検討を開始。

PJ5：廃棄物低減および資源化シナリオの策定とプロセス概念

LLFP 核変換の処分に与える効果や資源化する際のクリアランスレベルの設定などの検討を実施している。処分概念を見直し、最終的にこのプログラムを実現するプラント概念を提示する。

3. 再処理・リサイクルの観点から

再処理・リサイクルに関するプロジェクトは 1 および 5 であるが、大きく既存の研究開発とは異なるのは将来の HLW の処分を念頭に、第二再処理工場や処分場の既存の概念に捕らわれずに理想に近い処分のあり方や再処理工場の改良・高度化に取り組んでいる点である。

一例を挙げると、処分概念は HLW ではなく中低レベル放射性廃棄物とするにはどのような要点が必要かを討議してまとめている。また、ガラス固化体の溶解技術のように今までに考えられたことのない課題に関しては新しいアイデアを募集し、フィージビリティ研究を実施している。さらに、第二再処理工場の概念として再処理工場の課題を解決するアイデアを提案し、基礎研究を開始するなど。日本の再処理・リサイクルに新しい概念を取り込み、原子力分野だけでなく、他の分野から若い世代の研究者に新しいアイデアを持って参画いただくことを目的として研究を進めている。

このセッションでは「高レベル廃棄物から LLFP 分離回収技術」の研究成果を紹介する。

付記：本研究は、総合科学技術・イノベーション会議が主導する革新的研究開発推進プログラム(ImPACT)の一環として実施したものです。

参考文献：

*：www8.cao.go.jp/cstp/sentan/about-kakushin.html

Reiko Fujita

Japan Science and Technology Agency (JST).

2017年秋の大会

再処理・リサイクル部会セッション
核変換による高レベル放射性廃棄物の大幅な低減・資源化
～再処理・リサイクルの観点から～

Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation -From Viewpoint of Reprocessing and Recycling-

(2)高レベル放射性廃液からの LLFP 分離回収

(2) Separation and Recovery of LLFP from High-level Liquid Wastes

*佐々木祐二[1]、森田圭介[1]、鈴木伸一[1]、塩飽秀啓[1]、伊藤圭祐[1]、
高橋優也[2]、金子昌章[2]、浅野和仁[2]
[1]原子力機構、[2]（株）東芝

1. 緒言　従来から高レベル廃液中のアメリシウム、キュリウムなどアクチノイドの分離が注目されてきた。これは、アクチノイド元素がα線を放出するため処分時の制限が厳しく、長半減期核種を持ち核変換対象であること等が理由である。これら元素は単体での回収が極めて困難であるため、ランタノイドとの相互分離技術開発も含めて関連研究が世界的に活発である。アクチノイドに加えて核分裂生成元素分離を考慮すると、プロセスが複雑になり、実現が乏しくなる恐れがある。日本ではオメガ計画で進められた 4 群群分離プロセス開発の中で、核分裂生成元素の分離も行った経緯がある。技術大国である我が国が、高い実現性を持ち有効なアクチノイド-核分裂生成元素分離技術の開発を目指し、研究成果を公開することで国際貢献を果たす義務があると思われる。

ImPACT で対象となる元素は U, Pu を除去した後の高レベル廃液中 Pd, Cs, Zr, Se で、いずれも 10^5～10^6の長い半減期の核種を有する。ORIGEN II 計算によると、それぞれ長半減期核種の生成量は次の通りである（軽水炉 235U 4.1%濃縮 出力 40MW で 1540 日照射）、U 1 トン当たり Se-79: 8.69 g、Zr-93: 1240 g、Pd: 107: 494 g、Cs-135: 643 g。また、化学的性質はすべて異なるために、それぞれ元素に対して個別の分離技術を適応する必要がある。具体的に、Pd はソフト性の金属、Cs, Zr は同じハード金属であるが、原子価が Cs は 1 価、Zr は 4 価と異なる。Se は陰イオン性の亜セレン酸である SeO_3^{2-}やセレン酸の SeO_4^{2-}等のオキソ酸となる。従って、一括での回収は困難であるが、逆に単体として回収するには都合がよい。

我々はこれら元素の高効率・高純度回収法として溶媒抽出法を選択し、簡便な分離回収法の開発を目指している。溶媒抽出法の利点としては反応が早いこと、大容量の取り扱いに優れていること、再処理でプロセス運転の経験があること等である。一方、共同研究機関である東芝で電解法による Pd, Se 回収や吸着法による Cs 回収を試みる。双方の優れた分離技術を組み合わせることで、より実現性の高い分離法開発を進める。

２．実験方法　溶媒抽出に用いる希釈剤はここではドデカンに加えて 1-オクタノール等の極性溶媒も検討した。用いた抽出剤は Pd に対して NTA アミド又は MIDOA、Se に対してフェニレンジアミン、Zr に対して TODGA 又は HDEHP、及び Cs に対して DtBuDB18C6 である。構造を図 1 に示す。これらを上記希釈剤に溶解したものを有機相、水相には各種濃度の硝酸を用いて溶媒抽出を実施した。抽出後の水相の濃度を ICP-AES, 又は ICP-MS で測定した。得られた分析結果を使って、各元素の分配比や抽出率を求め、抽出挙動を調べた。また各元素を有機相から水相に回収するための逆抽出条件も検討した。Zr の水酸化物沈殿を真空乾燥の後、熱天秤（室温から 500 度まで）により重量変化を調べた。加えて、500 度、1000 度で焼成した試料の X 線構造解析を実施した。

３．結果　各種元素の抽出及び逆抽出の条件を記すと次のようになる。

Pd、抽出: 0.2M NTA アミド/オクタノール、逆抽出: 0.01M チオ尿素/ 0.2M HNO_3

Cs、抽出: 0.2M DtBuDB18C6/ジクロロエタン、逆抽出: 0.01M HNO_3（体積比：有機相/水相＝2/1）

Zr、抽出: 0.1M HDEHP（又は TODGA）/オクタノール、逆抽出: 0.5M シュウ酸/ 水

Se、抽出: 0.1M フェニレンジアミン/オクタノール、逆抽出: 8M H_2SO_4（又は $HClO_4$等）

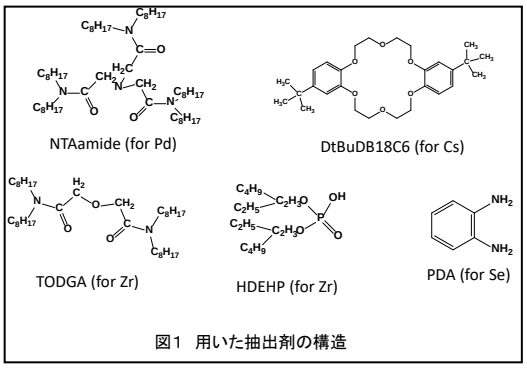


図1　用いた抽出剤の構造

Zr に関して結果の詳細をまとめる。HDEHP を各種極性溶媒に溶解した抽出溶媒を用いることで、標準溶液中の高濃度（100 mM）の Zr 抽出は可能である。また、シュウ酸による逆抽出を行うことで、有機相中の高濃度 Zr の 93%を水相に逆抽出することができた。次に水相中の Zr を核変換又は同位体分離用のターゲット試料として調整する必要がある。ここでは水相揮発のための加熱濃縮を避け、Zr を水酸化物で沈殿する方法を検討した。その結果、pH 8-9 で沈殿を生成することを確認した（図 2）。沈殿とろ液とに分けて、ろ液中の Zr 濃度を測定したところ、その値は極めて低く、沈殿側に 99.5%程度 Zr が存在することを確認した。

Zr-水酸化物を熱天秤で測定した後に、温度 500 度若しくは 1000 度で加熱して Zr 酸化物生成を試みた。得られた酸化物の X 線回折の結果、ZrO_2若しくは Na_2ZrO_3の化合物生成を確認した（図 3）。水酸化物に Na が含まれると、Na を含む酸化物生成となる。水酸化物沈殿を生じさせる際に、アンモニアなどのアルカリ溶液を使うべきであることが分かった。

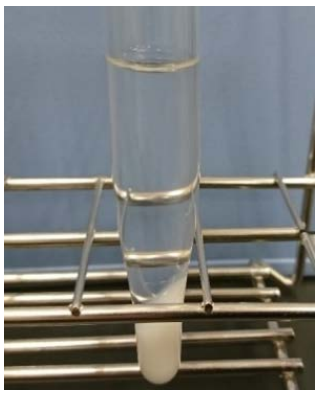


図 2　Zr-水酸化物沈殿の様子

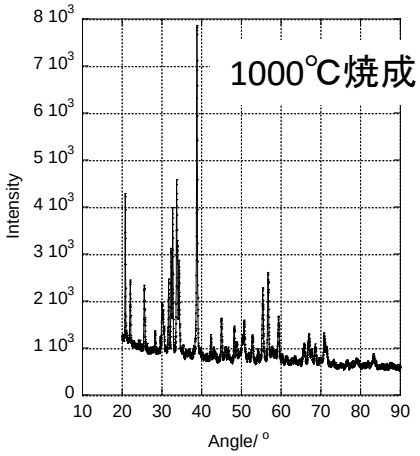


図 3　1000 度で焼成した Zr 試料の X 線回折像

今後は、模擬廃液からの元素分離法開発、分離後溶液中金属のターゲット試料作製法の確認をすることに加えて、一連の ImPACT 研究に関連するフィージビリティスタディを行う。具体的に、模擬廃液や有機相中での金属の溶存状態の確認、有機相に抽出した元素の電解還元、ドデカンに代わる新しい希釈剤の選定や耐放射線性の確認である。

本研究は、総合科学技術・イノベーション会議が主導する 革新的研究開発推進プログラム（ImPACT）の一環として実施したものです。

*Yuji Sasaki[1], Keisuke Morita[1], Shinichi Suzuki[1], Hideaki Shiwaku[1], Keisuke Ito[1], Yuya Takahashi[2], Masaaki Kaneko[2], Kazuhito Asano[2], [1]Japan Atomic Energy Agency. [2]Toshiba Corporation

2017年秋の大会

再処理・リサイクル部会セッション

核変換による高レベル放射性廃棄物の大幅な低減・資源化 ～再処理・リサイクルの観点から～

Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation -From Viewpoint of Reprocessing and Recycling-

(3) 電解・化学還元によるガラス固化体溶解技術

(3) Dissolution of Vitrified Wastes through Electrochemical and Chemical Reduction

*浅野和仁[1]，金村祥平[1]，金子昌章[1]，野平俊之[2]，坂村義治[3]

[1](株)東芝，[2]京都大学，[3]電力中央研究所

1. 緒言

核変換技術による高レベル廃棄物の大幅な低減・資源化を目指す際に、ガラス固化体中に閉じ込められた長寿命核分裂生成物(LLFP)を取り出す必要がある。LLFP はガラス網目構造中に閉じ込められていると考えられるため、(1)ガラス網目構造を分解する技術、(2)分解生成物から LLFP を回収する技術、(3)工学的に成立させるためのプロセス設計、に関する研究開発が必要である。我々はこれらの課題を解決するために、「溶融塩を反応場＊」とした還元技術によりガラス網目構造を分解し LLFP を回収するプロセスの検討を行っている。現在想定している、溶融塩中でのガラス固化体からの LLFP 分離回収プロセスの一例を図 1 に示す。

＊：現在の地層処分環境とは異なる。

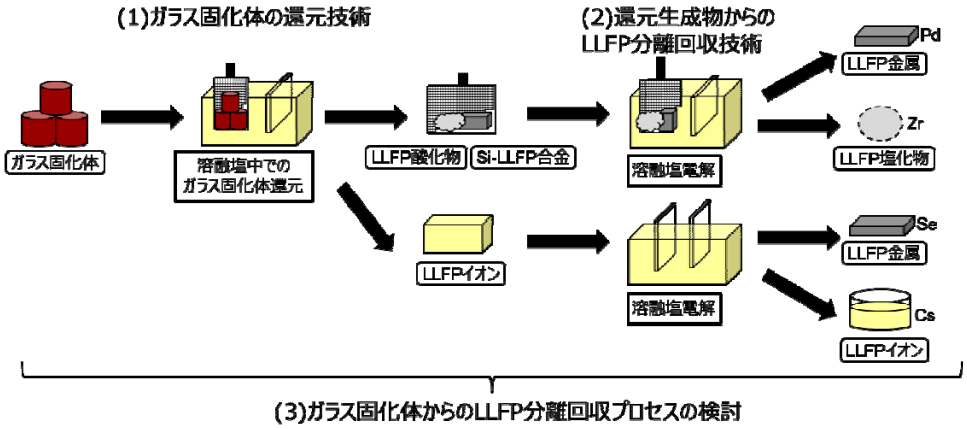


図 1. ガラス固化体からの LLFP 分離回収プロセスの一例

(1)ガラス固化体の還元技術

SiO_2、UO_2 などの酸化物を溶融塩中で電気化学的もしくは化学的に金属へ還元する技術を、ガラス固化体主成分であるホウケイ酸ガラスの網目構造の分解へ適用する。本手法で用いる溶融塩は精製により再利用が可能であるため、二次廃棄物発生量が少ない、水溶液と異なり耐放射線性が高く水素発生がないといった特長がある。

(2)還元生成物からの LLFP 分離回収技術

ガラス固化体還元処理後の LLFP は、Si-LLFP 合金、LLFP 酸化物、LLFP イオンのいずれかの形態をとるため、化学形態に応じた LLFP 分離回収技術が必要である。強還元雰囲気では Pd、Zr は Si-LLFP 合金中に、Se、Cs は LLFP イオンとして溶融塩中に存在することが予想される。Pd、Zr については、Si-LLFP 合金を陽極とした溶融塩電解により Zr を陰極上に析出させ回収、Pd は陽極残渣として回収することを検討している。

Se も同様に溶融塩電解により陽極に析出させ回収、Cs は金属熱還元、揮発分離等を組み合わせて回収することを検討している。

(3) ガラス固化体からの LLFP 分離回収プロセスの検討

ガラス固化体からの LLFP 分離回収を実現するためには、工学的に成立し、実用的なガラス固化体からの LLFP 分離回収プロセスを構築する必要がある。各工程での LLFP 分岐率、処理速度、二次廃棄物発生量を評価し、最適なプロセスフローの作成を行う。

本発表ではこれらのうち、溶融塩を反応場としたガラス固化体の化学還元技術について報告する。

2. 溶融塩を反応場としたガラス固化体の化学還元技術

2-1. 試験方法

ガラス固化体の化学還元技術成立性を確認するために、ホウケイ酸ガラスに PdO:0.77wt%、Cs_2O:0.84wt%、SeO_2:0.05wt%、ZrO_2:1.3wt%を添加した LLFP 含有ガラスを試作し、これを用いた化学還元試験を行った。還元剤には金属 Ca、溶融塩には $CaCl_2$ を用いた。金属 Ca 量は LLFP 含有ガラスに含まれる CaO 以外の酸化物の還元反応に対し 2 倍モルとした。これらと LLFP 含有ガラスを MgO るつぼに装荷し、Ar 雰囲気下のグローブボックス内に設置した電気炉を用い 850℃で 3 時間保持した。

2-2. 結果と考察

化学還元試験後に得られた還元生成物の XRD 分析結果を図 2 に示す。2 倍モルの金属 Ca を添加した時に得られる還元生成物の主成分は CaSi、$CaSi_2$ といった Si-Ca 合金であることを明らかにした。また、XRD、ICP-AES 分析等により LLFP 含有ガラス中の SiO_2 の 97.8wt%が金属にまで還元されていることを確認した。LLFP の挙動は、溶融塩に LLFP 含有ガラスを浸漬した場合は Cs、Se の溶融塩中への溶出率は Cs:8.3wt%、Se:0wt%であったが、化学還元を行った場合は Cs、Se は全量が溶融塩中へ溶出することを確認した。これは、化学還元によりガラス構造が分解され閉じ込められていた LLFP が溶出しやすくなったためと考えられる。また、Pd は金属、Zr は金属あるいは Zr 化合物として還元生成物中に残留することを確認した(図 3)。

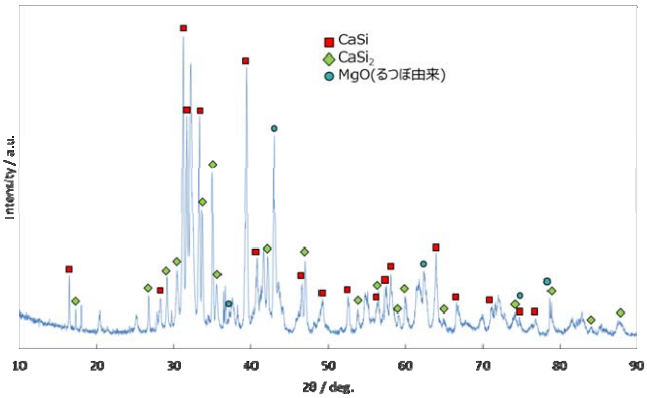


図 2. 還元生成物の XRD 分析結果

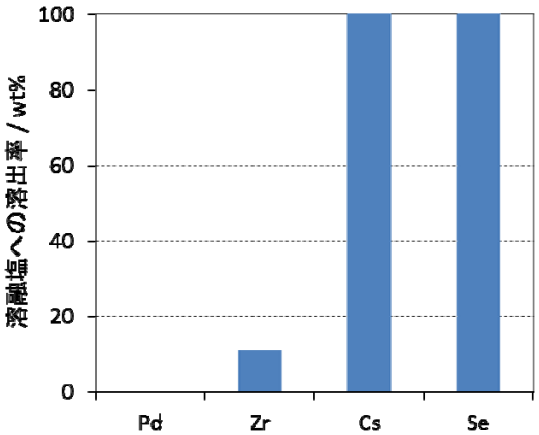


図 3. 化学還元後の LLFP の溶融塩への溶出率

付記

本研究は、総合科学技術・イノベーション会議が主導する革新的研究開発推進プログラム(ImPACT)の一環として実施したものです。

*Kazuhito Asano[1], Shohei Kanamura[1], Masaaki Kaneko[1], Toshiyuki Nohira[2] and Yoshiharu Sakamura[3]

[1]Toshiba Corp., [2]Kyoto University, [3]CRIEPI

2017年秋の大会

再処理・リサイクル部会セッション

核変換による高レベル放射性廃棄物の大幅な低減・資源化 ～再処理・リサイクルの観点から～

Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation -From Viewpoint of Reprocessing and Recycling-

（4）高温化学反応によるガラス固化体溶解技術

(4) Dissolution of Vitrified Wastes through High-temperature Reactions

*武部 博倫[1]，天本 一平[1, 2]

[1]愛媛大学，[2]日本原子力研究開発機構

1. はじめに

本研究では溶融 Li 金属浴を用い、ガラス固化体を不活性雰囲気中にて溶融し各成分を還元した後、Cs, Se の蒸気圧の差と、溶融スラッジからの Zr, Pd と添加成分の選択的反応性を利用した選択的分離回収プロセスを検討している [1]。本発表では、特に Li 金属浴による模擬ガラス固化体の溶融条件と Cs の揮発分離回収について紹介する。

2. 実験方法

2-1. 試料

入手したホウケイ酸塩系模擬ガラスカレットについて、XRD による非晶質相の有無の確認及び結晶相の同定と、SEM-EDS による微細構造の特徴付けを行った。

2-2. 実験条件と評価

Ar 雰囲気のグローブボックス内（酸素濃度≦1 ppm, 水分濃度≦10 ppm）にて市販のステンレスルツボを用い、280–380 ℃に保持した溶融 Li 金属浴にて模擬ガラスカレットを溶解した。溶融物の保持温度と時間を変化させ、Cs の揮発分離回収試験を行った。ステンレスルツボにシリカガラスチューブを被せて、Li 金属浴からの揮発によりチューブ内壁に付着した Cs 成分を ICP-MS で評価した。

3. 結果及び考察

入手した模擬ガラスカレットは X 線的非晶質相と(Ru, Rh)O_2相から構成され、SEM-EDS によれば微視的には Ru, Rh 及び Pd 成分が偏在していることが認められた。

Li 金属浴により≧280 ℃で模擬ガラスカレットは完全に溶解し、融体とスラッジ状残渣及び少量の浮遊物となる。

図 1 に Cs の蒸気圧（計算値）、Cs 回収率と Li 金属浴温度の関係を示す。Cs 回収率の温度依存性は、Cs の蒸気圧に概ね対応しており、温度の増加とともに増加する傾向にある。現時点では 380–520 ℃，1 気圧での揮発実験で最大 75 mass%の Cs 回収率が得られている。

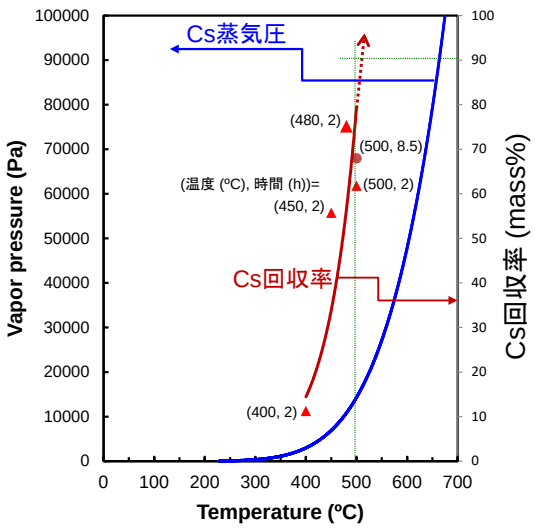


図 1 Cs 蒸気圧及び回収率と Li 金属浴の温度との関係

ガラスカレット試料の溶融・還元とともに、Li 金属浴の表面に反応物と推定される浮遊物が生成するため、継続的な揮発による Cs 回収率の向上（> 90 mass%目標値）や Se の揮発分離回収には、浮遊物除去のための Li 金属浴の攪拌条件や減圧及び温度の影響を今後検討することが必要である。

*Hiromichi Takebe[1] and Ippei Amamoto[1, 2]

[1]Ehime Univ., [2]Japan Atomic Energy Agency

2017年秋の大会

再処理・リサイクル部会セッション

核変換による高レベル放射性廃棄物の大幅な低減・資源化 ～再処理・リサイクルの観点から～

Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation -From Viewpoint of Reprocessing and Recycling-

（5）酸性水溶液によるガラス固化体湿式処理技術

(5) Wet Processing of Vitrified Wastes in Acidic Solutions

*鷹尾 康一朗,[1] 上原章寛,[2] 池田泰久 [1]

[1] 東工大先導原子力研, [2] 京大炉

1. 緒言

高レベル放射性廃棄物ガラス固化体は、放射性核種の閉じ込め性能に優れており、地層処分環境中での十分な化学的耐久性を超長期にわたり保持する。ただし、現状のガラス固化体地層処分では十万年オーダーの超長期保管が必須であり、当 ImPACT プログラムではガラス固化体に含まれる長寿命核種 4 種(^{107}Pd, ^{79}Se, ^{93}Zr, ^{135}Cs)も核変換による短寿命化および有害度低減の対象としている。これら長寿命核種の核変換処理を行うためには、既存のガラス固化体からの回収が必要となる。ただし、そもそもガラス固化体は高レベル廃棄物安定化を目的とした化学的耐久性に優れるホウケイ酸ガラスをベースとしており、そこからの長寿命核種の回収は極めてチャレンジングな課題である。地層処分場を想定した中性～アルカリ性領域でのガラス固化体からの核種溶出挙動については多くの検討がなされているのに対し、酸性領域(*)については処分環境の条件として考えにくいこともあり積極的な検討はなされていない。一方、上記長寿命核種を含むガラス固化体中の放射性核種の多くは酸化物として存在するため、それらの回収においては酸性条件を保持することが望ましいと考えられる。以上の背景に基づき、我々のグループでは湿式処理によるガラス固化体からの長寿命核種回収技術について検討を進めている。[1] (*現在の地層処分環境とは異なる反応場条件)

2. 酸性水溶液中での模擬ガラス固化体からの元素溶出挙動

模擬ガラス固化体(IHI 製, P/N 5523N17, 破砕状, ガラス主成分：Na, Si, B, Ca, Al, Zn, Li; HLW 模擬核種成分：Se, Rb, Sr, Y, Zr, Mo, Mn, Ru, Rh, Pd, Ag, Sn, Te, Cs, Ba, La, Ce, Pr, Nd, Sm, Eu, Gd; その他成分：P, Cr, Fe, Ni)を 2 M 塩酸水溶液に 1:15 g/mL の固液比で浸漬し、90℃で 2 日間保持した。その結果、時間の経過とともに液相が褐色に着色する様子が見られた。この現象は模擬ガラス固化体からの遷移金属イオンの溶出を示唆するものである。ICP-AES を用いて液相を分析したところ、溶液の着色は主に Pd の溶出に起因することが明らかとなった。ただし、液相中の Pd 濃度は模擬ガラス固化体中の Pd 含有量に対して 40%程度にとどまっており、完全な溶出には至っていない。Pd をはじめとする白金族イオンは、ガラス固化体中で金属の状態で存在しうるため、湿式処理により溶出させるためには Pd^{2+}へ酸化する必要がある。従って、用いる酸として強い酸化力を示す硝酸を用いて同様の条件で溶出試験を行った。その結果、硝酸水溶液(初期硝酸濃度：2 M)側の着色は確かに見られたものの、Pd 溶出率は最大でも 60%に留まるという結果となった。

水溶液中での Pd^{2+}の錯体化学を考えると、Cl^-とは$[PdCl_n]^{2-n}$ (n = 1-4)という可溶性クロロ錯体を安定に形成するが、NO_3^-とは安定な錯体を形成しにくい。このことから、硝酸と塩酸の混合液を用いることで、金属 Pd の酸化溶解と錯形成に伴う可溶種安定化により Pd の効果的な溶出が期待される。実際、硝酸と塩酸を各 1 M ずつ含む混合水溶液を用いて同様の処理を行ったところ、ほぼ完全な Pd の溶出を確認した。その他の多くの模擬核種(Se, Rb, Sr, Y, Mn, Te, Cs, Ba, La, Ce, Pr, Nd, Sm, Eu, Gd, Cr, Fe, Ni)および Si 以外のガラス主成分(Na, B, Ca, Al, Zn, Li)についても【1 M 硝酸＋1 M 塩酸】系でほぼ完全に溶出することを見出した(図 1)。また、模擬ガラス固化体 20.09 g を【1 M 硝酸＋1 M 塩酸】系で 90℃にて 8 時間保持した後、ろ過により固体成分を回収したところ、得られたガラス残渣の重量は 13.13 g であった。割合にして 34.6%の重量減

に値し、これは溶出した上記ガラス主成分および模擬核種の模擬ガラス固化体試料中に占める重量比とよく一致する。更に、液相の H^+濃度を測定したところ、処理前が 2.04 M であったのに対し、処理後には 0.79 M へ減少する様子が見られた。この事実は上記溶出成分酸化物が中和反応により溶解することを示すものである。加えて、処理前後におけるガラス固化体表面の SEM 観察を行ったところ、処理に伴ってガラス表面に多数の亀裂が入り、ガラス表面に結晶性化合物が析出している様子が確認された(図 2)。XRD 測定の結果、この結晶性化合物は RuO_2 であることが判明した。



図 1. 酸性水溶液を用いた模擬ガラス固化体湿式処理の様子.

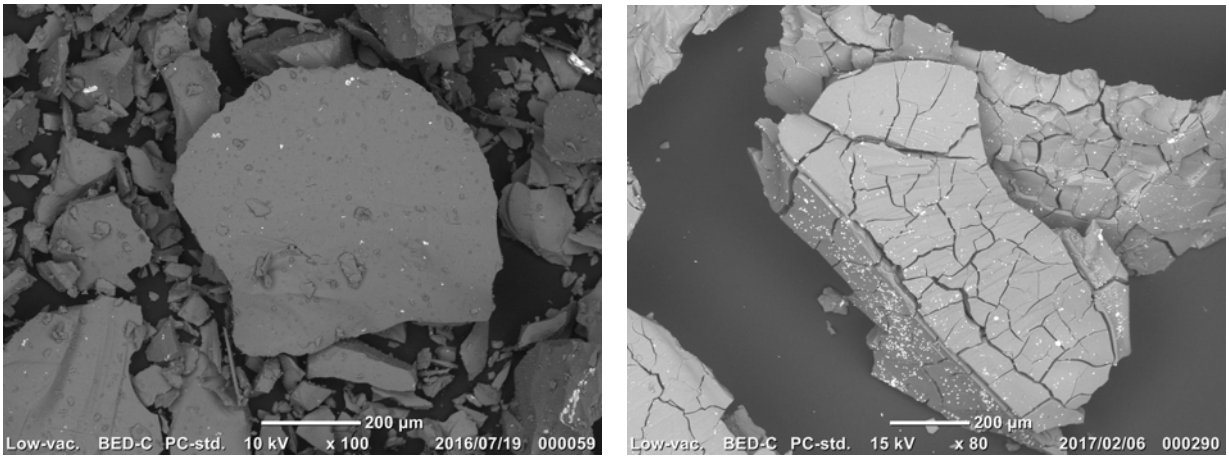


図 2. 模擬ガラス固化体の SEM 像. 左：処理前, 右：【1 M 硝酸＋1M 塩酸】で 90℃, 8 時間処理後.

上述のように【1 M 硝酸＋1 M 塩酸】系でガラス主成分および模擬核種の多くが溶出することを確認した。この中には、当 ImPACT プログラムでガラス固化体からの回収対象とする Pd, Se, Cs も含まれる。一方、同じく回収対象である Zr については【1 M 硝酸＋1 M 塩酸】系での溶出率は 2%程度に留まる。この課題を解決するため、さらなる検討を行った。前述のようにガラス固化体の湿式処理においては対象とする金属イオンの錯体化学・溶液化学を理解したうえで条件選定を行う必要がある。調査の結果、Zr^{4+}は SO_4^{2-}と安定な可溶性錯体$[Zr(SO_4)_n]^{4-2n}$ (n = 1-3)を形成することを見出した。【1 M 硝酸＋1 M 塩酸】系で処理した模擬ガラス固化体残渣を更に 3 M 硫酸に 1:15 g/mL の固液比で浸漬し、90℃において 9 時間保持した。この条件下では$[Zr(SO_4)_3]^{2-}$が支配的に生成することが熱力学的に裏付けられる。結果として、95%の Zr 溶出率を期待通り達成した。

なお、本研究で扱った条件は HLW の処分環境とは全く異なるものである。

本研究は、総合科学技術・イノベーション会議が主導する革新的研究開発推進プログラム(ImPACT)の一環として実施したものです。

参考文献：

[1] 鷹尾ら 「ガラス固化体からの核種分離方法及び得られた多孔質ガラス固化体」特願 2017-034766.

*Koichiro Takao,[1] Akihiro Uehara,[2] Yasuhisa Ikeda

[1]LANE, TokyoTech, [2] Research Reactor Institute, Kyoto Univ.

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：404-3 Fuel Reprocessing

Thu. Sep 14, 2017 2:45 PM - 3:35 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 5:45 AM - 6:35 AM UTC | Room K N301 - N Block

[2K10-12] Recovery of U, Pu, Th

Chair:Koichi Uozumi (CRIEPI)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[2K10] Thermostability of Cyclic Urea Derivatives for Selective Precipitation of Uranium(VI)

*Keisuke Nishimura[1], Tomoya Suzuki[2], Masanobu Nogami[1], Yasuhisa Ikeda[2] (1. Graduate School of Science and Engineering Research, Kindai University, 2. Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Tokyo Institute of Technology)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[2K11] Fundamental Study on Simple Reprocessing Method for Spent Thorium Fuels by Using Uranium-Selective Precipitant

(3)Precipitation Behavior of Tetravalent Metal Ions upon Contact with Double-Headed 2-pyrrolidone Derivatives

*Hiroyuki Kazama[1], Satoru Tsushima[2,3], Yasuhisa Ikeda[1], Koichiro Takao[1] (1. LANE, Tokyo Tech, 2. HZDR, 3. WRHI, Tokyo Tech)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[2K12] Development of extraction apparatus for the co-processing process

(1)Evaluation of extraction performance with the changes of O/A ratio in centrifugal contactor

*Atsushi Sakamoto[1], Yuichi Sano[1], Masayuki Takeuchi[1], Masayuki Watanabe[1], Kenji Koizumi[1] (1. JAEA)

3:30 PM - 3:35 PM JST | 6:30 AM - 6:35 AM UTC

Time reserved for Chair

ウラン(VI)選択性環状尿素沈殿剤の耐熱性

Thermostability of Cyclic Urea Derivatives for Selective Precipitation of Uranium(VI)

*西村　圭右[1]，鈴木　智也[2#]，野上　雅伸[1]，池田　泰久[2]

[1]近畿大院総理工，[2]東京工業大先導原子力研，[#]現：産総研

硝酸酸性水溶液系でのウラン(VI)選択性候補沈殿剤である環状尿素化合物 1,3-dimethyl-3,4,5,6-tetrahydro-2(1H)-pyrimidinone(DMPU)及び tetrahydro-2-pyrimidinone(PU)の耐熱性について検討した。

キーワード：ウラン，再処理，沈殿，尿素，耐熱性

1. 緒言　DMPU 及び PU（図 1）は硝酸水溶液中でプルトニウム(IV)を水溶液中に残したままウラン(VI)を選択的に沈殿させることが見出されており[1,2]、使用済み核燃料の再処理に用いられる PUREX 法に代わる、沈殿法による新たな再処理法における沈殿剤として利用できる可能性がある。本研究では、再処理実運転付近、及びそれより高温での両候補沈殿剤の安定性について検討した。

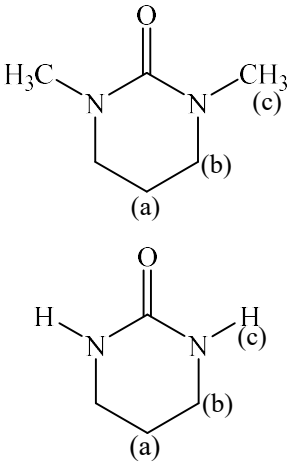


図 1：DMPU（上）及び PU（下）の化学構造

2. 実験　0.5mol/l (=M) DMPU 及び PU を含む 1~8M の硝酸水溶液をそれぞれ調製し、DMPU は 50, 90℃、PU は 90℃で 360 分加熱した。加熱中、所定時間毎に試料をサンプリングし、溶液の ^{1}H NMR を測定した。各時間における試料中のピーク面積比から各試料の残存率の経時変化を算出した。

3. 結果　^{1}H NMR スペクトルの図 1 (a) のピーク面積比から算出した DMPU と PU の耐熱性をそれぞれ図 2, 3 に示す。DMPU の残存率は、50 ℃で全ての硝酸濃度で 360 分後もほぼ 100%を維持した。また、90℃での加熱においても 1M 硝酸ではほぼ 100%であった。一方、2M 硝酸では 360 分後に約 20%の減少が見られた。PU においては、1~6M 硝酸で 360 分後の残存率がほぼ 100%を示したが、8M 硝酸では 300 分で約 20%の減少が見られた。以上より、PU の耐熱性は DMPU より優れていると考えられる。

なお、DMPU では 4M 硝酸において 90 ℃への昇温中約 85℃で、また PU では 8M 硝酸において 90 ℃, 330 分で激しく NO_X ガスが発生し、DMPU 及び PU の全てのピークが消失したため、残存率を算出することはできなかった。このように、両沈殿剤には分解が突発的に生じる閾値が存在し、この抑制の観点から、DMPU は硝酸濃度 4M かつ 50 ℃以下、PU は硝酸濃度 6 かつ 90℃以下での使用が望ましいことが示唆された。

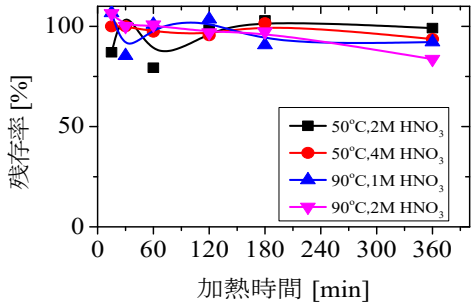


図 2：加熱による DMPU 残存率の経時変化

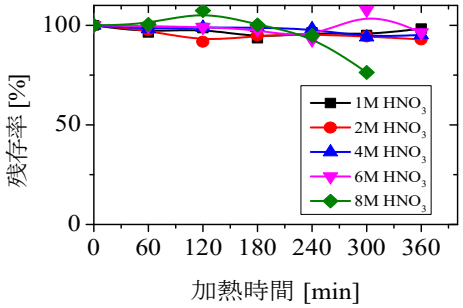


図 3：90 ℃での加熱による PU 残存率の経時変化

参考文献

[1]　T.Suzuki,et al.,J.Nucl.Sci.Technol.,**51**(2014)514-520

[2]　T.Suzuki,et al.,Polyhedron,**96**(2015)102-106

*Keisuke Nishimura[1], Tomoya Suzuki[2#], Masanobu Nogami[1], and Yasuhisa Ikeda[2]

[1]Graduate School of Science and Engineering Research, Kindai University, [2]Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Tokyo Institute of Technology, [#]Present Affiliation:National Institute of Advanced Industrial Science and Technology

ウラン選択性沈殿剤を用いたトリウム燃料簡易再処理技術基盤研究
（3）4 価金属イオンに対する架橋ピロリドン誘導体の沈殿能評価

Fundamental Study on Simple Reprocessing Method for Spent Thorium Fuels by Using Uranium Selective Precipitant

(3) Precipitation Behavior of Tetravalent Metal Ions upon Contact with Double-Headed 2-Pyrrolidone Derivatives

*風間 裕行[1]，津島 悟[2,3]，池田 泰久[1]，鷹尾 康一朗[1]

[1]東工大先導原子力研，[2]Helmholtz-Zentrum Dresden-Rossendorf, [3]東工大 WRHI

2-ピロリドン誘導体(NRP)は、U(VI)に選択的な沈殿能を示すため、使用済みトリウム燃料簡易再処理技術への応用が期待される。本研究では、効率的かつ選択的に U(VI)を沈殿分離するために開発を進めている架橋 NRP の Zr^{4+}, Ce^{4+}, Th^{4+}, U^{4+}に対する沈殿挙動を検討した。

キーワード：再処理，ウラン，トリウム，　沈殿

1. 緒言　次世代原子力システムにおいてトリウム燃料サイクルは有望な選択肢の一つである。使用済みトリウム燃料再処理の主たる目的である U(VI)/Th(IV)相互分離を簡易に実現するため、近年我々は高効率かつ高選択な U(VI)沈殿剤として期待される架橋 NRP を開発している(図 1)。U(VI)の選択的な沈殿分離の達成には Th(IV)をはじめとする 4 価金属イオンの挙動を理解することも重要である。本研究では、Zr^{4+}, Ce^{4+}, Th^{4+}, U^{4+}に対する架橋 NRP の沈殿能を系統的に評価した。

2. 実験　0.1 M の 4 価金属イオン(Zr^{4+}, Ce^{4+}, Th^{4+}, U^{4+})を含む 3 M 硝酸水溶液に等モル量の架橋 NRP を加え、沈殿試験を行った。上澄み液に含まれる金属イオン濃度を ICP-AES を用いて定量した。沈殿物に対して、赤外吸収分光，単結晶 X 線構造解析，元素分析を用いて同定した。

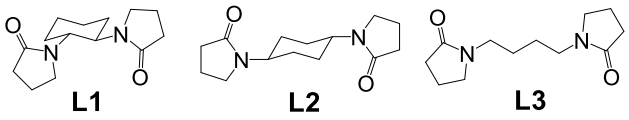


図 1. 架橋 NRP の構造式.

3. 結果と考察　沈殿試験結果を表 1 に示す。**L1** は、Ce^{4+}, Th^{4+}, U^{4+}に対して沈殿能を示し、結晶性の $H_2[M(NO_3)_6]\cdot 2\mathbf{L1}$ (M=Ce, Th, U)を与えた。沈殿率は配位数 12 の場合の M^{4+}のイオン半径の序列[1]と相関が見られる。一方、**L1** が Zr^{4+}に対して沈殿能を示さないことは、Zr^{4+}のイオン半径がより小さいために配位数 12 を要する$[M(NO_3)_6]^{2-}$錯イオンの形成が困難になるためと考えられる。**L2** は Th^{4+}, U^{4+}に対して **L1** と同様の沈殿挙動を示す一方で、Ce^{4+}に対してはより高い沈殿率を示した。これは **L2** が Ce^{4+}に配位した$[Ce_2O(NO_3)_6(\mathbf{L2})_2]_n$の形成に起因する。**L3** は Ce^{4+}に対してのみ沈殿能を示し、沈殿物の IR 測定より **L3** の Ce^{4+}への配位が示唆された。以上より、架橋 NRP の分子構造及び中心金属のイオン半径が 4 価金属イオンの錯体構造並びに沈殿挙動に影響を与えることを明らかにした。

表 1. M^{4+}沈殿率(%)および M^{4+}のイオン半径 R_i (Å, 配位数 12)[1]

M^{4+}	**L1**	**L2**	**L3**	R_i
Zr^{4+}	n.d.	n.d.	n.d.	n.a.
Ce^{4+}	48.4	87.6	35.0	1.14
U^{4+}	43.3	41.4	n.d.	1.17
Th^{4+}	42.2	40.5	n.d.	1.21

参考文献　[1] R. D. Shannon, *Acta Cryst.*, **1976**, *A32*, 751-767.

*本研究は、文科省委託事業「ウラン選択性沈殿剤を用いたトリウム燃料簡易再処理技術基盤研究」の成果です。

*Hiroyuki Kazama[1], Satoru Tsushima[2,3] Yasuhisa Ikeda[1] and Koichiro Takao[1]

[1]LANE, Tokyo Tech., [2]HZDR., [3]WRHI, Tokyo Tech.

コプロセッシングプロセス向け抽出装置の開発
（1）遠心抽出器の O/A 比に対する抽出性能の評価

Development of extraction apparatus for the co-processing process

(1) Evaluation of extraction performance with the changes of O/A ratio in centrifugal contactor

*坂本 淳志[1]，佐野 雄一[1]，竹内 正行[1]，渡部 雅之[1]，小泉 健治[1]

[1] 日本原子力研究開発機構

コプロセッシング法に適用する抽出装置を具体化するため、遠心抽出器を用いた抽出試験を実施し、幅広い O/A 比条件において抽出性能を有することを確認した。

キーワード：遠心抽出器，抽出性能，O/A 比

1. 緒言

これまで再処理工場で適用されてきたピューレックス法においては、分配工程においてプルトニウムが単離される工程を含んでいる。このことから、原子力機構では、プルトニウムをウランと共に回収することで核不拡散を向上させるコプロセッシング法の開発を進めている[1]。また、原子力機構では将来の再処理工場に適用するための抽出装置として、従来使用されてきたミキサセトラやパルスカラムに比べ相分離性能が高く、よりコンパクトで迅速な処理が可能な遠心抽出器（図 1）の開発を進めている。コプロセッシング法においては、ピューレックス法よりも高い有機相／水相流量比（以下、『O/A 比』という。）での処理が求められることから、より高い相分離性能を有する抽出装置として、本研究では、遠心抽出器の O/A 比に対する抽出性能を評価した。

2. 試験方法

ロータ内径φ25 mm の遠心抽出器を対象に、有機相には 30%TBP-ノルマルドデカンを、水相には硝酸ウラニル溶液（U：23 g/L、H^+：3 mol/L）を用いて O/A 比に対する抽出性能の評価を行った。このとき、流量は、有機相と水相を合わせて 2 L/h、6 L/h、及び 12 L/h で固定した上で、O/A 比を 0.2、0.5、1、2、5、10、30 と変化させた。抽出性能は、抽出前後の水相中ウラン濃度、並びに、バッチ試験により求めたウラン平衡濃度から、各 O/A 比における段効率を求めることにより評価した。

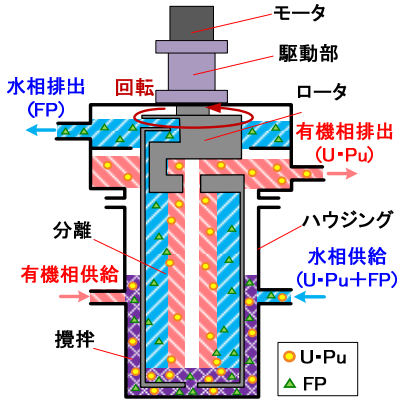


図 1　遠心抽出器の概略

3. 結論

試験中、いずれの供給流量、及び O/A 比条件においても、遠心抽出器は十分な相分離性能を有することを確認した。抽出性能は、低流量かつ低 O/A 比の条件を除いて、ほぼ全ての流量、O/A 比条件で 100%の段効率を有することを確認した（図 2 に 12 L/h での結果を示す）。なお、低流量の条件では、混合部における O/A 比の変動の影響が大きく、低 O/A 比の条件では、抽出（水相から有機相への物質移動）が生じにくい影響が顕著に現れたものと考えられる。

本試験を通して、遠心抽出器は幅広い O/A 比条件において十分な抽出性能を有することが確認されたことから、コプロセッシング法を用いた将来の再処理プラントへの適用が期待される。

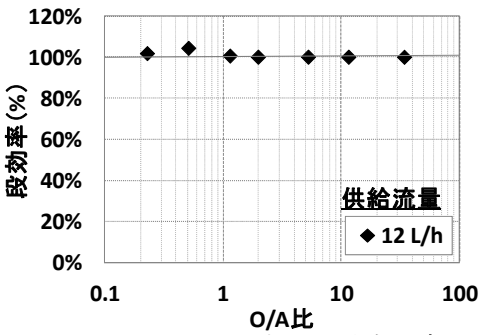


図 2　O/A 比に対する段効率の変化
（供給流量：12 L/h）

参考文献

[1] 倉林 他、日本原子力学会 2016 年秋の大会 1H10

※本報告は、経済産業省からの受託事業として日本原子力研究開発機構が実施した「平成 28 年度高速炉国際協力等技術開発」の成果の一部です。

*Atsushi Sakamoto[1], Yuichi Sano[1], Masayuki Takeuchi[1], Masayuki Watanabe[1], Kenji Koizumi[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：404-3 Fuel Reprocessing

Thu. Sep 14, 2017 3:35 PM - 4:10 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 6:35 AM - 7:10 AM UTC | Room K N301 - N Block

[2K13-14] Separation of Fission Products

Chair:Koichi Uozumi (CRIEPI)

3:35 PM - 3:50 PM JST | 6:35 AM - 6:50 AM UTC

[2K13] Temperature Effects on Extraction Behavior of Platinum Group Metals, Mo, and Zr in HNO_3(aq)-IL Biphasic Systems

*Soma Kono[1], Hiroyuki Kazama[2], Koichiro Takao[2], Tsuyosi Arai[3] (1. Shibaura Institute of Technology Graduate College, 2. Tokyo Institute of Technology, 3. Shibaura Institute of Technology)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

[2K14] Adsorption behavior of Mo (VI) and Zr (IV) onto impregnated non-woven material

*Ryoji ABE[1], Tsuyoshi ARAI[2], Sou Watanabe[3], Yuichi SANO[3], Masayuki TAKEUCHI[3] (1. Shibaura institute of technology Graduate School, 2. Shibaura institute of technology, 3. Japan Atomic Energy Agency)

4:05 PM - 4:10 PM JST | 7:05 AM - 7:10 AM UTC

Time reserved for Chair

熱応答性イオン液体－硝酸水溶液 2 相系における白金族, Mo, Zr の抽出挙動に対する温度効果

Temperature Effects on Extraction Behavior of Platinum Group Metals, Mo, and Zr in HNO_3(aq)-IL Biphasic Systems

*河野 壮馬[1], 風間 裕行[2], 鷹尾 康一朗[2], 新井 剛[3]
[1]芝浦工業大学大学院, [2]東工大先導原研, [3]芝浦工業大学

本研究では，高レベル放射性廃液中に含まれる白金族元素, Mo, Zr について，熱応答性イオン液体[Hbet][Tf_2N]と硝酸水溶液の 2 相系による抽出挙動に対する温度効果を明らかにすることを目的とした．加温条件における各元素抽出挙動より, 特に置換不活性な Rh, Ru の抽出反応が促進されることが明らかとなった．
キーワード：溶媒抽出，高レベル放射性廃液，イオン液体，白金族元素，モリブデン，ジルコニウム

1. 緒言　高レベル放射性廃液中に含まれる白金族元素, Mo 及び Zr は，ガラス固化体製造時に悪影響を及ぼすため分離除去することが望まれる．演者らは，分離技術としてイオン液体を用いた溶媒抽出法に着目し検討を進めてきた．しかし，Ru(III)及び Rh(III)は水和水の寿命が長い置換不活性種であることから，抽出効率の低さが懸念される[1]．そこで，本研究では高温で親水性を示し低温で疎水性を示す熱応答性イオン液体に着目し，Ru(III), Rh(III), Pd(II), Mo(VI)及び Zr(IV)の抽出挙動温度依存性について検討した．

2. 実験方法　抽出剤には自製の Betainium bis(trifluoromethanesulfonyl)imide([Hbet][Tf_2N])を用いた．抽出対象元素として Ru(III), Rh(III), Pd(II), Mo(VI)及び Zr(IV)を選定し，各金属イオンについて 0.01–3 mol·dm^{-3}(M)の硝酸を含む試料溶液を調製した．[Hbet][Tf_2N]と試験溶液を体積比 1 : 1 で共栓付き試験管に注入し，所定温度に設定した恒温振とう槽で一定時間振とうした．抽出試験前後の水相中の金属イオン濃度を測定することで抽出率を算出し，抽出性能の評価指標とした．

3. 結果及び考察　Table 1 に 298 K における[Hbet][Tf_2N]に対する各金属イオンの抽出率の経時変化を示す．Table 1 より，Pd(II), Mo(VI)及び Zr(IV)は 2 分以内で抽出平衡に達することが確認された．しかし，Ru(III)及び Rh(III)は 60 分でも未だ抽出平衡には達しておらず Ru(III)は 84 時間程度，Rh(III)は 113 日程度で平衡到達が確認され，この際の抽出率は Ru(III)が 100.2 %，Rh(III)が 96.0 %であった．次いで，Table 2 に 353 K における Ru(III)及び Rh(III)の抽出率の経時変化を示す．Table 2 より，353 K において Ru(III)は 30 分程度，Rh(III)は 180 分程度で抽出平衡に達することが示され，試験温度の上昇に伴い抽出速度が向上することが明らかとなった．また，Pd(II), Mo(VI)及び Zr(IV)は 353 K においても平衡到達時間は 2 分以内であった．このことから, 高温環境下にて[Hbet][Tf_2N]を用いることで置換不活性な Ru(III)及び Rh(III)の抽出速度が飛躍的に向上し，効率的に抽出可能であることが示された．

Table 1 Relationship between extraction efficiency and extraction time at 298 K

	Extraction efficiency [%]				
Metal	Ru(III)	Rh(III)	Pd(II)	Mo(VI)	Zr(IV)
2 min	11.8	16.7	87.5	53.8	78.4
5 min	14.3	20.1	87.4	53.3	78.0
10 min	13.0	19.1	88.6	54.5	78.5
60 min	48.9	28.1	88.0	53.7	79.0
Equilibration time	84 hour	113 day	2 min	2 min	2 min

([Metal] = 3 mM, [HNO_3] = 0.3 M, Test temp. : 298 K)

Table 2 Relationship between extraction efficiency and extraction time at 353 K

	Extraction efficiency [%]	
Metal	Ru(III)	Rh(III)
5 min	95.2	57.5
30 min	99.1	72.3
60 min	99.2	86.1
180 min	—	96.5
Equilibration time	30 min	180 min

([Metal] = 3 mM, [HNO_3] = 0.3 M, Test temp. : 353 K)

参考文献

[1] L. Helm, A. E. Merbach, *Chem. Rev.* **2005**, *105*, 1923-1959.

*Soma Kono[1], Hiroyuki Kazama[2], Koichiro Takao[2], Tsuyoshi Arai[3]
[1]Shibaura Institute of Technology Graduate School, [2]Shibaura Institute of Technology, [3]Tokyo Institute of Technology

抽出剤含浸不織布を用いたMo(VI)及びZr(IV)の吸着特性の評価

Adsorption behavior of Mo (VI) and Zr (IV) onto impregnated non-woven material

*安倍 諒治[1], 新井 剛[2], 渡部 創[3], 佐野 雄一[3], 竹内 正行[3]
[1] 芝浦工業大学大学院, [2] 芝浦工業大学, [3] 日本原子力研究開発機構

抄録：高レベル放射性廃液に含まれるMo(VI)及びZr(IV)は，MA(III)回収工程の前に予め除染されていることが望まれている．これまでの研究により，HDEHP抽出剤によってこれらの除染が可能であることが明らかとなっている．本研究では，ニ次廃棄物発生量の低減を目指し，Mo(VI)及びZr(IV)の新規分離媒体として，不織布にHDEHP抽出剤を含浸したHDEHP含浸シートの適用を検討している．本研究ではバッチ式吸着試験及びカラム試験を用いてHDEHP含浸シートの吸着性能評価を行ったので報告する．

キーワード：高レベル放射性廃液，不織布，HDEHP，モリブデン，ジルコニウム

1. 緒言　現在，我が国では高レベル放射性廃液 (HLLW) からの MA 分離・回収法として抽出クロマトグラフィ法の適用が検討されている [1]．しかし，本法に用いる吸着材に対し Mo 及び Zr が MA の分離を阻害する．そこで筆者らは，MA 分離の前処理工程として Mo 及び Zr に対し高選択性を有する Bis (2-ethylhexyl) hydrogen phosphate (HDEHP) 吸着材充填カラムを用いた Mo，Zr 除去処理技術の研究を行ってきた．しかし，既往の研究成果より，HDEHP 吸着材からの Zr の溶離が困難であることが明らかとされている [2]．そこで本研究では，新規分離媒体として使い捨て可能な安価で処理が容易な油吸着シートを用いた HDEHP 含浸シートの適用を提案した．本会ではHDEHP 含浸シートの吸着性能及び耐放射線性を評価し，本提案における課題点の抽出を行った．

2. 実験方法　本研究に用いるHDEHP含浸シートは, スプリトップ油吸着シート (前田工繊株式会社製) にHDEHPを含浸率が50 wt%となるように調製した．吸着試験溶液はMo(VI)及びZr(IV)を各々10 mMとなるよう金属塩を3 M 硝酸溶液に溶解し調製した．吸着性能評価はバッチ式吸着試験及びカラム試験にて行った．バッチ式吸着試験はスクリュー管瓶に 10 mm 四方に裁断したHDEHP含浸シートと吸着試験溶液を封入し，所定時間振とうし，試験前後の水相中の金属イオン濃度を分析した．また，カラム試験は，ϕ10 mm×h 100 mm の耐圧ガラスカラムに直径 10 mm に裁断したHDEHP含浸シートを充填し，カラム上端から流速 1 $cm^3 \cdot min^{-1}$ で吸着試験溶液を通液した．その後，カラム下端から流出した溶液を 3 cm^3 毎に分画採取し，各フラクションの金属イオン濃度を測定した．

3. 結果・考察　Fig. 1 にHDEHP含浸シート及びHDEHP吸着材を用いた各元素の吸着量の経時変化を示す．Fig. 1 より，Zr(IV)では吸着材，シート共に平衡に達する時間が 5 分程度であり大きな差異は確認されなかった．一方，Mo(VI)はシートの場合, 平衡までに60分程度を要することが確認された. これはシート内部での吸着種の拡散や，HDEHP が疎水性であることに起因すると考えられる．また，HDEHP 含浸シートを充填した破過曲線を Fig. 2 に示す．Fig. 2 より，HDEHP 含浸シートは良好に Mo(VI)及び Zr(IV)を吸着することが確認された．また，Zr(IV)における破過曲線の立ち上がりは Mo(VI)よりも 1-2 bed volume 程度遅く，かつ急峻であることが示された．これは，HDEHP と Zr(IV)の親和性が高いためと推察される．また，Mo(VI)は Zr(IV)よりも破過曲線の立ち上がりの傾きが小さいことが示された．これは，シート表面による吸着が支配的であることに起因すると考えられる．本会のおいて，これら吸着性能に加え，耐放射線性について得られた結果を詳細に報告する．

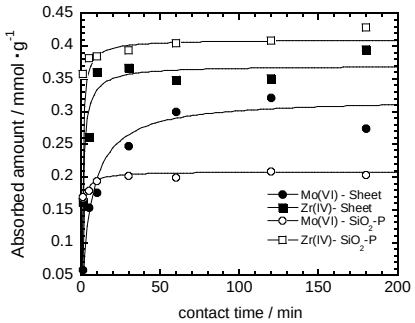


Fig. 1 Relationship between contact time and adsorbed amount on each adsorbent

[Metal] = 10 mM, [HNO_3] = 3 M, Temp. : 298 K, [HDEHP] = 50 wt%

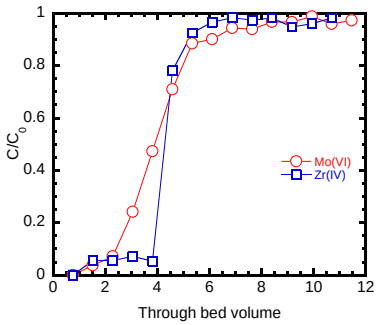


Fig. 2 Breakthrough curve of Mo(VI) and Zr(IV) with HDEHP impregnated sheet

[Metal] = 10 mM in 3 M HNO_3 Column ; ϕ10×h 100 mm,

Temp. : 298 K, [HDEHP] = 50 wt%

参考文献
1) S. Watanabe, et al: Energy Procedia 7 (2011) pp.449-453
2) R. Abe, et al: Asian Nuclear Prospects (2016) P-02

*Ryoji Abe[2], Tsuyoshi Arai[2], Sou Watanabe[3] , Yuichi Sano[3], Masayuki Takeuchi[3]
[1]Shibaura Institute of Technology Graduate school, [2] Shibaura Institute of Technology, [3]Japan Atomic Energy Agency

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：404-3 Fuel Reprocessing

Thu. Sep 14, 2017 4:10 PM - 5:15 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 7:10 AM - 8:15 AM UTC | Room K N301 - N Block

[2K15-18] Safety in Fuel Cycle

Chair:Takehiko Tsukahara (Tokyo Tech)

4:10 PM - 4:25 PM JST | 7:10 AM - 7:25 AM UTC

[2K15] Conceptual Syudy of Dry Storage Method for Spent Fuel Assemblies Based on Haneycomb Concrete Overpack(COP)

*Yoshio Hida[1], Yoshiaki Katsuyama[2], Shigeki Hayashi[2], Hirohide Hashimoto[3], Takashi Murata[4] (1. WATS, 2. Kanden Plant, 3. IHI Construction Materials, 4. Murata Engineering)

4:25 PM - 4:40 PM JST | 7:25 AM - 7:40 AM UTC

[2K16] Study on the combustion behavior of radiolytically generated hydrogen explosion in vessels at the reprocessing plant

(14)Comparison with numerical analysis and experiment of simulated horizontal connected two large cylindrical vessels

*Yuki Akamatsu[1], Tatsuya Kudo[1], Yoshikazu Tamauchi[1], Masanao Nakano[1], Naoya Sakagami[1], Kohei Otake[1], Nobuyuki Arai[1], Wenbin Dai[2], Motohiro Sakaihara[2], Osamu Kanehira[2] (1. Japan Nuclear Fuel Limited, 2. Mitsubishi Materials Corporation)

4:40 PM - 4:55 PM JST | 7:40 AM - 7:55 AM UTC

[2K17] Study on the combustion behavior of radiolytically generated hydrogen explosion in vessels at the reprocessing plant

(15)Hydrogen concentration dependence of hydrogen explosion in simulated horizontal connected two large cylindrical vessels

*Tatsuya Kudo[1,3], Yoshikazu Tamauchi[1], Masanao Nakano[1], Naoya Sakagami[1], Kouhei Otake[1], Nobyuki Arai[1], Wenbin Dai[2], Motohiro Sakaihara[2], Osamu Kanehira[2] (1. JNFL, 2. MMC, 3. Tohoku university)

4:55 PM - 5:10 PM JST | 7:55 AM - 8:10 AM UTC

[2K18] Study on ruthenium volatilization during evaporation and dryness of nitrate solution

Volatilization of tetroxide ruthenium during dryness and denitration of simulated high-level liquid waste

*Tetsuya Kato[1], Tsuyoshi Usami[1], Takeshi Tsukada[1] (1. CRIEPI)

5:10 PM - 5:15 PM JST | 8:10 AM - 8:15 AM UTC

Time reserved for Chair

ハニカム COP による使用済燃料の乾式貯蔵方式の検討

Conceptual Study of Dry Storage Method for Spent Fuel Assemblies Based on Honeycomb Concrete Overpack(COP)

※肥田 善雄[1]、勝山 佳明[2]、林 繁樹[2]、橋本 博英[3]、村田 孝司[4]
[1]若狭原子力技術シニアコンサルティング㈱ [2]関電プラント㈱ [3]㈱ＩＨＩ建材工業 [4]村田エンジニアリング㈱

今回報告する使用済燃料の乾式貯蔵方式は、建屋を建築せず、使用済燃料を収納した輸送貯蔵用キャスクを外形が六角柱の遮蔽能力を持たせたコンクリート製オーバーパックに収納し、それらを隙間なく並べて強固で耐震性のある蜂の巣状の構造物として地表に置くものである。

キーワード：使用済燃料の乾式貯蔵、中間貯蔵施設

１．緒言

今後の原子力発電所の再稼働および廃炉に伴う使用済燃料の貯蔵には乾式貯蔵が期待されている。日本の自然環境、社会環境、規制に応じた、安全で経済的かつ合理的な乾式貯蔵方式を考案した。

２．ハニカム COP の概要

構造としては、内部に冷却用の空気の流路を設けるとともに下部に点検通路を兼ねた空気の流路を設けて冷却用の空気を確保し、また、これらオーバーパック同士を相互に連結することで強固な蜂の巣状の集合体とし、地盤上にフリースタンディングすることで、耐震安全性を持たせる構造としている。

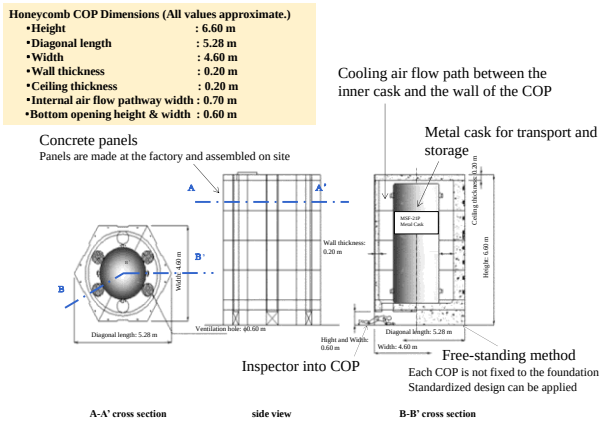


Fig. １　ハニカム COP の諸元

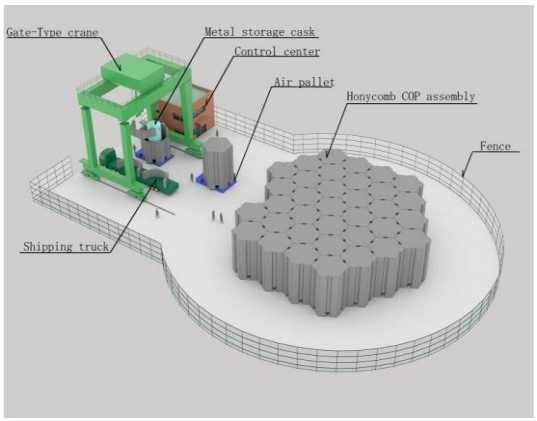


Fig. ２　ハニカム COP 集合体施設のイメージ

３．暫定的な熱流動解析結果(除熱性能)

ハニカム COP 単体での解析結果は、コンクリート温度は６５℃以下であり、空気温度も頂部を除いて４５℃以下と成立性の見通しを得ることができた。

４.今後の課題等

今後　集合体構成での除熱性能を見極める解析および原子力規制庁が検討している全国一律の地震力(1)を含めてフリースタンディング方式での耐震性の評価を進める必要がある。

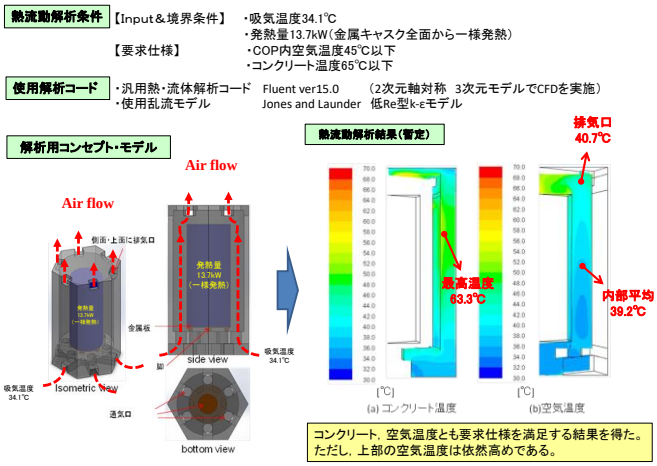


Fig. ３　熱流動解析結果

参考文献

（１）原子力規制委員会「使用済燃料輸送・貯蔵兼用キャスク貯蔵に関する検討チーム」第２回会合配布資料

※Yoshio HIDA[1]、Yoshiaki KATSUYAMA[2]、Shigeki HAYASHI[2]、Hirohide HASHIMOTOH[3]、Takashi MURATA[4]
[1]W1ATS Co.,Ltd,[2]Kanden Plant Corporation,[3]IHI Construction Materials Co.,Ltd,[4]Murata Engeneering Co.,Ltd,

再処理工場における放射線分解による水素爆発発生時の燃焼挙動の調査
（14）水平接続大型円筒槽の試験と解析の比較

Study on the combustion behavior of radiolytically generated hydrogen explosion in vessels at the reprocessing plant

(14) Comparison with numerical analysis and experiment of simulated horizontal connected two large cylindrical vessels

*赤松 裕基[1]，工藤 達矢[1]，玉内 義一[1]，中野 正直[1]，坂上 直哉[1]，大竹 弘平[1]，荒井 宣之[1]
戴 文斌[2]，境原 基浩[2]，兼平 修[2]
[1]日本原燃株式会社，[2]三菱マテリアル株式会社

六ヶ所再処理工場の水素爆発を想定する機器において水素爆発が発生した場合の燃焼挙動、機器健全性等の把握を目的とした網羅的な解析・試験を実施している。本報告では、水平に接続された大型円筒槽の試験結果と解析結果を比較し考察する。

キーワード：水素爆発、水素爆発試験、燃焼解析、構造解析、六ヶ所再処理工場

1. 緒言

機器内で発生する水素爆発の燃焼挙動の調査として、内部構造物をもつ 2 つの大型円筒槽が水平に接続された系を対象に試験と解析を比較した結果を報告する。

2. 試験と解析の比較

2-1. 圧力比較

図 1 に試験及び解析で用いた体系を示す。本系統を円筒槽 A、円筒槽 B 及びオーバーフロー配管の 3 つの領域に分割し、最大圧力を比較した。試験では、全ての気相部を 12 vol%の水素-空気混合気で満たし、100 mJ で放電着火し圧力等を測定した。解析では、試験と同じ初期条件で燃焼した場合の圧力等を算出した。図 2 及び図 3 に円筒槽 A 及び円筒槽 B の圧力時刻歴の比較結果を示す。試験と解析では、解析の方の最大圧力が高い値を示しており、実現象の最大圧力を包絡できることを確認した。また、オーバーフロー配管における圧力時刻歴についても解析で試験結果を再現できていることを確認した。

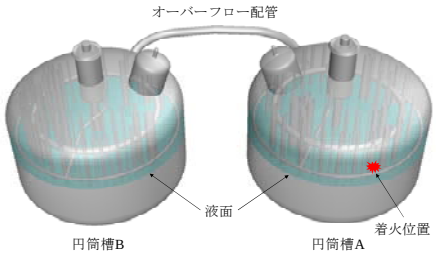


図 1. 試験、解析体系

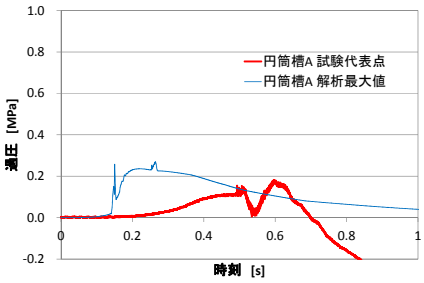


図 2. 円筒槽 A　圧力比較結果

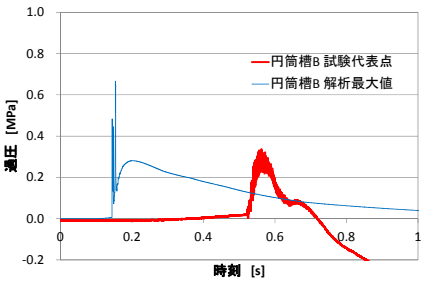


図 3. 円筒槽 B　圧力比較結果

2-2. 健全性比較

試験において発生したひずみは全て弾性域であった。また、燃焼解析により得られた圧力時刻暦を用いた構造解析において得られたひずみも破断ひずみにはいたらず、試験と解析のいずれにおいても水素爆発が発生しても本体系の健全性を確認した。

3. 結論

大型容器であっても、解析で得られる圧力は実現象である試験結果の最大圧力を包絡でき、燃焼解析で得られる圧力を用いた構造解析では実現象よりも厳しい条件で健全性を評価できることを確認した。

*Yuki Akamatsu[1], Tatsuya Kudo[1], Yoshikazu Tamauchi[1], Masanao Nakano[1], Naoya Sakagami[1], Kouhei Ootake[1], Nobuyuki Arai[1], Wenbin Dai[2], Motohiro Sakaihara[2], Osamu Kanehira

[1]Japan Nuclear Fuel Limited, [2] Mitsubishi Materials Corporation.

再処理工場における放射線分解による水素爆発発生時の燃焼挙動の調査
（15）水平接続大型円筒槽における水素爆発の水素濃度依存性

Study on the combustion behavior of radiolytically generated hydrogen explosion in vessels at the reprocessing plant

(15) Hydrogen Concentration dependence of hydrogen explosion in simulated horizontal connected two large cylindrical vessels

*工藤 達矢[1]，赤松 裕基[1]，玉内 義一[1]，中野 正直[1]，坂上 直哉[1]，大竹 弘平[1]，荒井 宣之[1]
戴 文斌[2]，境原 基浩[2]，兼平 修[2]
[1]日本原燃株式会社，[2]三菱マテリアル株式会社

六ヶ所再処理工場の水素爆発を想定する機器において水素爆発が発生した場合の燃焼挙動、機器健全性等の把握を目的とした網羅的な解析・試験を実施している。水平に接続された大型円筒槽において発生する水素爆発の水素濃度依存性についての試験結果を報告する。

キーワード：水素爆発、水素爆発試験、燃焼解析、構造解析、六ヶ所再処理工場

1. 緒言

機器内で発生する水素爆発の燃焼挙動の調査として、内部構造物をもつ 2 つの大型円筒槽が水平に接続された系内を複数の異なる水素濃度の水素－空気予混合気で満たした後に着火した結果を報告する。

2. 試験結果

2-1. 圧力

内部構造物をもつ 2 つの大型円筒槽（円筒槽 A、円筒槽 B）がオーバーフロー配管により水平方向に接続された系内を 8、12、15、20、30vol%の水素－空気予混合気で満たした後に、円筒槽 A で着火した時の各領域における最大圧力を図 1 に示す。図 1 から水素濃度が高くなるにつれて、系内で発生する圧力も高くなることが分かった。特に、20vol%以上の水素濃度では、オーバーフロー配管内で 2MPa 程度の急激な圧力上昇を示したことから爆ごうに遷移したと考えられる。オーバーフロー配管内で爆ごうに遷移した後に、円筒槽 B に伝播することで、圧力が緩和され一時的な圧力低下が見られるものの、伝播後に再度圧力が上昇する様子が確認された。一方で 15vol%以下の水素濃度では、伝播経路の全領域において急激な圧力上昇は発生せず、最も高い圧力を示したオーバーフロー配管内においても 0.5MPa 未満と小さいことから、爆燃領域で燃焼が進行したと考えられる。

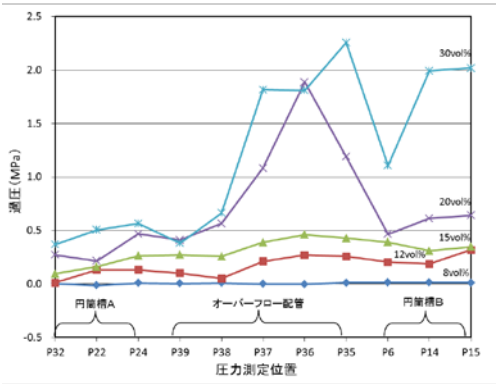


図 1. 水素爆発による発生圧力の水素濃度依存性

2-2. 健全性

反応当量比から水素濃度 30vol%は最も激しい水素爆発が発生することが予測され、上記の通り圧力も最も高くなることが確認できた。しかし、いずれの水素濃度においても発生したひずみは全て弾性域の範囲であった。このことから、本体系では、水素爆発が発生しても機器の健全性が維持されることを確認した。

3. 結論

水素爆発により発生する圧力は水素濃度の上昇に伴い高くなる傾向が確認された。最も高い圧力が確認された水素濃度 30vol%の爆発であっても、ひずみは弾性域の範囲に留まり、機器は健全である。

* Tatsuya Kudo[1], Yuki Akamatsu[1], Yoshikazu Tamauchi[1], Masanao Nakano[1], Naoya Sakagami[1], Kouhei Ootake[1], Nobuyuki Arai[1], Wenbin Dai[2], Motohiro Sakaihara[2], Osamu Kanehira[2]

[1]Japan Nuclear Fuel Limited, [2] Mitsubishi Materials Corporation.

硝酸溶液からの蒸発・乾固にともなうルテニウムの揮発挙動
－模擬廃液の乾固・脱硝過程における四酸化ルテニウムの揮発挙動－

Study on ruthenium volatilization during evaporation and dryness of nitrate solution

－Volatilization of tetroxide ruthenium during dryness and denitration of simulated high-level liquid waste－

*加藤 徹也[1]，宇佐見 剛[1]，塚田 毅志[1]

[1]電中研

これまでに、硝酸ニトロシルルテニウム（Ru）試薬を含む試料の乾固・脱硝過程において揮発する四酸化 Ru（RuO_4）を、質量分析装置で測定した。これらに続き、本研究では模擬廃液の加熱に伴う放出ガスを測定した結果を述べる。

キーワード：高レベル廃液，ルテニウム，揮発，質量分析，冷却機能喪失，蒸発乾固事故

1. 緒言

高レベル濃縮廃液貯槽の冷却機能喪失が長時間に渡る蒸発乾固事故では、高温高濃縮の硝酸溶液中で Ru の一部が揮発性の RuO_4 に酸化され、貯槽外へ放出される。これまでに模擬廃液や実廃液を用いた加熱試験が行われているが、得られた Ru 放出率（=放出量/投入量×100）には差異があり、溶液組成、溶液中 Ru 濃度、加熱速度・時間などの相違が影響すると考えられている［1、2］。これら影響因子をパラメータとした試験は多岐に渡るが、放出された Ru の回収、分析には手数を要することから、著者らは RuO_4 の効率的な測定手段として質量分析装置を用い、硝酸ニトロシル Ru 試薬を含む硝酸塩試料の加熱に伴い放出される RuO_4 を検出できることを示した［3、4］。これらに続き、本研究では、模擬廃液の乾固・脱硝過程における RuO_4 やその他の主なガス種の放出挙動を質量分析装置で測定した。

2. 実験

燃焼度 45GWd/tU、冷却期間 6 年、400L-廃液/t-使用済燃料を想定し、硝酸濃度を約 2mol/L として模擬廃液を調製した[5]。貴金属、遷移金属、希土類、アルカリ土類、アルカリ金属等 26 元素を含み、Ru 濃度は約 7000ppm である。2～25mg の模擬廃液をガラス試料容器に注入し、80℃で余剰水分を蒸発させた後の乾燥試料を島津製作所製 GCMS-QP2010 の真空チャンバー内に挿入した。一定の昇温速度で加熱して、直近に配置される質量分析部に発生ガスを導入し、温度に対する主なガス種の放出強度を測定した。また、昇温速度を 5K/min.、10 K/min.、20 K/min.、40K/min.としてそれぞれ複数回の測定を行い、加熱速度の Ru 放出率への影響に関わるデータを取得した。

3. 結果

図 1 に、昇温に伴い放出された主なガス種の質量分析装置による検出強度を一例として示す。150～400℃にかけて、RuO_4 の放出ピークが観測され、複数の反応段階があることが分かる。150～320℃の前半部分では、RuO_4 の強度の変化が HNO_3 の変化に追従しており、Ru 酸化反応への HNO_3 の寄与が示唆される。他方、320～400℃にかけての RuO_4 放出ピークは、NO や NO_2 の放出が増大する過程で観測され、硝酸根（NO^{3-}）の分解にともなって進行したと考えられる。

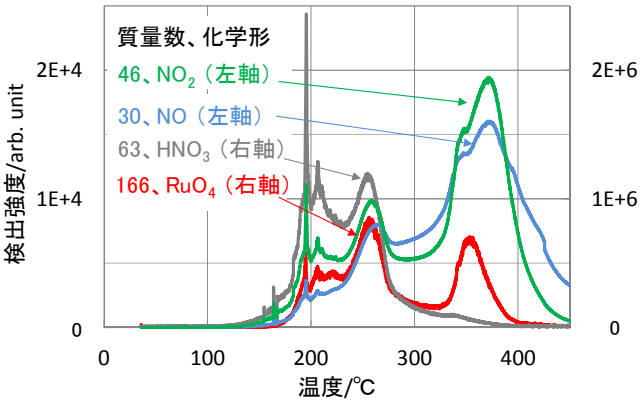


図 1　加熱に伴い放出された主なガス種の質量分析装置による検出強度の変化
（昇温速度: 5 K/min.、模擬廃液投入量: 22.3mg）

昇温を 5K/min.から 40K/min.に速めたことで、RuO_4 の放出時間（読取の不確実性を低下させるため、ピーク値の 10%以上の強度を継続的に検出した時間として定義）は 45 分から 6 分まで 8 倍程度短縮した。加熱速度によって変化した放出時間に対し、Ru 投入量あたりのピーク積分値は、複数回の測定で得られた平均値の約 50%の幅で分散し、特定の傾向は得られなかった。

参考文献

[1] M. Philippe et al., Proc. 21st DOE/NRC Nucl. Air Cleaning Conf., NUREG/CP-116, Vol.2, 831-843 (1990).
[2] Y. Yamane e al, J. Nucl. Sci. Technol., 53[6], 783-789 (2016).　[3] T. Kato e al, J. Nucl. Mater., 479, 123-129 (2016).
[4] 加藤　他、日本原子力学会「2017 年春の年会」、3I08　[5] T. KODAMA et al., Nucl.Technol., **172**(2010)77.

*Tetsuya Kato[1], Tsuyoshi Usami[1] and Takeshi Tsukada[1]
[1]CRIEPI

Awards Ceremony

Thu. Sep 14, 2017 6:00 PM - 6:30 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 9:00 AM - 9:30 AM UTC | Room K N301 - N Block

[2K_AC] Poster Session Awards Ceremony

6:00 PM - 6:30 PM JST | 9:00 AM - 9:30 AM UTC

[2K_AC] Poster Session Awards Ceremony

Awards Ceremony

[2K_AC] Poster Session Awards Ceremony

Thu. Sep 14, 2017 6:00 PM - 6:30 PM Room K (N301 - N Block)

6:00 PM - 6:30 PM

[2K_AC]Poster Session Awards Ceremony

学生ポスターセッションでは、学部から博士まで幅広い学年の学生が、十人十色の研究内容はもちろんのこと団体活動の報告など様々な発表を行います。毎回多くの方が訪れ、非常に熱気のあるセッションとなっております。大会2日目13～18時にいつでもご覧になれますのでお手隙の際にぜひお立ち寄りください。

©Atomic Energy Society of Japan

General Meeting

Thu. Sep 14, 2017 12:00 PM - 1:00 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room K N301 - N Block

[2K_GM] 「再処理・リサイクル部会」第33回全体会議

[2K_GM] General Meeting

General Meeting

[2K_GM] 「再処理・リサイクル部会」第33回全体会議

Thu. Sep 14, 2017 12:00 PM - 1:00 PM Room K (N301 - N Block)

[2K_GM]General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：202-2 Radiation Physics, Radiation Detection and Measurement

Thu. Sep 14, 2017 9:30 AM - 10:35 AM JST | Thu. Sep 14, 2017 12:30 AM - 1:35 AM UTC | Room L N302 - N Block

[2L01-04] Imaging Technique

Chair:Katsunori Ueno (Hitachi)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2L01] Improvement of the Pinhole Compton Camera for measurement of the characteristic X-ray of ^{137}Cs

*Naoki Nakada[1], Hiroyuki Takahashi[1], Kenji Shimazoe[1], Yoshiaki Shikaze[2] (1. The University of Tokyo, 2. JAEA)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2L02] Study on Directional Gamma-Ray Imaging Method Using Silicon Strip Detector

*Yuri Yoshihara[1], Masaaki Kaburagi[2], Kenji Shimazoe[1], Hiroyuki Takahashi[1], Tatsuo Torii[2] (1. The Univ. of Tokyo, 2. JAEA)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[2L03] Measurement of lower part of PCV of Hamaoka Nuclear Power Plant Unit2 by using cosmic-ray muon radiography with nuclear emulsion (Part 5)

*Kunihiro Morishima[1], Mitsuhiro nakamura[1], Kenji Tsuji[2], Masataka Ooyama[2] (1. Nagoya University, 2. CHUBU Electric Power Co., Inc.)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[2L04] Measurement of Radioactive Profile in Woods in Fukushima Prefecture

*Masashi Takada[1], Hikaru Kuno[1], Youki Suzuki[2], Toshiaki Arima[3], Yoshimasa Miyazaki[3], Yumiko Suto[3], Toshikazu Suzuki[4] (1. National Defense Academy of Japan, 2. Forestry and Forest Products Research Institute, 3. National Institute of Radiological Sciences, 4. Chiyoda Technol Corporation)

10:30 AM - 10:35 AM JST | 1:30 AM - 1:35 AM UTC

Time reserved for Chair

^{137}Cs 特性 X 線計測のためのピンホールコンプトンカメラの改善

Improvement of the Pinhole Compton hybrid camera
for measurement of the characteristic X-ray of ^{137}Cs

*中田 直樹[1]，島添 健次[1]，高橋 浩之[1] 志風 義明[2]
[1]東大工 [2]原子力機構

福島における除線作業や汚染管理において、放射性セシウムの分布は非常に重要な情報のうちの一つである。^{137}Cs から飛来するガンマ線(662keV)と特性 X 線(32kev)の両方の情報を取得するための方法として、春の年会ではピンホールカメラとコンプトンカメラを組み合わせた検出器を提案したが、肝心の特性 X 線が測定できていなかった。本報告では検出器に用いる材料を変え、改善を図った結果について報告する。

キーワード：特性 X 線、ピンホールカメラ、コンプトンカメラ

1. 背景

福島で除染作業等を行うにあたって、放射性セシウムの分布状況を把握するためにガンマカメラが用いられる。ガンマカメラには低エネルギーの測定に向いたピンホールカメラ方式と高エネルギーの測定に向いたコンプトンカメラ方式がある。本研究ではこれらの方式を組み合わせることによって ^{137}Cs から飛来するガンマ線と特性 X 線の両方の情報を取得し、より精度の高いガンマカメラを開発することを目的とした。

2. エネルギースペクトル測定結果

開発したピンホールコンプトンカメラを用いて、何種類かのガンマ線源についてエネルギースペクトルを測定した結果を図 1 に示す。なお信号の読み出し方法として、動的閾値法を実装した時間幅信号処理法を採用したため、横軸は出力信号の時間幅となっている。^{241}Am の 59.5keV から ^{137}Cs の 662keV の範囲で各γ線源の代表的な光電ピークを確認できたが、^{137}Cs の特性 X 線によるピークは確認することはできなかった。一方で 0.6[us]付近に各線源共通のピークが現れる結果となった。

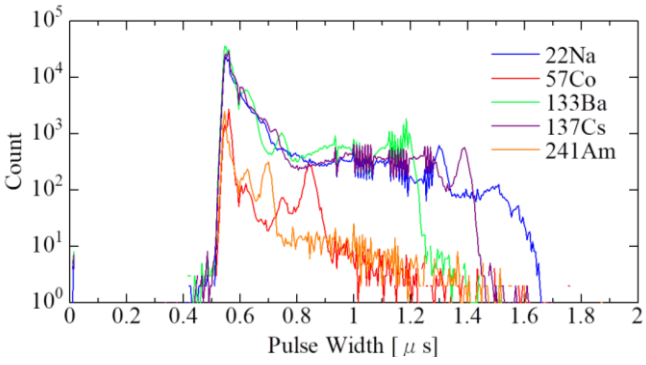


図 1 各γ線源のエネルギースペクトル

3. 検出器の改善

^{137}Cs の特性 X 線が測定できなかった原因、各線源共通のピークが現れた原因として、検出器の GAGG シンチレータの固定に使用している硫酸バリウムの特性 X 線が挙げられる。そこで検出器に使用している硫酸バリウムをテフロンに変え、再度 ^{137}Cs の測定を行った。その結果を図 2 に示す。材料の変更によって、^{137}Cs の特性 X 線によるピークを確認することができた。今後は改善した検出器についてピンホールカメラとしての評価を行った後に、実際に福島にて ^{137}Cs の分布測定を行う。

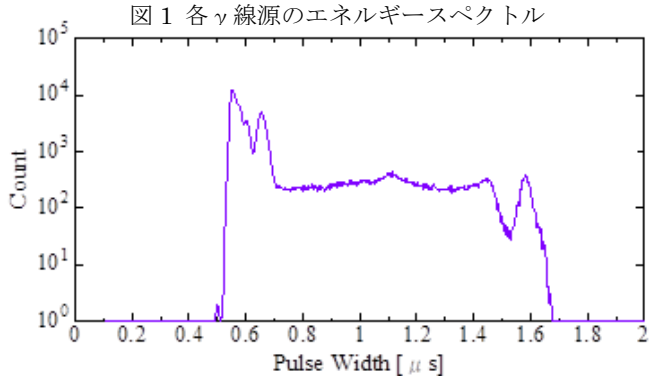


図 2 材料変更後の ^{137}Cs のエネルギースペクトル

*Naoki Nakada[1], Kenji Shimazoe[1], Hiroyuki Takahashi[1] and Yoshiaki Shikaze[2]
[1]The University of Tokyo . [2]Japan Atomic Energy Agency

シリコンストリップ検出器を用いた指向性ガンマ線イメージング法の研究

Study on Directional Gamma-Ray Imaging Method Using Silicon Strip Detector

*吉原 有里[1]，冠城 雅晃[2]，島添 健次[1]，高橋 浩之[1]，鳥居建男[2]
[1]東京大学，[2]日本原子力研究開発機構

福島第一原子力発電所の廃止措置に向けて、作業関係者の被ばくを最小限に抑えるために、原子力発電所建屋（以下、建屋と記す。）内の汚染核種の分布を可視化する必要がある。建屋内の汚染核種は、ガンマ線検出器を遠隔操作ロボットに搭載して計測を行う必要があるため、ガンマ線検出器の軽量化が課題となる。本研究では、特定入射方向への感度が高いシリコンストリップ検出器を用いた、指向性ガンマ線イメージング法の開発を進めており、本発表でそのイメージング法の原理検証とシリコンストリップ検出器の動作検証についての報告を行う。

キーワード：シリコンストリップ検出器，指向性ガンマ線イメージング法

1. 緒言

2011 年 3 月 11 日の東日本大震災により東京電力株式会社福島第一原子力発電所 1-4 号機において事故が発生し、同年 12 月から廃止措置が開始された。廃止措置において、建屋内に立ち入る作業関係者の被ばくを抑制するための除染作業が必要であり、汚染核種分布を可視化する必要がある。汚染核種分布を可視化するためのガンマ線検出器は遠隔操作ロボットに搭載する必要があるため、軽量なガンマ線検出器が望まれる。そのような背景から、本研究ではシリコンストリップ検出器を用いた、コリメータを用いない指向性ガンマ線イメージング法の開発を進めている。

2. 検出器

シリコンストリップ検出器のセンサーは、水素化非晶質シリコン(a-Si:H)と結晶質シリコン（c-Si）とヘテロ結合により構成されており、有感面積は 52.5×52.5 mm^2 である。センサー片面に 0.5 mm 間隔で配置された、52.5×0.5 mm^2 の 48 本のアルミニウムストリップから信号を並列に読み出し、特定用途向け集積回路（ASIC）を介して、信号を増幅及び波形成形し、コンパレータによりデジタル信号に変換し、そのデジタル信号を FPGA で処理している。このシリコンストリップ検出器を 1 つのモジュールとして、1.2 mm 間隔で積層したものを指向性ガンマ線イメージング法に適用する。

3. 手法

指向性ガンマ線イメージング法の原理検証として、シリコンストリップ検出器の最小読み出し単位（以下、ストリップと記す。）の指向性の解析的評価を行った。

4. 結論

指向性の解析的評価の結果を図 1 に示す。ストリップと水平方向（0 度）から入射するガンマ線に対して、垂直方向（90 度）入射と比較して 30-70 倍程度高い指向性があり、また入射ガンマ線のエネルギーに依存することが示された。本発表では、現在開発中であるシリコンストリップ検出器の動作検証についても報告する予定である。

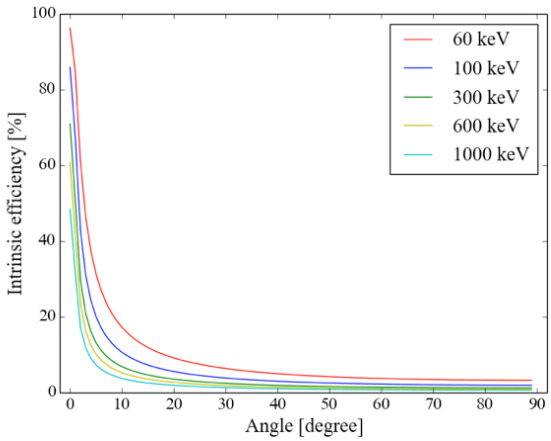


図 1 ：検出器の指向性

*Yuri Yoshihara[1], Masaaki Kaburagi[2], Kenji Shimazoe[1], Horoyuki Takahashi[1], and Tatsuo Torii[2]
[1]The Univ. of Tokyo, [2]JAEA

原子核乾板を用いた透過型ミューオンラジオグラフィによる浜岡原子力発電所２号機格納容器下部の観測（その５）

Measurement of lower part of PCV of Hamaoka Nuclear Power Plant by using cosmic-ray muon radiography with nuclear emulsion (part5)

*森島 邦博[1]，中村 光廣[1]，辻 建二[2]，大山 正孝[2]
[1]名古屋大学，[2]中部電力（株）

宇宙線ミューオンラジオグラフィにより原子力発電所の原子炉圧力容器・格納容器下部を遠隔非破壊にて検知するため、“電源不要かつコンパクトかつ防水性に優れた”検出器である原子核乾板を浜岡原子力発電所２号機原子炉建屋地下２階廊下に設置し観測を行った。本講演ではデータ解析状況について報告を行う。

キーワード：ミューオンラジオグラフィ，透過型，原子核乾板，宇宙線，原子炉格納容器

1. 緒言

福島第一原子力発電所１号機から３号機の原子炉内燃料デブリを遠隔非破壊にて検知するために、透過型ミューオンラジオグラフィが適用されている。これらの観測では、いずれも地上部にミューオン検出器を設置している。上空から飛来する宇宙線ミューオンを用いて原子炉圧力容器(RPV)底部及び原子炉格納容器(PCV)下部の観測を行うには、より低い位置となるように検出器を地下に設置する必要がある。

電源不要・コンパクト・防水性・高い角度分解能という性能を有する原子核乾板を用いて、浜岡原子力発電所２号機の原子炉建屋地下２階（**図１中の①**）で観測を実施し、RPV 底部および PCV 下部を視野にとらえた[1]。また、原子炉建屋周辺の排水用立坑（サブドレン）の下部（**図１中の②**）にて観測を行うことで、防水性やその可搬性から実用可能であることを確認した。観測地点から２号機の原子炉を観測する際に、背後に重なる１号機の原子炉や、１号機あるいは２号機のタービン建屋などの影響を考慮し、シミュレーションとの整合性を確認した[2][3]。本講演では、再度、原子炉建屋地下２階（**図１中の①**）に大面積の原子核乾板を設置し原子核乾板の長期耐久性評価と解像度の向上を目指した観測結果についての解析状況を報告する。

2. 観測の概要

2016 年 8 月 23 日から 2017 年 2 月 17 日まで、原子核乾板を軽量かつ高い平面性を有するアルミハニカム製の治具に固定し冷蔵機能を有するボックスに入れて約 14℃の安定した温度環境下にて大面積（0.45m^2）で観測を実施した（**図２**）[4]。

解析の結果、圧力容器や格納容器の背景にある質量の大きいものの重なりが観測結果に影響することが判明した（**図３**）。この点も踏まえ、更なる解析の実施と影響を受けにくくなるような観測方法を検討していく。

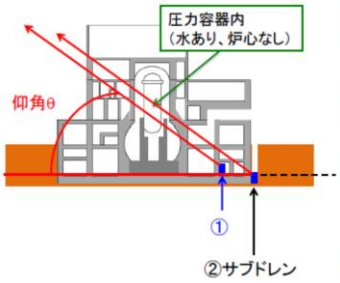


図１　原子核乾板設置場所と RPV・PCV との位置関係



図２　地下２階の原子核乾板設置状況

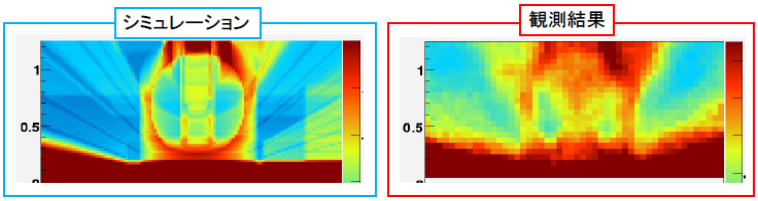


図３　結果の一例（左：シミュレーション　右：実際の観測結果）

参考文献

[1] 日本原子力学会 2015 年秋の大会予稿集（P18）
[2] 日本原子力学会 2016 年春の大会予稿集（2K04）
[3] 日本原子力学会 2016 年秋の大会予稿集（3O03）
[4] 日本原子力学会 2016 年春の大会予稿集（2D04）

*K.Morishima[1], M.Nakamura[1], K.Tsuji[2], and M.Ooyama[2]
[1]Nagoya Univ., [2]CHUBU Electric Power Co., Inc.

木材内部の放射性物質２次元分布の計測

Measurement of Radioactive Profile in Woods at Fukushima Prefecture

*髙田 真志[1]，久野 晃[1]，鈴木養樹[2]，有馬利昭[3]，宮嵜 祥匡[3]，数藤 由美子[3]，鈴木 敏和[4]
[1]防衛大学校 応用物理学科，[2]森林総合研究所，[3]放射線医学総合研究所，[4]千代田テクノル

放射能汚染された森林に生育している樹木内部の放射性物質拡散状況を調べることにより，安全な木材出荷に貢献する．本研究では，水分を保持した円盤状の木材断面をイメージングプレートに長期間曝露して，木材内部の放射能汚染 2 次元分布を計測している．木材内部の放射能分布は，樹種や地表からの高さで異なることが分かった．

キーワード：イメージングプレート，放射性物質，ベータ線，木材，セシウム 137

1. 緒言

福島原発事故で環境中に放出された放射性物質により東日本の広い範囲が放射能汚染した．森林も放射能汚染したため，樹木も放射性物質を摂取したと考えられる．これまでの計測結果によると樹皮は放射能汚染していることが確認されており，樹木内部への放射性物質取込状況についても現在 調査が行われている．樹木内の放射能量計測は，木材を乾燥させた後 粉砕してゲルマニウム半導体検出器などを用いて行われている．本研究では樹木内部の放射能２次元分布を計測することで放射能汚染状況を調査している．これらの調査結果は，今後の木材出荷や安全な木材利用に欠かせないものである．

2. 計測

福島県川内村山林でコナラを伐倒し，地表面から高さ 2.5, 4.5, 7.5m の位置で厚さ 5cm の円盤を切り出した．できるだけ生材に近い状態を維持するためにラップフィルムで包み水分を保持したまま計測用サンプルとした．これにより，乾燥による水溶性セシウムの消失を減らすことができる．伐倒時には 2 次汚染防止を心がけているが念のために木材計測面を研磨し，またサンプルの樹皮を剥がしている．これらの木材サンプル中に含まれている放射能量は GM 計数管では計測できないほど微量である．そこで宇宙線などの自然放射線によるバックグラウンドの影響を減らすために，図１に示すようなゲルマニウム半導体検出器用の鉛遮へい体内で，１週間ほど木材サンプルをイメージングプレートへ曝露した．その後，イメージングプレートリーダーで放射能分布を読み取った．暫定的な放射能強度を評価するため，放射性セシウム溶液を滴下したろ紙も一緒に曝露した．



図 1. 木材サンプル曝露中

3. 結果と考察

曝露により得られた放射能汚染分布を図２に示す．分布の青色から緑色そして赤色へと変化するに従い木材中の放射能強度が高くなることを示している．このように水分を保持した状態（生木に近い状態）の木材内部の放射能２次元分布を計測することに成功した．計測結果から木材の辺材部分と心材部分で放射能強度が異なることが分かる．コナラの場合，辺材部分の方が心材部分よりも放射能強度が高くなっている．この辺材と心材の放射能強度の傾向は広葉樹と針葉樹で異なり，樹種依存性があることも分かった．分布図には局所的に放射能強度が高い部分も確認できる．これは節にあたる部分で，水溶性セシウム吸上げに関係しているのではないかと推測している．同様な計測を高さが異なる 3 サンプルでも実施した．これらの放射能分布を比較すると，高さにより放射能分布の傾向が違うことも分かった．これも水溶性セシウム吸上げに関係しているのではないかと推測している．今後，汚染状況解明につながるデータを取得し，安全な木材出荷と利用につなげていきたいと考えている．

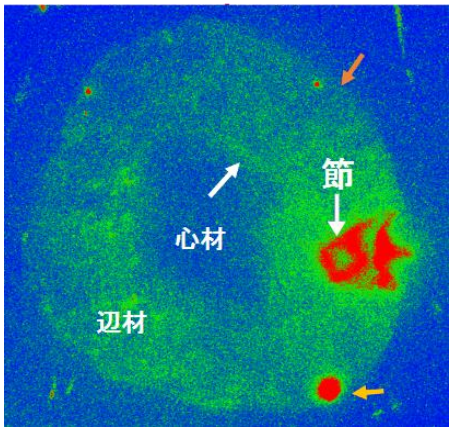


図 2. 木材放射能汚染分布図

*Masashi Takada[1, 3], Hikaru Kuno[1], Youki Suzuki[2], Toshiaki Arima[3], Yoshimasa Miyazaki[3], Yumiko Suto[3], Toshikazu Suzuki[4]
[1]National Defense Academy of Japan, [2]Forestry and Forest Products Research Institute, [3]National Institute of Radiological Sciences, [4]Chiyoda Technol Corporation

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：202-2 Radiation Physics, Radiation Detection and Measurement

Thu. Sep 14, 2017 10:35 AM - 11:55 AM JST | Thu. Sep 14, 2017 1:35 AM - 2:55 AM UTC | Room L N302 - N Block

[2L05-09] Application of Response Function

Chair:Kenji Shimazoe (Univ. of Tokyo)

10:35 AM - 10:50 AM JST | 1:35 AM - 1:50 AM UTC

[2L05] Applicability of Monte-Carlo Simulation to Equipment Design of Radiation Monitor

*Hirotaka SAKAI[1], Kei SUGIHARA[1], Genki TANAKA[1], Kanako HATTORI[1], Akira YUNOKI[2] (1. Toshiba Corp., 2. AIST)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[2L06] A Study of unfolding technique to CeBr3 scintillator for radioactivity measurement

*Tetsushi Azuma[1], Masateru Hayashi[1], Masahiro Shikai[1], Hiroshi Nishizawa[1], Masakazu Nakanishi[1] (1. Mitsubishi Electric Corporation)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[2L07] Spectral measurement of environmental gamma ray using an unfolding technique

*Masateru Hayashi[1], Tetsushi Azuma[1], Hiroshi Nishizawa[1], Masakazu Nakanishi[1] (1. Mitsubishi Electric)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[2L08] Development of the radioactive dust monitor with unfolding technique

*Toshihide Aiba[1], Hiroshi Nishizawa[1], Masateru Hayashi[1], Tetsushi Azuma[1], Masakazu Nakanishi[1] (1. Mitsubishi Electric)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[2L09] Linear Attenuation Coefficient Measurements for Low Atomic Number Materials by Energy-resolved X-ray CT

*Ikuo Kanno[1], Yoshihiro Maruyama[1], Takumi Hamaguchi[1], Tien-Hsiu Tsai[1] (1. Kyoto Univ.)

11:50 AM - 11:55 AM JST | 2:50 AM - 2:55 AM UTC

Time reserved for Chair

モンテカルロシミュレーションの放射線モニタ装置設計への適用

Applicability of Monte-Carlo Simulation to Equipment Design of Radiation Monitor

*酒井 宏隆[1]，杉原 圭[1]，服部 可奈子[1]，田中 元気[1]，柚木 彰[2]

[1]（株）東芝，[2]（国研）産業技術総合研究所

放射線モンテカルロ計算コードにより得られる放射性希ガスモニタの応答評価を、（国研）産業技術総合研究所の放射性希ガスの試験ループによる実測結果との比較を通じて行い、装置設計への適用性を評価した。

キーワード：放射線シミュレーション，放射性希ガスモニタ，モニタ応答計算

1. 緒言

原子力施設のプロセス配管及び放出端の放射性の希ガス濃度の監視には、放射性希ガスモニタが用いられる。その検出感度は放射性物質を含む実ガス試験により評価されるが、こうした試験は非密封の放射性物質を取り扱う施設で行う必要があり、試行錯誤により、感度に影響を与える最適な設計パラメータを求めることは現実的ではない。一方で、近年、放射線シミュレーション技術が進歩し、計算精度が向上するとともに、計算体系のモデル化が容易になっている[1]。今回、モンテカルロ計算コード PHITS[2]により得られる応答評価を実測結果との比較を通じて、その装置設計への適用性を評価した。

2. 結果

2-1. 評価対象

放射性希ガスモニタのモックアップを図 1 に示す。このモックアップでは、サンプラ容積の体積を変更でき、その各体積での応答を PHITS によるシミュレーション計算により求めた。また、事前に ^{204}Tl コイン状線源による検出器の応答を取得し、その計算値と実測値の比(C/E)が 0.99～1.04 の範囲となり、シミュレーションにより検出器の模擬が正確に行われることを確認した。

2-2. 測定体系

産業技術総合研究所にて、^{85}Kr を含んだガスにより図 1 の放射性希ガスモニタのモックアップの応答を、ガスの組成、^{85}Kr 濃度、圧力を変化させた表 1 の各条件で求めた。

3. 結論

放射性希ガスモニタの応答をシミュレーション計算、及び実測により取得・比較した。両者の詳細な比較結果及びその分析結果は当日発表する。

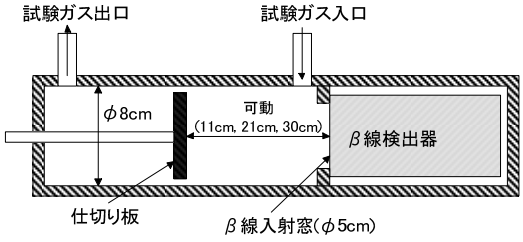


図 1 モックアップの構造

表 1 試験条件

圧力	ガス	^{85}Kr 濃度 (Bq/cm^3)
100kPa	乾燥空気	3.7
100kPa	乾燥空気	0.062
100kPa	乾燥空気	850
100kPa	乾燥空気	225
100kPa	乾燥空気	70
100kPa	PR ガス	35
120kPa	PR ガス	35
120kPa	乾燥空気	116
100kPa	乾燥空気	96
80kPa	乾燥空気	77

参考文献

[1]. H.Sakai *et al.*, Applicability of Monte-Carlo Simulation to Equipment Design of Radioactive Noble Gas Monitor, The Physical Society of Japan Conference Proceedings vol. 11 (2016) 070004-1

[2] T. Sato *et al.*, Particle and Heavy Ion Transport Code System PHITS, Version 2.52, J. Nucl. Sci. Technol. 50:9, 913-923 (2013)

*Hirotaka Sakai[1], Kei Sugihara[1], Genki Tanaka[1], Kanako Hattori[1], and Akira Yunoki[2]

[1]Toshiba Corp., [2]National Institute of Advanced Industrial Science and Technology

アンフォールディングを適用した CeBr3 シンチレータ式放射能測定法の検討

A Study of unfolding technique to CeBr3 scintillator for radioactivity measurement

*東　哲史[1]，林　真照[1]，西沢　博志[1]，中西　正一[1]，鹿井　正博[1]

[1] 三菱電機

原子力発電所の事故時には、飛来する核種の放射能測定が必要となる。特に I-131 等のように半減期が比較的短く、かつ、近接エネルギーのγ線を複数放出する核種の場合、Ge 検出器等の高いエネルギー分解能を有する検出器を採用する他ないが、事故直後等の高線量下での使用は困難であった。そこで、我々は緊急時等でも対応可能な測定手段として、応答速度の早い CeBr3 シンチレータに着目し、エネルギー分析性能を高めるため、検出器の応答関数を用いるアンフォールディングの適用を検討した。

キーワード：放射能測定, CeBr3 シンチレータ, アンフォールディング, 応答関数, EGS5 コード

1. 緒言

通常、放射能測定には、検出器固有のエネルギー分解能が反映された波高分布を用いたγ線スペクトロメトリーが採用される。しかし、近接エネルギーの γ 線を複数放出する核種や複数の核種が混在する場合は、分析が困難であった。我々は、NaI シンチレータ式放射能測定法として、検出器の応答関数を用いたアンフォールディングを適用し、波高分布から線源のエネルギースペクトルを導出することで、分析性能を向上させた[1]。今回、緊急時モニタリングに対応する放射能測定法について検討するため、NaI シンチレータよりも応答速度が速く、エネルギー分解能が良好な CeBr3 シンチレータにアンフォールディングを適用した。

2. 応答関数

アンフォールディングに用いる応答関数については、事故後に検出される I-131、Cs-137 の他、半減期の短い Te-132、I-132 等の数 keV 間隔でγ線を放出する核種の分析を想定し、エネルギー領域 50 keV～3 MeV、メッシュ幅 2 keV の応答関数行列(1500×1500)を EGS5 コードで作成した。なお、検出器の前方 15 cm 位置に線源が存在するモデルとし、CeBr3 シンチレータのエネルギー分解能を計算結果に反映させた。一例として、Cs-137 測定値と対応する応答関数（比較のため線源強度で規格化）を図 1 に示す。

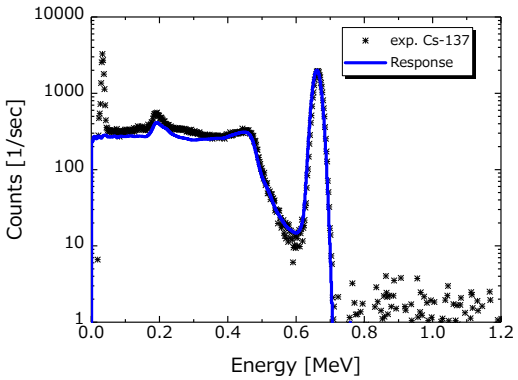


図 1　Cs-137 測定値と応答関数の比較

3. アンフォールディング結果

応答関数モデルと一致するよう検出器の前方 15 cm に設置した点線源（Na-22, Co-57, Co-60, Ba-133, Cs-137, Am-241）をそれぞれ測定し、作成した応答関数を用いてアンフォールディングを行った。核種毎の放出するγ線エネルギーから各々の放射能を算出した結果を表 1 に示す。Am-241 を除いた核種の放射能は概ね線源強度と一致しており、Ba-133 のように近接エネルギーのγ線を放出核種についても定量できることを確認した。Am-241 を過大評価した原因としては、応答関数の再現性（波高分布との差異）が考えられる。今後、低エネルギー領域の測定精度を改善するとともに、混合線源等を用いた性能評価を実施する。

表 1　核種毎の分析結果

Isotope	Source energy	Measured value / Source Activity
Am-241	59.5 keV	1.67 ± 0.07
Ba-133	81.0 keV	1.06 ± 0.05
Co-57	122.1 keV	1.05 ± 0.02
Ba-133	276.0 keV	0.97 ± 0.05
Ba-133	303.0 keV	0.96 ± 0.05
Ba-133	356.0 keV	0.97 ± 0.05
Ba-133	384.0 keV	0.95 ± 0.05
Na-22	511.0 keV	0.86 ± 0.01
Cs-137	661.7 keV	1.01 ± 0.04
Co-60	1173.2 keV	0.99 ± 0.04
Na-22	1274.5 keV	0.97 ± 0.02
Co-60	1332.5 keV	0.97 ± 0.04

参考文献

[1]東　哲史, 林　真照, 西沢　博志, 他, 「アンフォールディング手法を用いた NaI(Tl)シンチレーション式放射能分析装置の開発と性能評価」, KEK Proceedings 2015-4, p.15-22, (2015).

*Tetsushi Azuma[1], Masateru Hayashi[1], Hiroshi Nishizawa[1], Masakazu Nakanishi[1] and Masahiro Shikai[1]

[1] Mitsubishi Electric Corporation

アンフォールディングを用いた環境γ線スペクトル測定手法

Spectral measurement of environmental gamma ray using an unfolding technique

*林 真照，東 哲史，西沢 博志，中西 正一
三菱電機

アンフォールディング法を用いた、NaI(Tl)シンチレータによるγ線のエネルギースペクトル測定手法を検討した。結果、^{40}K や ^{208}Tl 等の自然放射線と、それらとエネルギーの近い ^{60}Co 等の人工核種に起因するγ線を弁別できることを確認した。

キーワード： NaI(Tl)シンチレータ，応答関数，アンフォールディング，EGS5 コード

1. 緒言

放射性物質の漏洩等が発生した場合、放射性物質の影響を正確に評価するため、線量率に加えγ線のエネルギースペクトルの測定が重要となる。従来、空間線量率を求める目的で、アンフォールディングによるγ線のエネルギースペクトル測定[1]が行われていたが、分析可能なエネルギー幅が 50 keV 以上であり、放射性物質の弁別には適していなかった。そこで、NaI(Tl)シンチレータの応答関数を高精度化[2]することで、アンフォールディングによるγ線のエネルギースペクトル測定についての検討を行った。

2. 方法

測定点におけるγ線のエネルギースペクトルを求めるため、NaI(Tl)シンチレータ側面に平行照射する面線源を仮定し、EGS5[3]を用いて応答関数を作成した。応答関数のエネルギー範囲は 0－3 MeV、メッシュ幅は 5 keV とした。アンフォールディングのアルゴリズムは初期値に依存しない逐次近似法を用いた。

3. 結果

アンフォールディング手法の妥当性を確認するため、環境 BG レベルのγ線として、距離 2 m の位置に ^{60}Co 線源（169 kBq）を設置し測定を行った。ここで、測定点での ^{60}Co に起因する線量率は計算上、約 15 nSv/h である。図 1 に測定結果とアンフォールディングによって求めた入射γ線のエネルギースペクトルを示す。図 1 に示す様に、^{40}K、^{208}Tl 等自然放射線に加え、^{40}K とエネルギーの近い ^{60}Co についてもγ線のエネルギーを弁別できていることがわかる。

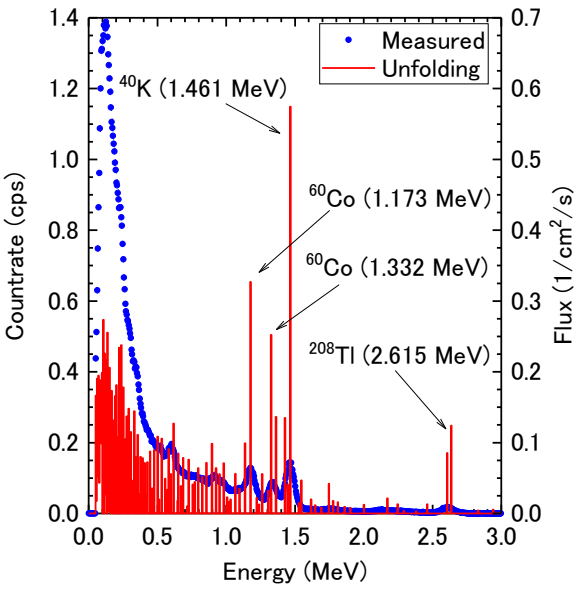


図 1　アンフォールディング結果

以上より、アンフォールディングによるγ線のエネルギースペクトル測定が可能であることを確認した。また、本手法をモニタリングポスト（空間線量率計）へ適用することで、線量率上昇の要因推定が期待できる。

参考文献

[1] 文部科学省，放射能測定法シリーズ 20, (1990).

[2] M. Hayashi, et. al., KEK proceedings 2014-7, p. 352-360, (2014).

[3] H. Hirayama, et. al., SLAC-R-730 and KEK Report 2005-8 (2005).

*Masateru Hayashi, Tetsushi Azuma, Hiroshi Nishizawa and Masakazu Nakanishi
Mitsubishi Electric.

アンフォールディング法を適用したダストモニタの開発

Development of the radioactive dust monitor with unfolding technique

*相場　俊英[1]，西沢　博志[1]，林　真照[1]，東　哲史[1]，中西　正一[1]

[1]三菱電機

一般的なダストモニタはアンフォールディング法を利用することに適した構造であるという点に着目し、アンフォールディング法を適用したダストモニタの開発を進めている。本開発ではダストモニタを試作し、線源の照射試験を実施することにより、アンフォールディングの効果を評価した。

キーワード：ダストモニタ、アンフォールディング、NaI(Tl)シンチレータ、放射能分析、核種弁別

1. 緒言

放射性ダストのモニタリングは通常β線計測で行われるが、γ線計測を適用し放射性セシウムを他の核種と分離して測定できれば、精度の良い放射能評価が可能となる。当社は検出器の応答関数を利用するアンフォールディング法を適用した食品等の高精度な放射能分析を実現している[1]。一般的なダストモニタは線源と検出器等の位置関係や照射ジオメトリが固定で、線源性状が不変である。これらの特徴は本法の精度を向上させる条件と一致していることから、ダストモニタは本法を利用することに適した構造であると言える。なお捕集したダストはろ紙の表面に付着するため、2 次元の線源と見なすことができるので、測定時に密度効果を考慮することも不要となる。以上の点に着目し、本法を適用したダストモニタの開発を進めている。

2. 方法

本開発ではγ線検出器として NaI(Tl)シンチレーション検出器（φ1inch×0.5inch）を採用し、実機を製作した(図 1)。検出器周辺は 13mm の鉛遮蔽体で覆っている。検出器の応答関数はろ紙の位置に設置したφ1inch の線源から照射した条件で作成した。検出器応答の再現性を高めるため、シミュレーションコードによる計算結果に、採用した検出器のエネルギー分解能を反映した。実験値として、ろ紙の位置に Cs-137 を設置し、波高スペクトルデータを取得した。

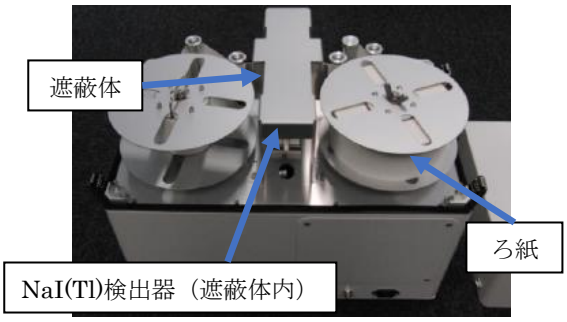


図 1　ダストモニタの概観

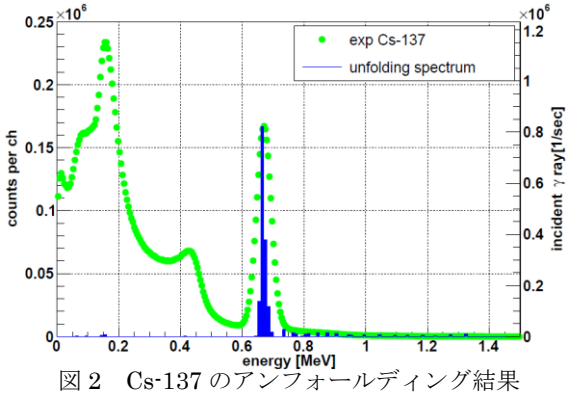


図 2　Cs-137 のアンフォールディング結果

3. 評価結果

アンフォールディングの性能を確認するため、Cs-137 を照射した場合の測定値に対するアンフォールディング前後のスペクトルを比較した(図 2)。全吸収ピーク部分のエネルギー幅も約 30keV となっており、対象核種について精度の良い放射能分析が可能である見込みを得た。今後実機による検証を進め、性能評価を実施する。さらに NaI 以外の検出器適用、平常時の大気モニタリングへの適用可能性を検討していく。

参考文献

[1] M. Hayashi, et al, KEK proceedings 2014-7, P.352-360, (2014)

*Toshihide Aiba[1], Hiroshi Nishizawa[1], Masateru Hayashi1, Tetsushi Azuma[1], and Masakazu Nakanishi[1]

[1]Mitsubishi Electric Corporation

エネルギー分解 X 線 CT による低原子番号物質の線減弱係数測定

Linear Attenuation Coefficient Measurements for Low Atomic Number Materials by Energy-resolved X-ray CT

*神野 郁夫，丸山 能央，濱口 拓，蔡 典修
京都大学大学院工学研究科

transXend 検出器を用いたエネルギー分解 CT では，被検体中の物質を用いた応答関数評価が必須だった．被検体中の物質が不明でも解析が可能となるよう，計算により応答関数を求めた．これにより広いエネルギー範囲において 5 種のプラスチックの線減弱係数を 5%以内の誤差で求めることができた．

キーワード：X 線 CT，エネルギー分解，線減弱係数，transXend 検出器，電流測定，応答関数

1. 緒言　X 線のエネルギー情報を用いたコンピュータ断層撮影(CT)は，従来の X 線を電流として測定する CT と比較して，造影剤コントラストが高い，組織識別や実効原子番号の評価が可能，という利点がある．我々は X 線を電流として測定し解析により X 線エネルギー分布を得る transXend 検出器を開発した．transXend 検出器を用いた測定結果を解析するには，応答関数を求める必要がある．従来は被検体に含有される物質を透過した X 線を測定し，応答関数評価を行っていた[1]．実験を行う手間を省き，また，未知物質含有被検体のエネルギー分解 CT 画像を得るため，応答関数を GEANT4[2]により評価した．この応答関数を用いて 5 種のプラスチックの線減弱係数を評価した．

2. 応答関数評価　Al 製シャーシボックス内の X 線入射方向に Si(Li)要素検出器を 4 個配置した transXend 検出器を考える．単色 X 線が 10×10×1 mm の Si(Li)要素検出器に入射した際に付与するエネルギーを GEANT4 により評価した．エネルギー範囲は 11～120 keV であり，エネルギー幅は 1 keV，エネルギー範囲数は 110 である．各エネルギーについて，10^8 個の X 線を発生させた．

3. 実験　直径 30 mm のアクリルにポリプロピレン, ABS 樹脂, ポリカーボネート, ポリフッ化ビニリデン製の直径 5 mm の棒を挿入したファントムの CT 測定を行った．X 線管電圧，電流および測定時間は 120 kV，2.4 mA および 1 秒である．X 線は直径 1 mm にコリメートした．ファントムを 0.4 mm 併進させスキャンし，その後，5 度回転させて再びスキャンする translate-rotate 方式で測定した．測定結果を SANDII コード[3]でアンフォールディングし，11~120 keV の X 線を用いた CT 画像を再構成した．40 keV の X 線による CT 画像を図 1 に示す．アクリルを含む 5 つのプラスチック領域の 5×5 ピクセルの ROI の CT 値(線減弱係数)を平均し，各プラスチックの線減弱係数とした．

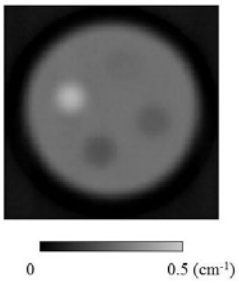


図 1．40 keV の X 線で再構成した CT 画像．

4. 結果　図 2 に X 線エネルギーの関数としてアクリルの線減弱係数, NIST のデータおよび相対誤差を示す．30～100 keV の範囲で相対誤差が 5 %以内の測定値を得ることができた．

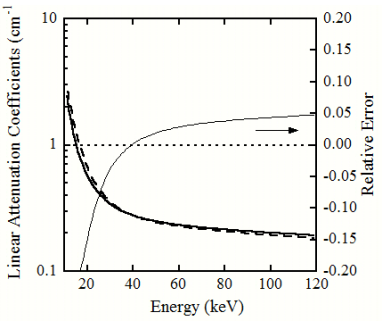


図 2．アクリルの線減弱係数(実線)と NIST の理論値(点線)および相対誤差(細線)．

[1] I. Kanno, et al., J. Nucl. Sci. Technol., **45** (2008) 1165.　[2] S. Agostinelli, et al., Nucl Instrum Methods in Phys Res., **A506** (2003) 250. [3] W. McElroy, S. Berg, T. Crockett, R. G. Hawkins, Air Force Weapons Laboratory (1967).

*Ikuo Kanno, Yoshihiro Maruyama, Takumi Hamaguchi and Tien-Hsiu Tsai
Kyoto Univ..

General Meeting

Thu. Sep 14, 2017 12:00 PM - 1:00 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room L N302 - N Block

[2L_GM] 「放射線工学部会」第47回全体会議

[2L_GM] General Meeting

General Meeting

[2L_GM] 「放射線工学部会」第47回全体会議

Thu. Sep 14, 2017 12:00 PM - 1:00 PM Room L (N302 - N Block)

[2L_GM]General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network：Radiation Science and Technology Division

Thu. Sep 14, 2017 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room L N302 - N Block

[2L_PL] The latest development of superconducting detector

Chair: Hiroyuki Takahashi (Univ. of Tokyo)

[2L_PL01] Material analysis by superconducting tunnel junction X-ray detectors

*Masahiro Ukibe[1] (1. AIST)

[2L_PL02] Application and Recent Research Trend of Transition-Edge Sensors

*Keisuke Maehata[1] (1. Kyushu Univ.)

[2L_PL03] Microwave Multiplexers for Readout of Transition Edge Sensors

*Satoshi Kohjiro[1] (1. AIST)

2017年秋の大会

放射線工学部会セッション

超伝導検出器の最新情報
The latest development of superconducting detector

（1）超伝導トンネル接合放射線検出器を用いた材料分析

(1) Material analysis by superconducting tunnel junction X-ray detectors

*浮辺 雅宏[1]，志岐 成友[1]，全 伸幸[1]，藤井 剛[1]，大久保 雅隆[1]，北島 義典[2]
[1]産業技術総合研究所，[2]高エネルギー加速器研究機構

1. はじめに

超伝導トンネル接合(STJ)X 線検出器は、非常に薄い(~1nm)絶縁物からなるトンネル層を 2 枚の超伝導層で挟んだ構造を持つデバイスである。我々は、絶縁層としてアルミニウム酸化膜(AlOx)、超伝導層としてアルミニウム・ニオブ(Nb/Al)の多層膜を用いている。超伝導体は、バンドギャップがミリ eV オーダーで、半導体のバンドギャップ（eV オーダー）に比べ極めて小さいため、超伝導体を検出媒体として用いる STJ X 線検出器は、理論的には半導体検出器に比べ 20～30 倍という非常に高いエネルギー分解能が期待できる。事実、当グループでは 4.1 eV@400 eV という半導体検出器の 10 倍以上のエネルギー分解能を実現している。しかし STJ は、その高エネルギー分解能の維持のため、単一素子では高々100 μ m 角程度の有感面積しか得る事が出来ず、その実用化に際し障害となっていたため、アレイ化による有感面積の拡大が試みられてきた。当グループでは、これまでに世界最大規模の 512 素子 Nb/Al STJ アレイ X 線検出器を開発し、～5mm^{2}の有感面積を実現した。

一方、近年研究が進められている次世代機能性材料（GaN、SiC 等の省エネルギー半導体や軽量合金、耐熱鋼等の構造材料等）の性能向上には、材料中のホウ素(B)、炭素(C)、酸素(O)、窒素(N)等の軽元素ドーパント周辺の原子スケールの局所構造や､軽元素ドーパント自体の材料中での偏在状況をナノスケールで詳細に分析する必要がある。一般的にそのような目的には、励起されたドーパントからの蛍光 X 線を利用するが、軽元素の場合、放出される蛍光 X 線は、ほぼそのエネルギーが 1keV 以下の軟 X 線となり、既存のシリコンドリフト検出器（SDD）ではエネルギー分解能の点で、結晶分光器を用いる波長分散分光法では検出感度の点で不十分なため､これまで軽元素ドーパントについて充分な知見を得ることが出来なかった。そこで、SDD に対して約 10 倍のエネルギー分解能と、結晶分光器に対して数百倍の検出効率を同時に実現する STJ アレイ X 線検出器を活用し、軽元素ドーパントについての未活用情報取得を可能とするため、当グループでは 100 素子からなる STJ アレイ X 線検出器（有感面積：1mm^2）を用いて、以下の 2 種類の先端計測機器を整備した。

1) 超伝導蛍光収量X線吸収微細構造分析装置(SC-XAFS)
2) 超伝導蛍光 X 線検出器付走査型電子顕微鏡(SC-SEM)

両装置は文部科学省「ナノテクノロジープラットフォーム」（http://nanonet.mext.go.jp/）のもと既に共用装置として公開され、実材料の分析に使用されている。次章では、これら各先端計測機器の概要及び測定例について説明する。

2. STJ アレイ X 線検出器を用いた先端計測機器

2-1. 超伝導蛍光収量X線吸収微細構造分析装置(SC-XAFS)

本分析装置では､材料中の対象元素周辺の原子スケールの局所構造を調べるため蛍光収量 X 線吸収微細構造分析(FY-XAFS)を行う。FY-XAFS では、対象元素からの蛍光 X 線の発生量増大のため、試料に照射する X 線を高強度にする必要があるため、一般的に放射光施設において行われる。本装置も、高エネルギー加速器研究機構・放射光科学研究施設（KEK・PF）のビームライン（BL）に接続して使用される。(図.1)。現在使用できるビームラインは BL-11A, BL-11B, BL-16A で、70 - 5000 eV の範囲が測定できる。これま

で、SC-XAFS により n-SiC の N ドーパント（4 x 10^{-19} cm^{-3}）の X 線吸収端近傍構造（XANES）測定に世界で初めて成功した。500 度で N をイオン注入した 4H-SiC 基板とその後熱処理した基板で実際に得られた XANES スペクトル（図.2）と原子構造を元に第 1 原理計算により得られるスペクトルを比較することにより、SiC へのドーピングでは、イオン注入直後から殆どの N が C サイトを置換していることが判明し、アニールにより N の格子位置置換が進むのではなく、アニールによる n-SIC の活性化は、むしろ欠陥回復が原因であることを示唆することとなった。

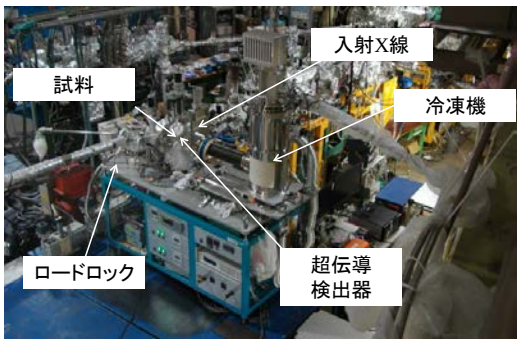


図.1 SC-XAFS 全体写真

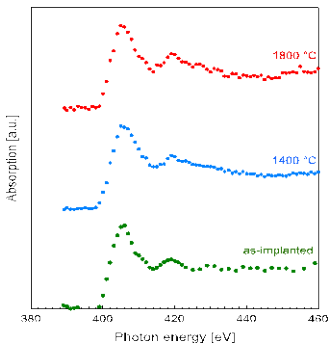


図.2 n-SiC 中の N の XANES スペクトル

2-2. 超伝導蛍光 X 線検出器付走査型電子顕微鏡(SC-SEM)

本分析装置は、SDD 等の半導体検出器の換わりに STJ アレイ X 線検出器を用いた SEM-EDS 装置（図.3）であり、材料中の微量元素の偏在状況を将来的にはナノスケールで分析するため開発した。ナノスケールの元素マッピングの為には、電子ビームの加速電圧を 1 keV 以下とし、蛍光 X 線の発生領域をナノスケールとする必要があるが、そのような条件下では、発生する蛍光 X 線のエネルギーも軟 X 線となるため、STJ アレイ X 線検出器の高エネルギー分解能が、元素同定に必要な蛍光 X 線弁別の実現には必須である。本装置の SEM は FE-SEM であり、加速電圧は 0.6 ～ 30keV、一般的な条件での解像度は 10nm 程度である。これまでに本分析装置で得られたデータを以下に示す。BN パウダーで得られた蛍光 X 線スペクトルを示す。（図.4）本スペクトルでは B,C,N,O ピークが明瞭に分かれていることが分かる。次に、耐熱合金中に存在する粒子状析出物（Inclusion）から得られた蛍光 X 線スペクトル（図.5）を示す。本スペクトルから半導体検出器では分離できない Cr と O の蛍光 X 線が分離出来ていることが分かる。また各 Inclusion で得られる各蛍光 X 線ピークの強度変化から、その中に存在する N,O の量が一定ではない事も分かった。



図.3 SC-SEM 全体写真

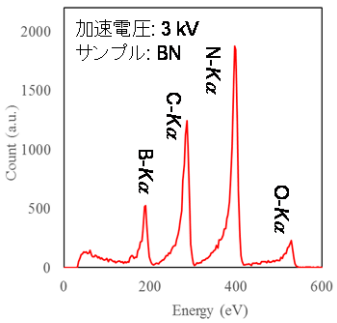


図.4 BN の蛍光 X 線スペクトル

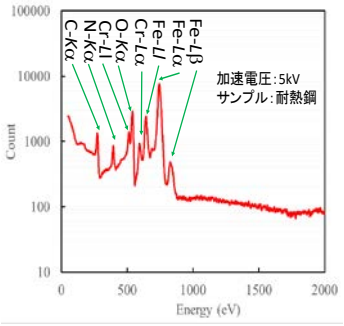


図.5 耐熱鋼の蛍光 X 線スペクトル

3. 今後の展開

今後は、STJ アレイ X 線検出器の更なる有感面積の拡大、エネルギー分解能の向上のため、アレイ数の増大及び、STJ 素子の層構造の改良に取り組み、SC-XAFS、SC-SEM の性能を向上させ、より多くの未活用情報の取得を可能にしたい。更に、SC-XAFS、SC-SEM に加えて現在構築を進めている、超伝導蛍光X線検出器付き粒子線励起X線分析装置（SC-PIXE）を完成させ、微量軽元素の高感度分析を実現したい。

*Masahiro Ukibe[1], Shigetomo Shiki[1], Nobuyuki Zen[1], Go Fuji[1], Masataka Ohkubo[1], and Yoshinori Kitajima[2]
[1]AIST, [2]KEK.

2017年秋の大会

放射線工学部会セッション

超伝導検出器の最新情報
The latest development of superconducting detector

（2）超伝導遷移端検出器実用化と最近のトレンド
(2) Application and Recent Research Trend of Transition-Edge Sensors

*前畑　京介
九州大学

1. はじめに
100mK 程度の極低温に保持された吸収体で光子のエネルギーを吸収したときのわずかな温度上昇を、入射光子のエネルギーとして精度よく計測する放射線検出器がマイクロカロリーメータである。マイクロカロリーメータは、光子エネルギーを温度上昇に変換する吸収体と温度上昇を計測する温度計で構成される。吸収体の材質や形状は、測定する光子エネルギー領域、マイクロカロリーメータ素子作成プロセスなどの条件に合わせて設計される。温度計は、吸収体で変換されたわずかな温度上昇をすぐれた感度と精度で計測する重要な構成要素である。超伝導相転移端温度計(TES)は、超伝導薄膜の電気抵抗が示す相転移温度領域における非常に急峻な温度依存性を活用したマイクロカロリーメータの温度計の 1 つである。米国 NASA のグループが開発した TES 型マイクロカロリーメータはエネルギーが 1.5 keV の X 線光子を半値全幅（FWHM）で 0.9 eV という非常に優れたエネルギー分解能を達成している。現在、米国、欧州及び日本を中心に、様々なタイプの TES 型マイクロカロリーメータが開発されているが、エネルギーが数 keV 領域の X 線を 10 eV FWHM より優れたエネルギー分解能で計測することは常識となっており、既に実用段階に入っている。

九州大学では、Pu 同位体などの超ウラン元素（TRU）を非破壊で分析することを目的として、原子力研究開発機構(JAEA)、宇宙航空研究開発機構宇宙科学研究所（ISAS/JAXA）等と共同で開発した TES 型マイクロカロリーメータを活用して、様々な TRU から放射される L X 線のエネルギースペクトルを優れたエネルギー分解能で計測し、TRU の主要な L X 線ピークを明確に同定できることを実証した。また、物質・材料研究機構（NIMS）、ISAS/JAXA、産業技術総合研究所（AIST）、（株）日立ハイテクノロジーズ及び大陽日酸（株）と共同で、走査透過電子顕微鏡（STEM）に搭載する TES 型マイクロカロリーメータエネルギー分散型スペクトル計測（TES-EDS）システムの開発研究を進めている。この STEM 搭載 TES-EDS システムでは、ナノスケールの極微領域において 10 eV FWHM より優れたエネルギー分解能での元素分布マップ取得を実証している。本講演では、TES 型マイクロカロリーメータによる TRU L X 線スペクトル計測実験及び STEM 搭載 TES-EDS システム開発の現状と実用化に向けた研究のトレンドを報告する。

2. TES 型マイクロカロリーメータを用いた TRU L X 線スペクトル測定
核燃料を扱う施設では、Pu 同位体などの TRU を非破壊で迅速に分析定量する技術が必要とされている。TRU は、そのほとんどがα線を放出する核種であるが、α線は透過力が弱く試料に混在する TRU を外部からα線スペクトル計測により分析することは不可能である。また、Pu 同位体はα崩壊に伴うγ線放射率が非常に低く、γ線スペクトル計測による微量分析は困難である。一方、Pu からはα崩壊に伴う L X 線が放射されており、この L X 線を Ge 半導体検出器により検出する非破壊測定法が汚染トラブル時の体外放射線計測（肺モニタ）に適用されている。しかしながら、Pu の L X 線はエネルギースペクトルに近接して多数のピークを有するので、Ge 半導体検出器のエネルギー分解能では正確な L X 線のピーク同定が困難である。さらに、非破壊測定法における L X 線のピーク強度解析に必要となる L X 線放出率の実験データも十分に整備されていない。そこで、我々は、高分解能を有する検出器である TES 型マイクロカロリーメータによる TRU の高エネルギー分解能 L X 線スペクトル計測法について研究を進めている。計測対象となる TRU の L X 線はエネルギーが 10 から 20 keV の領域であり、主要な L X 線ピークを同定するために 100 eV FWHM より 優れたエネルギー分解能が要求される。開発した TES 型マイクロカロリーメータの TES は Ti/Au の二層薄膜構造

で超伝導転移温度は約 130mK である。また、20keV の X 線光子を 50%の効率で吸収できるように厚さを 5 μ m の Au を吸収体として TES 上に積層している。主要な核燃料物質及び混在する TRU として、^{237}Np、$^{238/239}$Pu、^{241}Am 及び ^{244}Cm それぞれの線源から放射される L X 線のエネルギースペクトルを測定した。図 1 に $^{238/239}$Pu 及び ^{241}Am で構成される混合線源から放射される L X 線のエネルギースペクトルの測定結果を例として示す。使用した線源の α 崩壊後の元素である Np と U の L X 線エネルギーと対応づけることができた。図 1 のエネルギースペクトルでは Np-L$_{\beta 1}$ (17.75keV) ピークが 52 eV FWHM で計測されており、個々の主要な L X 線ピークが明確に同定されることがわかる。Np-L$_{\beta 1}$ (17.75keV) ピークの自然幅は 13 eV FWHM を考慮すると、開発した TES 型マイクロカロリーメータのエネルギー分解能は 39 eV FWHM であることがわかった。他の線源についても測定で得られた L X 線エネルギースペクトルでは主要な LX 線ピークを明確に同定できることを示し、L X 線スペクトル計測による TRU 非破壊分析が可能であることが実証された。

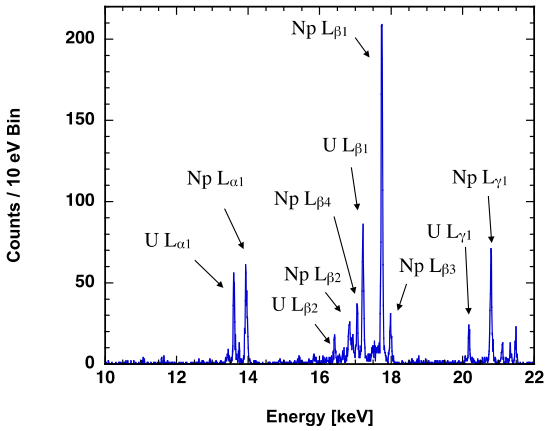


図 1 TES 型マイクロカロリーメータで計測した $^{238/239}$Pu 及び ^{241}Am で構成される混合線源から放射される L X 線のエネルギースペクトル

3. STEM 搭載 TES-EDS システム

ナノスケールでの微細組織観察が可能となった分析型電子顕微鏡では、特性 X 線のエネルギー分散型スペクトル計測(EDS)による元素組成分析の精度向上が求められている。そこで我々は、図 2 に示すように STEM(Hitachi HD-2700)に搭載した TES 型マイクロカロリーメータ EDS システムの開発研究を進めている。この開発研究では、STEM 像の元素分布マップ取得のために、TES 型マイクロカロリーメータの計数率とエネルギー分解能の目標値を、それぞれ、5 kcps および 10 eV FWHM としている。10 eV FWHM より優れたエネルギー分解能で動作する TES 型マイクロカロリーメータでは、検出信号パルスは 100 μs 程度の長さとなる。そこで、5 kcps の計数率を得るために、図 3 に示すような 64 ピクセルアレイの TES 型マイクロカロリーメータを開発した。64 ピクセルアレイ TES 型マイクロカロリーメータは、強い磁界が存在する STEM 鏡筒の外部に取り付ける必要がある。そのため、STEM 鏡筒内の試料から放射される X 線は、ポリキャピラリーX 線集光レンズにより、64 ピクセルアレイ TES 型マイクロカロリーメータへと集光する。64 ピクセルアレイ TES 型マイクロカロリーメータ素子の作製及びスノートへの実装技術やポリキャピラリーX 線集光レンズなどの要素技術の開発を進め、STEM 試料から放射される 0.5 から 12 keV のエネルギー範囲の X 線を 8 eV FWHM より優れたエネルギー分解能、5 kcps の計数率での EDS を達成している。図 4 には Si 系電子デバイス試料について 8 eV FWHM のエネルギー分解能で取得した元素分布マップを示す。Si 半導体検出器による EDS では分離

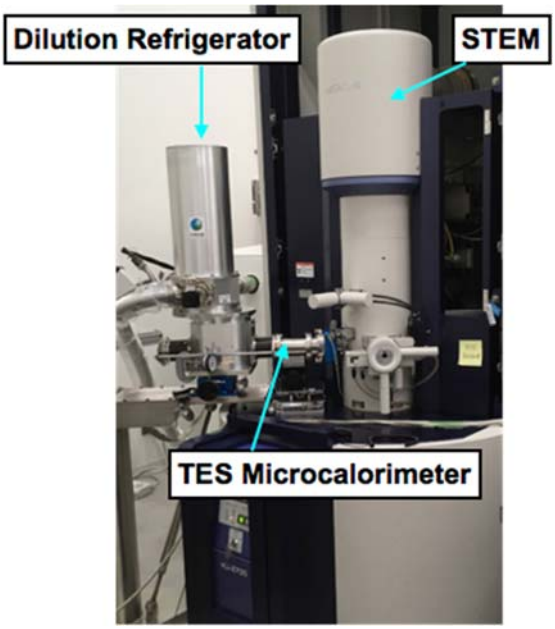


図 2 STEM(Hitachi HD-2700)に搭載した TES 型マイクロカロリーメータ EDS システム

できない Si、W 及び Ti の元素を TES 型マイクロカロリーメータ EDS では明確に分離することができ、幅 10 nm の Ti の元素分布マップが取得できることを示している。

3. 実用化に向けた研究のトレンド

エネルギーが数 keV 領域の光子を数 eV FWHM のエネルギー分解能で検出する TES 型マイクロカロリーメータ素子の設計・作製技術はほぼ確立されている。しかしながら、マイクロカロリーメータ素子の実効的熱容量を小さくする必要があるため、単一素子では X 線光子を検出する有感領域を大きくすることができない。さらに、検出信号のパルス長も 100 μs 程度より短くすることは困難である。このような条件から、TES 型マイクロカロリーメータを実用化するためには、多ピクセルアレイ化することで有感領域と計数率を実効的増加することが要求される。TES 型マイクロカロリーメータの検出信号は、超伝導量子干渉素子（SQUID）増幅器を利用して読み出される。100 mK 領域の極低温に保持して動作する TES 型マイクロカロリーメータを多ピクセルアレイ化するためには、TES 型マイクロカロリーメータと SQUID 増幅器を駆動するために必要な配線数の削減や SQUID 増幅器の発熱の抑制などの課題を克服する必要がある。近年では、多ピクセルアレイ化された TES 型マイクロカロリーメータ検出器の信号読み出し方式に関する研究がトレンドとなっている。配線数を削減するために、時間空間信号多重読み出し方式や周波数空間信号多重読み出し方式などが開発されている。一方、これらの信号多重読み出し方式に比べ、2-3 桁広い帯域、多重化数に依存しない信号対雑音比、無発熱 SQUID ベースの極低温回路の特長を持つマイクロ波帯周波数多重読み出し方式（MW-Mux）は、1 本の信号線で大規模ピクセルの検出信号の同時読出への応用が期待されており、AIST を中心に開発研究が進められている。MW-Mux の詳細については本企画セッションの次の講演「超伝導遷移端検出器のマイクロ波帯多重化読出回路」で報告される。

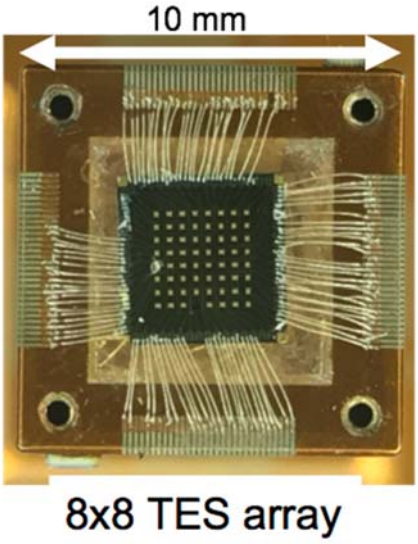


図 3 64 ピクセルアレイ TES 型マイクロカロリーメータ素子

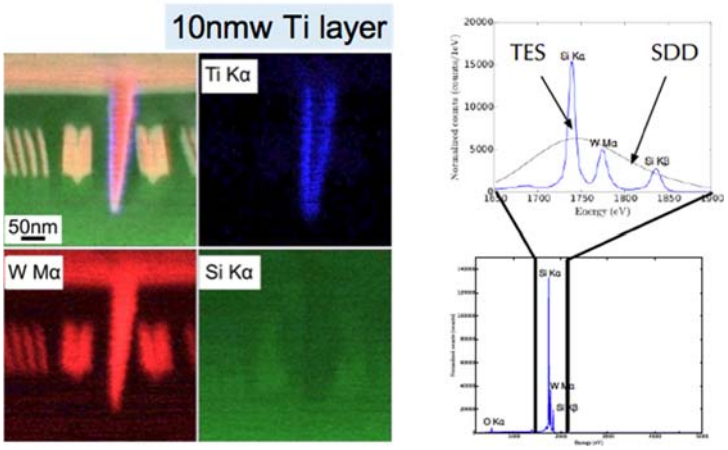


図 4 Si 系電子デバイス試料について 8 eV FWHM のエネルギー分解能で取得した元素分布マップ

九州大学における TES 型マイクロカロリーメータの開発研究では、JAEA 高崎浩司博士、ISAS/JAXA 満田和久教授、NIMS 原徹博士、AIST 日高睦夫博士、(株)日立ハイテクノロジーズ 田中啓一博士及び大陽日酸(株) 山中良浩博士をはじめとする多数の方々に協力を頂いております。ここに感謝申し上げます。

*Keisuke Maehata
Kyushu Univ.

2017年秋の大会

放射線工学部会セッション

超伝導検出器の最新情報
Recent Topic on Superconducting Detectors

（3）超伝導遷移端検出器のマイクロ波帯多重化読出回路

(3) Microwave Multiplexers for Readout of Transition Edge Sensors

*神代　暁
産業技術総合研究所

1. はじめに

超伝導検出器の低雑音性は、ミリ波～ガンマ線の９桁に渡る波長域において、半導体等、他の検出器を凌駕する。一方、室温動作検出器に比べ、小受光面積やイメージング機能に乏しい欠点を持つ。検出器多画素化による受光面積増大（高計数率化）やイメージング時間短縮を図る際、画素数増大に伴う、極低温-室温間の信号配線経由の極低温への熱流入は、超伝導検出器システムの体積・消費電力・価格を支配する極低温冷凍機の巨大化・複雑化をもたらし、普及の障害となる。この問題の解が、極低温下で複数画素の出力信号を多重化し、１本の読出線で室温に導く多重回路(MUX)である。

MUX としては、時間多重(TDM)、コード多重(CDM)、周波数多重(FDM)、マイクロ波周波数多重(MW-Mux)の４通が提案、研究されて来た [1]。本稿では、４種の中で最も広い読出帯域を持ち、多重化数大を期待できる MW-Mux に関する産業技術総合研究所（産総研）の研究を紹介する。

2. マイクロ波周波数多重読出(MW-Mux)

MW-Mux は、入射光子に伴うクーパ対破壊による超伝導インダクタンス変化を検出原理とする Kinetic Inductance Detector (KID) [2]と、Transition Edge Sensor (TES)[1]や Metallic Magnetic Calorimeter (MMC) [3]等、半導体チャージアンプでは不適当な低い出力抵抗を持つ検出器や超伝導量子ビット [4]の出力電流を読む Superconducting Quantum Interference Device (SQUID)のインダクタンス変化に基づく方式に大別される。後者は、2008 年に米国標準研究所(NIST)の Mates らにより発表 [5]された。後者は、画素

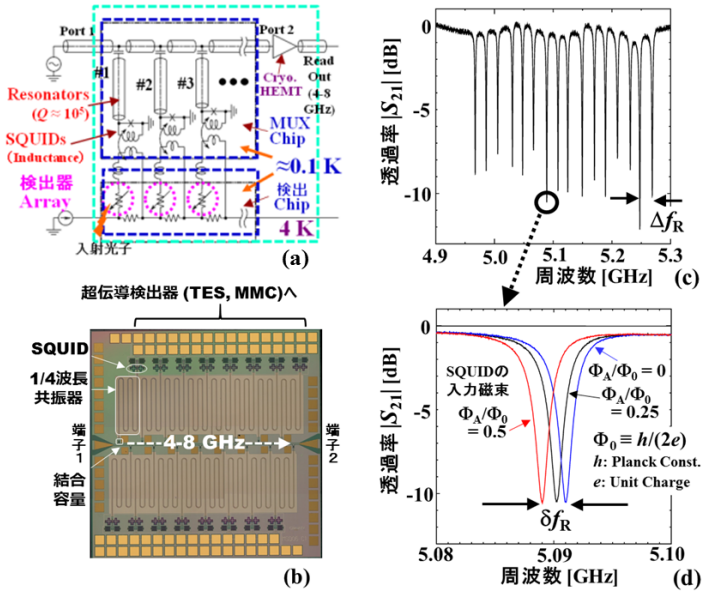


図 1. MW-Mux (a) 極低温部 (b)産総研製チップ (c) マイクロ波透過率 vs. 周波数 (d) (c)の拡大

*Satoshi Kohjiro
National Institute of Advanced Industrial Science and Technology

毎に共振周波数 f_R の異なる共振器の一端を、超伝導検出器と１：１に接続された SQUID（但し、従来と異なり、零電圧モードで用いる）で終端し、他端を結合キャパシタ経由で１本のマイクロ波読出線に結合した構造（図１(a), (b)）をとる。読出電流による SQUID インダクタンス L_S の変化を、f_R の変化として、各画素の情報を周波数軸上に並べ読み出す(図 1(c), (d))。1 本の読出線上への原理的な多重化画素数 Uは、次式で表される。

$$U = B / (\kappa f_S) \quad (1)$$

但し、$\kappa \equiv \Delta f_R / f_S \approx 10$（クロストーク≤-30 dB を得るに要する$\kappa$ 値)、Δf_R は隣接共振周波数間隔、f_Sは１画素あたりの信号周波数帯域、B は、本質的にはチップ後段に配置した極低温高電子移動度トランジスタ(HEMT)増幅器で決まる読出周波数帯域である。TDM, CDM, FDM の３方式が、電圧モードの SQUID で制約される B(≈10 MHz)を持つのに対し、MW-Mux では、広帯域 HEMT の特徴を活かした 2-3 桁もの B 増大が期待される。また、零電圧 SQUID と超伝導共振器の発熱は TES の消費電力以下ゆえに、MW-Mux では、超伝導デバイスに必須の極低温冷却系の熱負荷の抑制度が高い。NIST は、2013 年に２画素ガンマ線 TES の MW-Mux 多重読出において、TDM 読出に遜色ない 60-90 eV@ 100 keV のエネルギー分解能を得て [6]、現在 512 画素システムの開発を進めている。一方、ドイツ Heidelberg 大は、MW-Mux を MMC の読出回路として、まずは 64 画素、将来的には 4000 画素以上への対応を目指した研究 [3] を行っている。また、検出器アレイのみならず、人工知能に繋がる超伝導量子アニーリング機械を開発・販売したカナダ D-Wave が、大容量超伝導量子ビットの情報を、室温に高速に読出す技術として研究 [4] している。

3. 産総研での MW-Mux 研究の概要

産総研は、NIST に次いで 2011 年に MW-Mux の研究に着手し、東大大学院工学系研究科および宇宙航空研究機構(JAXA)と共同で、下記を特徴とする研究開発実績を持つ。

3-1. 非対称直接結合型 SQUID

極低温環境下に置く超伝導 MW-Mux チップ上の重要な要素素子は、超伝導薄膜共振器と TES 出力電流を効率良く受ける SQUID である。両者間の結合方式が、他機関では、相互インダクタンス M_{MW} を介した弱い磁気結合（図 2(a)）であるのに対し、産総研では強い直接結合（図 2(b)）[7]を採用した。前者は、結合パラメータの可変範囲が広いが、磁気結合用の共振器終端インダクタンス L_{MW} の不均一性による共振周波数設計値からのずれの増大が不可避 [8]である。後者は、パラメータの可変範囲が狭いが、共振周波数の設計値からのずれを低く抑えることができる [8]。また、幅広い周波数帯に渡る f_R を持つ各画素間でδf_R(図 1(d))を一定値に揃えるためには、磁気結合の場合 M_{MW}、直接結合の場合 a を調整し、各 SQUID に割り当てる必要がある。M_{MW} は超伝導リングから成る SQUID の周囲に巻くコイル長とターン数に依存する。したが

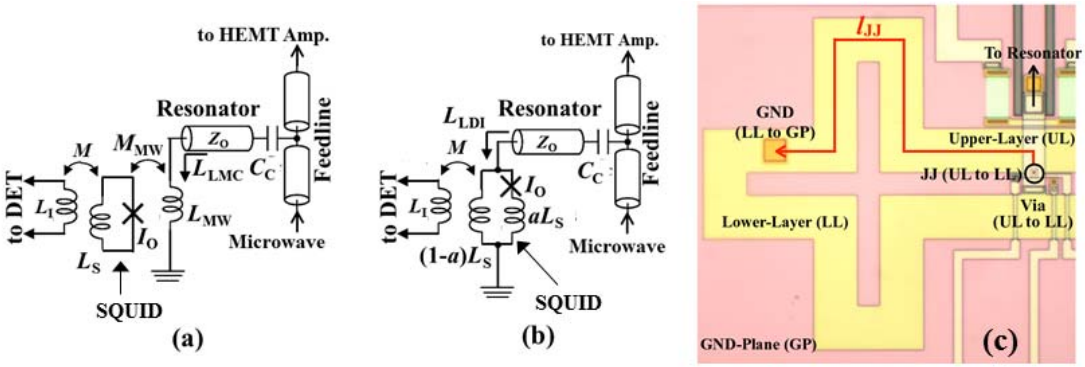


図 2. 共振器と SQUID との結合方式（(a) 磁気結合型 (b) 直接結合型）および (c) 直接結合型 SQUID リングの写真。接地ビア GND(LL to GP)の位置による非対称パラメータ a 調整が可能。

って、M_{MW}の異なる各画素のSQUIDは一般的に構造・形状・寸法が異なる。つまり、磁気結合型では、画素数増大に伴うM_{MW}の制御性・再現性確保の困難性が懸念される。一方、aの調整は、同一構造・形状・寸法のSQUIDリングに設けた接地ビアの位置変更のみで実現できる（図2(c)）[8]ため、画素数増大時の精度を確保しやすいと期待される。

3-2. 多様な材料による共振器

チップのマイクロ波透過率$|S_{21}|$のディップ深さ(図1(c), (d))と、共振器の無負荷Q値Q_U、結合Q値Q_Cとの間には、$1/|S_{21\min}| = 1+Q_U/Q_C$の関係が成り立つ。深いディップをもたらす$Q_U \gg Q_C$なる共振器が、系の雑音の支配要因であるHEMT雑音の寄与低減に資する。MW-Muxチップを作製している他機関（米国NIST、ドイツHeidelberg大）は、Si基板上のNb電極の共振器に限定しているのに対し、産総研は、基板2種(Si or Al_2O_3)、電極2種(Nb or NbN)の材料か成る共振器を試作し、特性を比較した。4 Kでは超伝導転移温度T_Cの高いNbNがNbに比べ高Q_U値を得て、雑音低減効果を実証[9]した。0.1 KのQ_U値の共振器内マイクロ波パワーP_{res}依存性を図3に示す。4種類とも、P_{res}増大にともないQ_U値が増大[10]した。私達のMW-Muxが雑音最小となる$-40 \le P_{res} \le -35$ dBmにおいて、4種の材料ともに、チップでの入力電流から出力周波数変化への変換効率が最大時の90%以上となる$Q_U \ge 10Q_C$を得た[10]。1画素あたりの入射信号周波数が1 MHzの場合に必要となる$Q_C = 5\times10^3$に対しては、$Q_U \ge 10Q_C = 5\times10^4$を満足した。一方、より低い光子入射頻度だが、より$U$を増大したい応用、例えば、ガンマ線単一光子検出やミリ波・サブミリ波のボロメータ検出に対しては、Q_C増大により、より多くの画素の共振周波数を周波数軸上に密に詰める（Δf_R低減）必要がある。この時、HEMT雑音の寄与を抑制する$Q_U \ge 10Q_C$の実現のため、NbよりQ_U値の高いNbN製共振器が望ましいと言える。

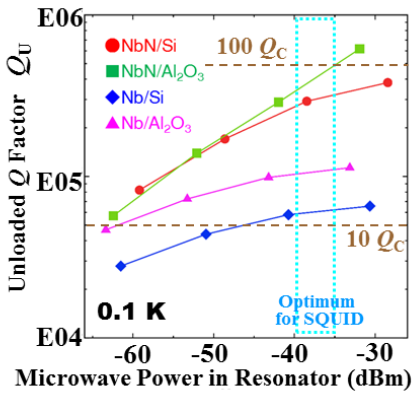


図3. 4種類の材料の共振器の「良さの指数」無負荷Q値と、共振器内マイクロ波電力との関係

3-3. 画素間クロストークと直線性誤差の低減手法

N増大に伴い画素間クロストーク低減の重要性が増す。また、高エネルギー分解能の分光計実現のためには、入射光子エネルギーと読出回路出力との間に、高い線形性と広いダイナミックレンジが求められる。私達は、入出力特性の線形からのずれ（直線性誤差）が画素間クロストークに比例する（世界初）こと、およびクロストーク低減に効果あるチップ上の共振器群配列方針を見出した[11]。図4にクロストーク量（定義は文献[11]を参照）と空間的隣接画素間の　共振周波数間隔Δf_Rの関係を示す。Δf_R=20 MHzのチップに対し、Δf_R=80 MHzのチップはクロストーク量が約1/15に低減し、エネルギー/エネルギー分解能≈10^3の分光に適用可能な2×10^{-3}程度を実現[11]した。

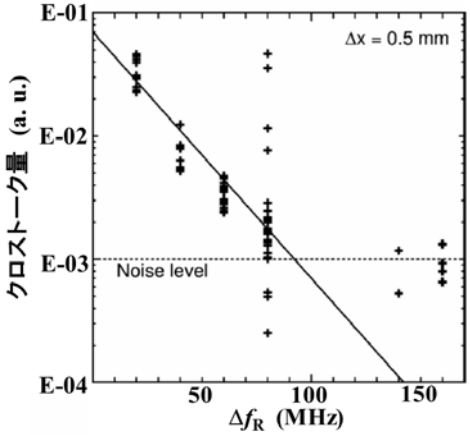


図4. クロストーク量と0.5 mm離れた隣接画素間の共振周波数差の関係

3-4. 室温処理系に制約されない高U化を目指した二段型MW-Mux

(1)式より、U増大にはB増大を要する。本来、極低温HEMT増幅器がBを制約するが、現状は、図1(a)に示すマイクロ波出力の接続先である室温信号処理系内のAnalog-Digital変換器(ADC)の帯域（エネルギー/エネルギー分解能≈10^3の分光に必要な14 bit程度の場合、約1 GHz）に制約される。NIST等他機関で

は、U 増大のため広帯域広帯域室温処理回路を開発中である。一方、1 GHz を超える広帯域 ADC や処理能力の高い Field Programmable Gate Array は、未だ開発途上にあり、これらを使いこなすためのソフトウエアや周辺技術が未整備であるとともに、単位体積あたりの電力消費が大きく、長時間使用には放熱措置を別途講じる必要がある。私達は、1 個の ADC に画素数 U の処理を任せるのではなく、U より小さな画素数 R を扱う帯域 1 GHz 以下の汎用 ADC ベースの室温信号処理モジュール N 個を並列化し、モジュール毎にマイクロ波帯への周波数変換時の基準周波数を個別に定めることにより、図 5 に示すように、周波数軸上の隣接領域に各室温モジュールが扱う R 画素の読出信号情報を当てはめ、それらの合計により U (=R×N) 画素の信号処理を行う二段型 MW-Mux を提案[12]した。そして、N=2, R=3 の場合の基本動作を実証するとともに、従来型 MW-Mux に比べ遜色ない低雑音性とクロストークが得られることを示した[13]。

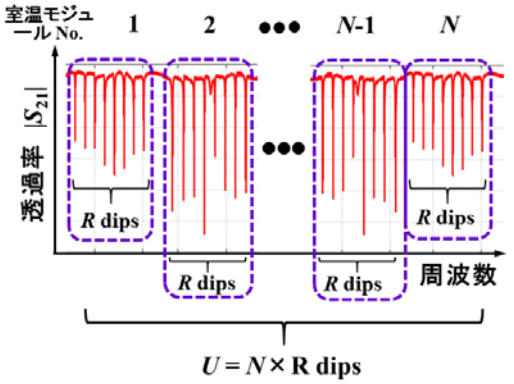


図 5. 周波数軸上に示す、二段型 MW-Mux における信号処理の室温モジュール間分担

4. まとめ

超伝導検出器の多画素化を支える多重読出技術として、他方式に比べ優れた広帯域性と低消費電力性を持つ MW-Mux に関する世界の研究動向と産総研の研究を概説した。以上の技術を基に、産総研では、要求される高速応答性を確保した上での 2 画素 X 線 TES の同時読出に成功した。現在、雑音低減と画素数増大に向けた研究展開の途上である。

謝　辞

共同研究者である平山文紀、山森弘毅、永沢秀一、佐藤 昭、福田大治、佐藤 泰、日高睦夫（産総研）、入松川知也（東大）、中島裕貴（JAXA）の各氏、及び、日頃ご議論頂く大野雅史、高橋浩之（東大工）、山崎典子、満田和久(JAXA)の諸先生方に感謝する。MW-Mux チップは、産総研の共同利用施設 Clean Room for Analogue Digital Superconductivity (CRAVITY)にて作製された。本研究は、学術振興会科学研究費補助金 JP15H02251、及び文科省原子力基礎基盤戦略研究イニシアティブ(2017 年 3 月終了課題)の支援を受けた。

参考文献

1) J. N. Ullom and D. A. Bennet, Supercond. Sci. Technol, **28** (2015) 84003.
2) J. Zmuidzinas, Annu. Rev. Cond. Matt. Phys., **3** (2012), 169-214.
3) S. Kempf *et al.*, Supercond. Sci. Technol., **30** (2017) 065002.
4) J. D. Whittaker *et al.*, J. Appl. Phys., **119** (2016) 014506.
5) J. A. B. Mates, *et al.*, Appl. Phys. Lett., **92** (2008) 023514.
6) O. Noroozian, *et al.*, Appl. Phys. Lett., **103** (2013) 202602.
7) F. Hirayama, *et al*, IEEE Trans. Appl. Supercond., **23** (2013) 2500405.
8) Y. Nakashima, *et al.,* IEICE Electronics Express, **14** (2017) 20170271.
9) S. Kohjiro, *et al.*, J. Appl. Phys., **115** (2014) 223902.
10) T. Irimatsugawa *et al.,* IEEE Trans. Appl. Supercond., **27** (2017) 2500305.
11) F. Hirayama *et al.,* IEEE Trans. Appl. Supercond., **27** (2017) 2500205.
12) 神代他、特願 2015-148140, 特開 2017-028635.
13) S. Kohjiro and F. Hirayama, submitted.

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：202-2 Radiation Physics, Radiation Detection and Measurement

Thu. Sep 14, 2017 2:45 PM - 3:50 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 5:45 AM - 6:50 AM UTC | Room L N302 - N Block

[2L10-13] Medical Application

Chair:Ikuo Kanno (Kyoto Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[2L10] Epi-thermal neutron spectrometer for BNCT

*Naoki Suda[1], Akira Uritani[1], Kenichi Watanabe[1], Sachiko Yoshihashi[1], Atsushi Yamazaki[1] (1. Nagoya Univ.)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[2L11] The calculation of LBO ionization chamber sensitivity for epithermal neutron monitoring in Boron Neutron Capture Therapy

*Kei Kotani[1], Satoru Endo[1], Kenichi Tanaka[1], Tsuyosi Kajimoto[1] (1. Hiroshima Univ.)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[2L12] Evaluation of the proton beam RBE

*Hiroki Nagai[1], Satoru Endo[1], Kenichi Tanaka[1], Tsuyoshi Kajimoto[1] (1. Hiroshima University)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[2L13] Development of Analytical Method for ^{14}C Determination in Biomedical Sample by Mid-IR Cavity Ring-down Spectroscopy (2)

*Ryohei Terabayashi[1], Volker Sonnenschein[1], Noriyoshi Hayashi[1], Hideki Tomita[1], Lei Jin[1], Masahito Yamanaka[1], Norihiko Nishizawa[1], Atsushi Sato[2], Kenta Hashizume[2], Tetsuo Iguchi[1] (1. Nagoya university, 2. Sekisui Medical Co., Ltd. Drug Development Solutions Center)

3:45 PM - 3:50 PM JST | 6:45 AM - 6:50 AM UTC

Time reserved for Chair

BNCT 用中性子スペクトロメータ

Epi-thermal neutron spectrometer for BNCT

*須田直樹，瓜谷章，渡辺賢一，吉橋幸子，山崎淳，土田一輝，鬼柳善明

名古屋大学大学院工学研究科

ホウ素中性子捕捉療法に使用する熱外領域の中性子エネルギースペクトルを測定する検出器の開発を行っている。基本的にはボナー球型の検出器であるが、熱外領域に共鳴ピークを持つ数種類の金属箔をフィルターとして用いる事で、熱外領域の中性子に対して特徴のある応答関数を持たせている。

キーワード：BNCT，熱外中性子，ボナー球，スペクトロメータ，フィルター，共鳴吸収

1. 緒言　がんの放射線治療の一つにホウ素中性子捕捉療法（以下 BNCT）がある。BNCT で照射する中性子は数 eV～数十 keV のエネルギーの熱外中性子である。患者の不要な被ばく量の低減や治療効果を担保するために、熱外中性子のスペクトルの測定が必要である。現状行われている金属箔の放射化法ではリアルタイムの測定ができず、また従来のボナー球スペクトロメータでは中性子場に与える擾乱が大きい、などの問題がある。そのため、リアルタイムでの測定が可能であり、中性子場に及ぼす擾乱が少なく、熱外領域の中性子スペクトルを測定できる検出器が望まれている。

2. 検出器の構造　リアルタイム測定を可能にするために中性子検出媒体として Eu:$LiCaAlF_6$ シンチレータを採用した小型のボナー球を複数個同時に用いることを考えている。検出器の熱外中性子に対する応答に特徴を付与するために、熱外領域に共鳴吸収ピークを持つ金属箔をフィルターとして用いた小型のボナー球を検討している。本研究ではこの小型ボナー球の応答関数の評価を行った。検討しているボナー球の構造を図 1 に示す。熱外領域に吸収ピークを持つ金属箔として Au、In、Mn、W、Ni などを選定した。金属箔の選定は BNCT 中性子場で重要となる数 eV～数十 keV の中性子に対して共鳴吸収ピークを持つ金属であることと吸収断面積が大きいことを基準に行った。また、熱中性子に対する応答を低くするために熱中性子吸収材として Cd を用いた。

3. 検出器の応答関数　図 1 に示した検出器の応答関数を、モンテカルロ計算コード PHITS を用いて計算した。計算は図 1 に示す検出器に単色の中性子を照射して $^{6}Li(n, t)^{4}He$ 反応の回数を見積もった。得られた応答関数を図 2 に示す。数 eV~数十 keV の中性子に対して特徴を持つ応答関数が得られた。

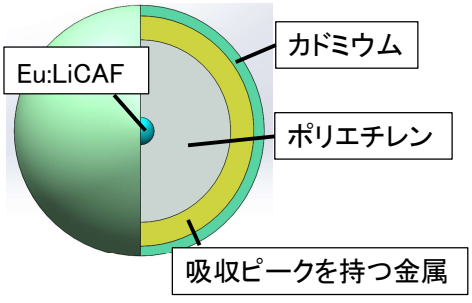


図 1　検討中のボナー球の一例

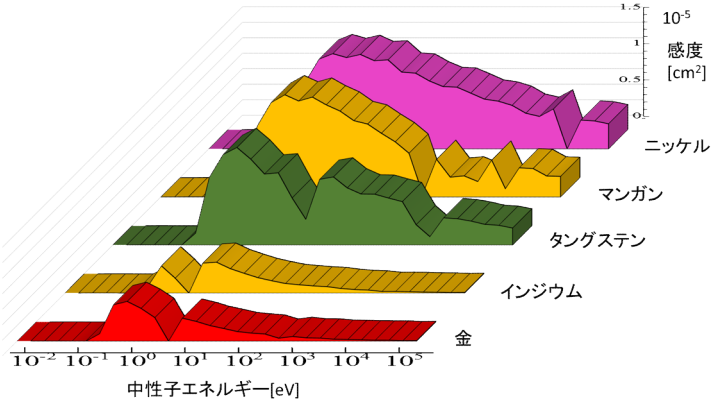


図 2　各種フィルターを用いた検出器の応答関数例

*Naoki Suda, Akira Uritani, Kenichi Watanabe, Sachiko Yoshihashi, Atsushi Yamasaki, Kazuki Tsuchida and Yoshiaki Kiyanagi
Nagoya Univ.

ホウ素中性子捕捉療法熱外中性子モニター用 LBO 電離箱の感度計算

The calculation of LBO ionization chamber sensitivity for epithermal neutron monitoring in Boron Neutron Capture Therapy

*小谷　圭[1]，遠藤　暁[1]，田中　憲一[1]，梶本　剛[1]
[1]広島大学

ホウ素中性子捕捉療法の中性子源として加速器を用いる場合、患部表面での中性子線をモニターすることが重要である。そこで、熱中性子線のモニターとして検討している LBO(Li:8.21%,B:25.6%,O:66.2%)電離箱の中性子線に対する感度をモンテカルロ計算により評価する。熱中性子感度は 4.24×10^{-6}[pC・cm^2]、熱外中性子感度は 1.96×10^{-5}[pC・cm^2]、速中性子感度は 0.175 が得られた。

キーワード：BNCT，LBO 電離箱，熱外中性子束，熱中性子束，中性子モニタリング

1. 緒言

ホウ素中性子捕捉療法（BNCT）とは腫瘍細胞に集積する ^{10}B 薬剤をあらかじめ投与し、エネルギーの低い中性子を体外から照射することで、体内で ^{10}B(n,α)^{7}Li 反応によって発生するα,Li により腫瘍を選択的に破壊する療法である。BNCT では中性子源として原子炉の代わりに加速器の使用が検討されている。加速器中性子源は加速電圧の変動により中性子場が変化しやすいため、患部表面での中性子線をモニターすることが重要である。本研究では、熱外中性子線のモニターとして検討している LBO 電離箱の中性子線に対する感度をモンテカルロ計算により評価することを目的とする。

2.実験

PHITS コードを用いてモンテカルロ計算を行った。嶋崎が報告[1]している熱・熱外中性子に対する LBO 電離箱の感度測定値と比較するため、実験体系をモデル化した中性子場（d-Be 中性子源）に対して LBO 電離箱有感領域への熱・熱外・速中性子によるエネルギー付与スペクトルを計算した。既往の W 値報告値を用いて、エネルギー付与スペクトルから LBO 電離箱有感領域に生成する電離量を求め、熱・熱外・速中性子における感度を推定した。ただし、熱・熱外中性子感度は中性子束に対する感度とし、速中性子感度は ^{60}Co の γ線を基準とした吸収線量相対感度として推定した。

3.結果・考察

図 1 に中性子のエネルギーと LBO 電離箱の感度の関係を示す。LBO 電離箱の感度は熱中性子に対して 4.24×10^{-6}[pC･cm^2]、熱外中性子に対して 1.96×10^{-5}[pC･cm^2]、速中性子に対して 0.175 が得られた。熱外中性子感度は既往の測定値と良い一致を示した。LBO 電離箱は熱外中性子に高い感度を持つため、熱外中性子モニターに有効であることが確認された。今後、同様にモンテカルロ計算により熱中性子モニターに有効な電離箱の決定と、熱・熱外中性子束を区別してモニターする手法を決定する。

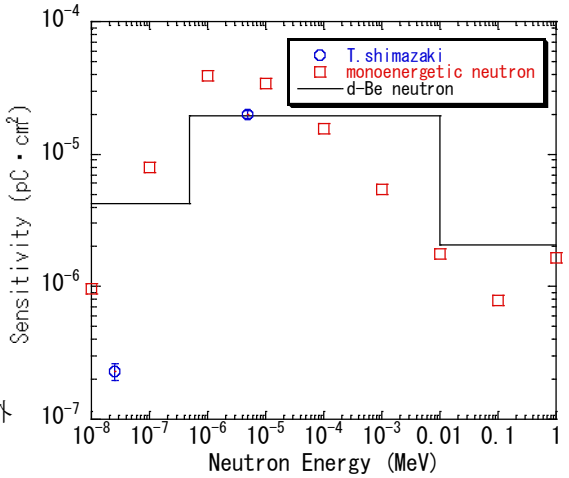


図 1　LBO 電離箱の入射中性子と感度の関係

[1]Satoru Endo, Hitoshi Sato, Takuto Shimazaki, et al. Radiat Environ Biophys 56 (2017) 269-276

*Kei Kotani[1], Satoru Endo[1], Kenichi Tanaka[1] and Tsuyosi Kajimoto[1]
[1]Hiroshima Univ.

陽子線 RBE の評価

Evaluation of the proton beam RBE

*永井　浩貴[1]，梶本　剛[1]，田中　憲一[1]，遠藤　暁[1]

[1]広島大学

放射線医学総合研究所の HAIMAC で実験を行い、135MeV 陽子線の RBE をマイクロドシメトリ手法で評価した。また、PHITS を用いて計算を行い、実験値と比較した。

キーワード：陽子線，RBE，マイクロドシメトリ

1. 緒言

現在、陽子線治療分野では RBE=1～1.1 の値が利用されているが、生物実験の結果では RBE=2 以上の値が期待され、この不一致の原因は明らかになっていない。本研究では、この不一致の原因を明らかにする前段階として、単一エネルギーの陽子線について、マイクロドシメトリ手法を用いて線量を測定し、深さごとの RBE を推定・評価した。また、PHITS を用いた計算値と実験値を比較するとともに、実験では測定が困難な飛程終端近傍の条件について計算を用いて推定・評価した。

2. 実験・解析

実験は放射線医学総合研究所の HAIMAC で 2 回行った。図 1 に実験体系を示す。135MeV まで加速された陽子線を、人体を模擬したアクリルファントムへ入射させた。検出器として、ビーム数を計数するプラスチックシンチレーションカウンター（PSC）をアクリルファントムの上流側に、下流側に荷電・非荷電粒子弁別のための veto カウンター、粒子識別のための SSD1 および SSD2、線量を測定する組織等価比例計数管を設置した。アクリルファントムの厚さを変えることで人体の表面からの深さに対する線量分布を模擬測定した。解析により陽子事象のみの線量分布を導出し、その分布に Tilikidis らの応答関数[1]を畳み込むことによって、RBE を推定した。

3. 結論

実験によって得られた深さごとの RBE を図 2 に示す。陽子線 RBE の深さ依存性は、ブラックピーク近傍でピーク構造を示し、最大 2 であった。また、Belli の生物実験の結果[2]と良い一致を示した。従って、本手法は生物実験の値を再現できることを示している。発表では、PHITS 解析の結果も合わせて報告する。

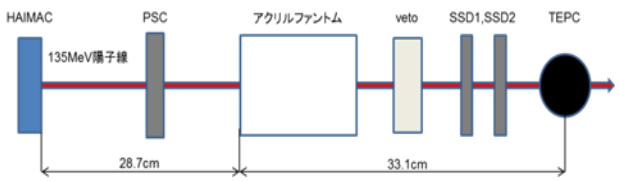


図 1　測定体系

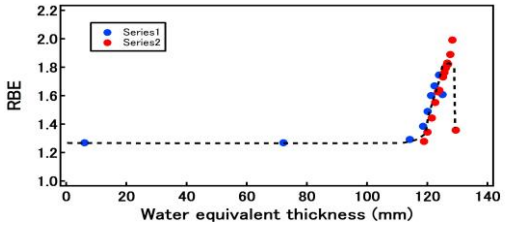


図 2　RBE の深さ依存性

参考文献

[1]Tilikidis et al Phys. Med. Biol. (1996)

[2] Belli et al IJRB　(1998)

*Hiroki Nagai[1], Tsuyoshi Kajimoto[1], Kenichi Tanaka[1], Satoru Endo[1]

[1]Hiroshima Univ.

生体試料中放射性炭素同位体分析に向けた 中赤外キャビティーリングダウン分光システムの開発(2)

Development of Analytical Method for ^{14}C Determination in Biomedical Sample by Mid-IR Cavity Ring-down Spectroscopy (2)

*寺林 稜平[1], Volker Sonnenschein[1], 林 紀善[1], 加藤 修介[1], 武田 晋[1], 富田 英生[1], 金 磊[1], 山中 真仁[1], 西澤 典彦[1], 佐藤 淳史[2], 野沢 耕平[2], 橋爪 研太[2], 井口 哲夫[1]

[1]名古屋大学、[2]積水メディカル(株)創薬支援センター

抄録：中赤外キャビティーリングダウン分光に基づく生体試料中放射性炭素同位体 ^{14}C 分析プロトタイプシステムについて、その ^{14}C 定量性を評価した。

キーワード：放射性炭素同位体(^{14}C)、 微量分析(Trace isotope analysis)、レーザー分光(Laser spectroscopy)

1. 諸言 極微量 ^{14}C 標識化合物をヒトに投与し、ヒト薬物動態を評価するマイクロドーズ臨床試験は、医薬品開発の短縮化や低コスト化に有用であると期待されている。しかし、これに伴う ^{14}C 分析は、高いアバンダンス感度を有する加速器質量分析法（Accelerator Mass Spectroscopy: AMS）で行う必要があるため、装置サイズやスループット、分析コストなどの要因により、普及が進んでいない。そこで本研究では、AMS に代わる手法として、光共振器を用いた超高感度レーザー吸収分光法であるキャビティーリングダウン分光（Cavity Ring-Down Spectroscopy: CRDS）に基づく、高感度と低コストを兼ね備えた迅速簡便な ^{14}C 測定法（^{14}C-CRDS）の開発を進めている。

2. CRDS 基づく生体試料中 ^{14}C 分析性能評価 ^{14}C-CRDS の概要を Fig. 1 に示す。検体より採取された生体試料（血漿・尿・糞など）中の炭素は、燃焼酸化（炭酸ガス化）され、加熱吸脱着カラムを通ってガス状 CO_2 として CRDS セルに導入される。CRDS セルは、高反射率鏡（反射率>99.9%）で構成された光共振器で構成されており、そこに中赤外レーザーに導入することで、共振器内での多重反射により超長光路な光吸収分光（CRDS）が実現される。ここで、^{14}C を含む二酸化炭素（$^{14}CO_2$）の光吸収線（ν_3 band P(20)遷移、波長 4.5 μm）と中赤外レーザーの発振波長を一致させることで、$^{14}CO_2$ の光吸収量（σNc）が選択的に測定され、生体試料に含まれる ^{14}C の定量が可能となる。

^{14}C 標識グルコースを添加した ^{14}C 濃度の異なる標準試料（3～10^4 dpm/sample）を複数用意し、^{14}C-CRDS プロトタイプシステムの ^{14}C 定量性を評価した。Fig.2 に示すように、測定された ^{14}C 存在比（$^{14}C/^{total}C$）と試料中 ^{14}C 含有量の間の良好な線形性が確認された。本結果から、現状のアバンダンス感度は $^{14}C/^{total}C \sim 10^{-10}$ であり、今後、$^{14}CO_2$ による飽和吸収を考慮することで、さらなる感度の向上を行う予定である。

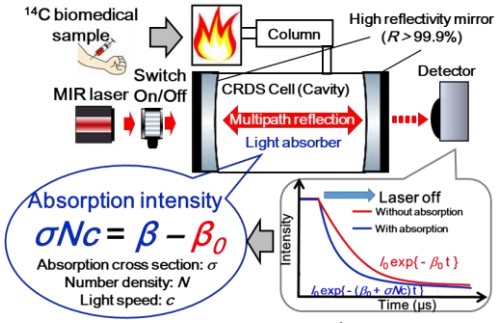


Fig. 1 ^{14}C-CRDS の概要

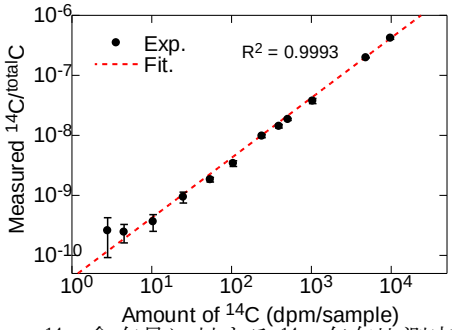


Fig. 2 ^{14}C 含有量に対する ^{14}C 存在比測定結果

謝辞 本研究は、国立研究開発法人日本医療研究開発機構研究成果展開事業（先端計測分析技術・機器開発プログラム）による成果の一部である。

* Ryohei Terabayashi[1], Volker Sonnenschein[1], Noriyoshi Hayashi[1], Kato Shusuke[1], Shin Takeda, Hideki Tomita[1], Lei Jin[1], Masahito Yamanaka[1], Norihiko Nishizawa[1], Atsushi Sato[1], Kohei Nozawa[2], Kenta Hashizume[2], and Tetsuo Iguchi[1]
[1]Nagoya Univ., [2]Sekisui Medical Co., Ltd. Drug Development Solutions Center

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：202-2 Radiation Physics, Radiation Detection and Measurement

Thu. Sep 14, 2017 3:50 PM - 5:25 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 6:50 AM - 8:25 AM UTC | Room L N302 - N Block

[2L14-19] Detector Development

Chair:Masashi Takada (National Defense Academy of Japan)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

[2L14] Charge carrier transport properties of homoepitaxial diamond film on 8mm square single crystal diamond substrate

*Shintaro Hirano[2], Junichi Kaneko[1], Takehiro Shimaoka[2], Hiroaki Shimmyo[2], Masakatsu Tsubota[1], Syogo Itoh[2], Akiyoshi Chayahara[3], Yoshiaki Mokuno[3], Hitoshi Umezawa[3] (1. Faculty of Engineering, Hokkaido University, 2. Graduate School of Engineering, Hokkaido University, 3. National Institute of Advanced Industrial Science and Technology)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[2L15] Proposal and research of a novel neutron semiconductor detector using BGaN semiconductor materials

*Takayuki Nakano[1], Ken Mochizuki[1], Hisaya Nakagawa[2], Yoshio Honda[3], Hiroshi Amano[3,4], Kazunobu Kojima[5], Shigefusa F Chichibu[5,3], Hidenori Mimura[6], Yoku Inoue[1], Toru Aoki[6] (1. Shizuoka Univ., 2. Nagoya Univ., 3. IMaSS, Nagoya Univ., 4. Akasaki Research Center, 5. IMRAM, Tohoku Univ., 6. R.I.E. Shizuoka Univ.)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[2L16] Basic evaluation of thallium bromide (TlBr) detectors for non-distractive testing (2)

*makoto Kosaka[1,2], keitaro Hitomi[1], nobumichi Nagano[1], seong yun Kim[1], tatsuya Ito[1], norihisa Kimura[1,2], hiroki Sunaba[1,2] (1. TOHOKU university, 2. Japan Nuclear Fuel Limited)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[2L17] Development of a compact dosimeter for investigation inside primary containment vessel

*Katsunori Ueno[1], Takahiro Tadokoro[1], Takuya Fukumoto[1], Satoshi Okada[1], Yoichi Murai[2] (1. Hitachi GE, 2. IRID)

4:50 PM - 5:05 PM JST | 7:50 AM - 8:05 AM UTC

[2L18] Alpha Ray Detection by Using Dielectric Microcalorimeter with KTN Dielectric Thermosensor

*Shota YOSHIMOTO[1], Keisuke MAEHATA[1], Naoko IYOMOTO[1], Kazuhisa MITSUDA[2], Noriko YAMASAKI[2] (1. KYUSHU Univ., 2. Japan Aerospace Exploration Agency)

5:05 PM - 5:20 PM JST | 8:05 AM - 8:20 AM UTC

[2L19] Characteristic evaluation and application study of Organic Radiation Detector

*Gen Shikida[1], Eiji Takada[1], Hideyuki Imai[1], Toshimasa Tyaki[1], Fumihiko Nishikido[2], Hiroshi Iwase[4], Shigeki Naka[3], Hiroyuki Okada[3] (1. National Institute of Techonology,Toyama College, 2. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology, 3. University of Toyama, 4. High Energy Accelerator Research Organization)

5:20 PM - 5:25 PM JST | 8:20 AM - 8:25 AM UTC

Time reserved for Chair

8mm 角 CVD ダイヤモンド単結晶基板上にホモエピタキシャル成長させた試料の電荷キャリア輸送特性評価

Charge carrier transport properties of homoepitaxial diamond film on 8mm square single crystal diamond substrate

*平野 慎太郎[2], 金子 純一[1], 嶋岡 毅紘[2], 新名 宏章[2], 坪田 雅功[1], 伊藤 彰悟[2]
茶谷原 昭義[3], 杢野 由明[3], 梅沢 仁[3]
[1]北海道大学大学院工学研究院, [2]北海道大学大学院工学院, [3]産業技術総合研究所

8mm 角 CVD ダイヤモンド単結晶基板上にホモエピタキシャル成長させた試料の電荷キャリア輸送特性を評価した。電荷収集効率、エネルギー分解能は HP/HT IIa 型単結晶ダイヤモンド基板上に同条件で合成した試料と概ね同等であったが、$\mu\tau$ 積は 1 桁程度劣っていた。

キーワード：放射線検出器, ダイヤモンド

1. 緒言　ダイヤモンドは禁制帯幅 5.5eV のワイドバンドギャップ半導体であり、高い耐放射線性や高温環境下での動作といった優れた特性が期待される。現在市販されている放射線計測用単結晶ダイヤモンドは 4mm 角程度が一般的であり、基板として使用可能な HP/HT IIa 型単結晶基板も 5mm 角程度に制限される。今回、検出器の大面積化の一環として element six 社が販売している General グレードの 8mm 角単結晶を基板として使用し、検出器用単結晶ダイヤモンドの合成と評価を試みた。

2. 実験　CVD 法によりダイヤモンドを 1.6 度のオフ角を付けた単結晶 CVD ダイヤモンド基板の(001)面上にホモエピタキシャル成長させた。合成はマイクロ波プラズマ CVD 装置(ASTeX-5250)を使用し、メタン濃度 0.2%、ガス圧力 110Torr、基板温度 850℃の条件を用いた。成長層厚さは約 70μm でダイレクトウエハ法により自立膜化した。試料の両面に TiC/Au オーミック電極、Al ショットキー電極をそれぞれ作製し、検出器化した。検出器性能の評価として ^{241}Am からの 5.486MeV α 線を真空中、室温で Al 電極側から入射することにより誘導電荷量分布測定し$\mu\tau$値評価等を行った。

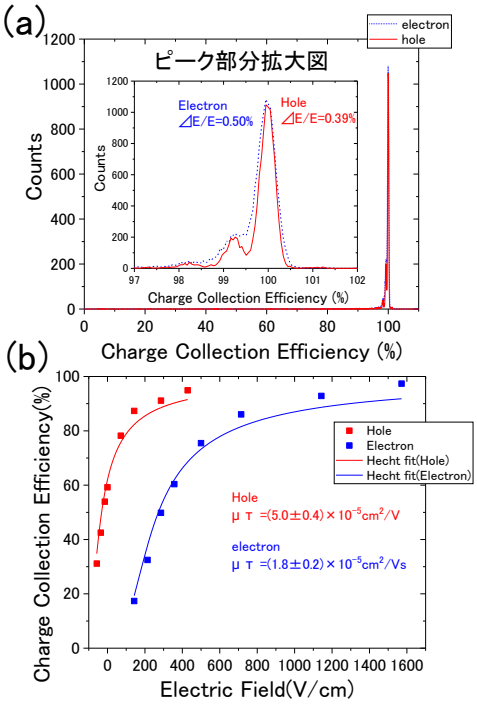


図 1　試料の電荷キャリア輸送特性
(a)電荷収集効率とエネルギー分解能
(b)移動度−走行時間積(μτ 積)

3. 結果と考察　図 1(a)に合成試料の誘導電荷量分布測定例を示す。電荷収集効率は正孔、電子共に 99.9%、エネルギー分解能は正孔 0.39%、電子 0.50%であった。比較実験として基板自体に電極を形成し検出器としたが、信号を得ることは出来なかった。図 1(b)は電荷収集効率の印加電圧依存性であり、ヘクトの式にフィッティングを行った結果、μτ 積は正孔:$(5.0\pm0.3)\times10^{-5}$cm²/V、電子:$(1.8\pm0.2)\times10^{-5}$ cm²/V であり、住友電工製 HP/HT IIa 型基板上に同条件で CVD 合成した試料の$\mu\tau$積と比較すると 1 桁程度低い値となった[1]。$\mu\tau$積は劣るものの、放射線検出器として実用的に使用可能な 8mm 角サイズの単結晶ダイヤモンド合成に成功した。$\mu\tau$積低下の原因として、基板の結晶性の影響を受けた可能性が高い。

参考文献　[1] Takehiro Shimaoka. et al., EPL, 113 (2016) 62001

*Shintaro Hirano[2], Junichi Kaneko[1], Takehiro Shimaoka[2], Hiroaki Shimmyo[2], Masakatsu Tsubota[1], Akiyoshi Chayahara[3], Yoshiaki Mokuno[3], Hitoshi Umezawa[3]
[1]Faculty of Engineering, Hokkaido University, [2]Graduate School of Engineering, Hokkaido University, [3]National Institute of Advanced Industrial Science and Technology (AIST)

BGaN 半導体材料を用いた新規熱中性子検出器の提案と開発

Proposal and research of a novel neutron semiconductor detector using BGaN semiconductor materials

*中野 貴之[1]，望月 健[1]，中村 匠[1]，有川 卓弥[1]，中川 央也[1]，宇佐美 茂佳[2]，
本田 善央[3]，天野 浩[3.4]，小島 一信[5]，秩父 重英[5.3]，三村 秀典[6]，井上 翼[1]，青木 徹[6]
[1]静岡大院，[2]名古屋大院，[3]名古屋大 IMaSS，[4]赤崎リサーチセンター，
[5]東北大多元研，[6]静岡大電研

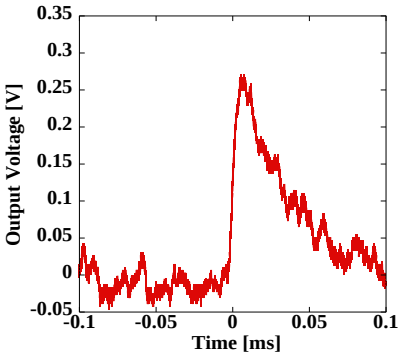
新規熱中性子検出器として、BGaN 半導体材料を用いた半導体検出器を提案している。提案する BGaN 熱中性子検出器は、有感層領域で熱中性子捕獲と信号検出を行う新しい概念の熱中性子検出器である。本研究では、デバイス作製と提案内容の実証実験を実施した。

キーワード：熱中性子検出器、半導体検出器、III 族窒化物半導体、BGaN、ダイオード

1. 緒言　従来の熱中性子検出器である ^{3}He ガス計数管は、近年の He 枯渇問題により安定供給が困難になっている。我々は熱中性子捕獲断面積が大きい B 原子に着目し、B 原子を半導体材料として含有する BGaN を熱中性子半導体検出器として提案している。これまでに、BGaN 結晶を用いたショットキーダイオードを作製し、熱中性子検出を実現している[1]。しかし、30nm 程度の非常に薄い有感層領域であったため、検出頻度や検出エネルギーの評価などが困難であった。本研究では、BGaN 結晶成長技術の開発により、十分な有感層領域を持った BGaN 縦型ダイオード作製を実現し、放射線検出特性を評価したので報告する。

2. 実験方法　BGaN 結晶成長には、有機金属気相エキタピシー(MOVPE)法を用いた。B、Ga 有機金属原料および N 原料には、トリメチルボロン[TMB, $(CH_3)_3B$]、トリメチルガリウム[TMGa, $(CH_3)_3Ga$]と NH_3 をそれぞれ用いた。p 型 GaN テンプレート基板上に BGaN 層(2 μm)を成長後、コンタクト層として GaN 層(10nm)を成長した。作製した基板に電極形成を行い、BGaN 縦型ダイオードを作製した。本デバイスを用いて放射線照射実験を行い、縦型 BGaN ダイオードの放射線検出特性を評価した。

3. 結果および考察　BGaN 縦型ダイオードを用いて、α線(1.5MeV)照射実験と熱中性子照射実験を実施した。α線照射実験により得られたパルス信号を GaN pin ダイオードを用いた場合と比較したところ、立ち上がり時間は同程度であったが、波高値は約 35%となった。BGaN が GaN に比べて欠陥密度が高く、移動度も低いため検出効率が減少しているが縦型ダイオード構造でα線を検出可能であることを示した。更に、中性子照射実験によって、図に示すパルス信号を検出した。中性子検出信号の波高値がα線検出信号の波高値と同程度であったことから、中性子検出は B(n, α)Li 反応によるα線を検出していることを示している。これらの結果は、BGaN 縦型ダイオードの作製により、熱中性子捕獲と壊変α線の検出を同一有感層内で検出したことを示しており、エネルギー弁別により n/γ比の高い熱中性子検出器の実現が可能であることを示唆した。



図、BGaN 縦型ダイオードを用いて得られた熱中性子捕獲信号

謝辞　本研究の一部は科研費補助金(基盤研究(B):16H03899)、中部電力安全技術研究所研究助成および物質・デバイス領域共同研究拠点・アライアンス「CORE ラボ」の支援により行われた。

参考文献　[1] K. Atsumi, Y. Inoue, H. Mimura, T. Aoki, T. Nakano, APL Mater. **2** 032106 (2014)

*Takayuki Nakano[1], Ken Mochizuki[1], Takumi Nakamura[1], Takuya Arikawa[1], Hisaya Nakagawa[1], Shigeyoshi Usami[2], Yoshio Honda[3], Hiroshi Amano[3.4], Kazunobu Kojima[5], Shigefusa F. Chichibu[5.3], Hidenori Mimura6, Yoku Inoue[1], Toru Aoki[6]
[1]Shizuoka Univ., [2]Nagoya Univ., [3]IMaSS, Nagoya Univ., [4]Akasaki Research Center, [5]IMRAM, Tohoku Univ., [6]R.I.E. Shizuoka Univ.

非破壊検査装置への応用を目指した臭化タリウム（TlBr）検出器の基礎特性評価 その２

Basic evaluation of thallium bromide (TlBr) detectors for non-distractive testing (2)

*高坂 充[1,2]，人見 啓太朗[1]，長野 宣道[1]，金 聖潤[1]，伊藤 辰也[1]，木村 乃久[1,2]，砂庭 広季[1,2]，
[1]東北大学，[2]日本原燃㈱

再処理施設では、設備の製造時に生じた微小内部欠陥による漏えい事象や設備の経年変化による減肉などが顕在化してきており、これら問題に対し、未然防止や適切な維持管理を行うため、内部欠陥の検出精度が高く、狭隘部が多い現場で取り扱いが柔軟可能な小型・軽量の放射線透過試験装置の必要性が高まってきている。本研究では、再処理施設の機器で多く使用されているステンレス鋼配管を被写体として用い、放射線透過試験装置への応用を目指した臭化タリウム（TlBr）検出器の基礎特性評価を行なった。

キーワード：臭化タリウム（TlBr），非破壊検査，放射線透過試験，再処理施設

1. 緒言

これまで、弁体などの厚肉部からの漏えい事象や保温材下配管の経年変化による減肉事象等を経験している。これらは、施設の特徴から狭隘部に設置されている場合が多く、その機器は数千にも及んでいる。

このことから、現場で取り扱いが柔軟な小型・軽量で、且つ、厚肉部にも適用可能な透過力の高い高エネルギーガンマ線による放射線透過試験の必要性が高まってきている。

また、これらが実現可能となれば、作業の効率化、品質の高い検査の実施及び検査費用軽減の改善にも繋がって行くことになる。

本研究では、ガンマ線検出効率が高く、検出器の半導体の結晶を小さく容易に育成でき、低コストでの製作が可能な臭化タリウム（TlBr）に着目し、放射線透過試験装置への応用を目指した TlBr 検出器の基礎特性評価を進めている。

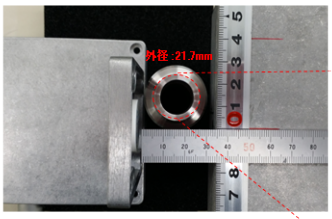
2. 実験

単一センサーによる TlBr 検出器の応答特性確認として、137Cs 密封線源と TlBr 検出器の間に被写体を置き、検出器を 1mm 間隔で一方向に移動させ一次元透過像の確認を行なった。

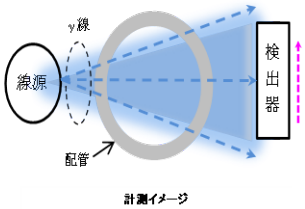
3. 考察・結論

図 1 に被写体を計測したプロファイルを示す。得られた一次元透過像より、ガンマ線吸収分布が被写体の形状と整合することを確認した。

また、本 TlBr 検出器の応答特性を確認できた。



線源、被写体、検出器



計測イメージ

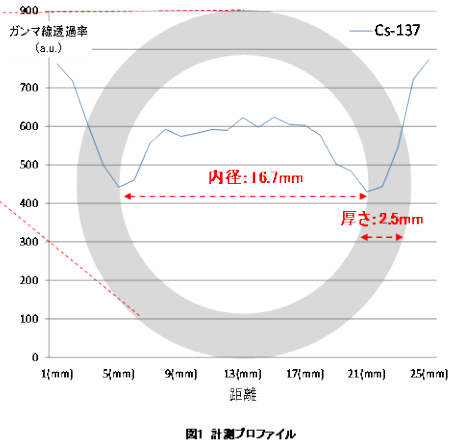


図1 計測プロファイル

計測イメージ　　図１　被写体 計測プロファイル

*Makoto Kosaka[1,2], Keitaro Hitomi[1], Nobumichi Nagano[1], Seong Yun Kim[1], Tatsuya Ito[1], Norihisa Kimura[1,2], Hiroki Sunaba[1,2]
[1]Tohoku Univ., [2]Japan Nuclear Fuel Limited.

格納容器内部調査向け小型線量計の開発

Development of a compact dosimeter for investigation inside primary containment vessel

*上野 克宜[1]，田所 孝広[1]，福本 拓也[1]，岡田 聡[1]，村井 洋一[2]

[1]日立 GE，[2]国際廃炉研究開発機構

福島第一原子力発電所 (1F) の原子炉格納容器 (PCV) 内部調査向けに Nd:YAG を光ファイバ先端に搭載した小型線量計を開発した。0.01 Gy/h～8.8 kGy/h での線量率線形性と、照射エネルギー160 keV～1250 keV で応答比が-4 %～+12 %で安定することを確認し、2017 年 3 月に実施した 1 号機内部調査に適用した。

キーワード：福島第一原子力発電所、格納容器、調査、線量計、光ファイバ、Nd:YAG**、小型**

1. 背景及び目的

1F 廃止措置に向けて PCV 内部の調査が進められている。2017 年 3 月に 1 号機で実施された調査では、自走式調査装置を用いて、走行面のグレーチング隙間から線量計及びカメラを搭載したセンサユニットを PCV 地下階に降下させ、線量と映像を取得した[1]。グレーチングの隙間を通過させるには、センサユニット外寸を直径 20 mm×長さ 40 mm 以下にする必要があった。そこで、小型の Nd:YAG を光ファイバ先端に集積した小型線量計を開発し、その性能を評価した。

2. 小型線量計の概要

図 1 にセンサユニット概念図を示す。直径 2 mm×長さ 2 mm の Nd:YAG を中心部に設置し、光ファイバに接続する。Nd^{3+}のエネルギー遷移に伴う蛍光 (発光波長 1064 nm) を光ファイバで伝送する。伝送された光子を、光電子増倍管を用いて単一光子計数法で計数し、線量率に換算する。

3. 性能評価試験及び PCV 地下階での線量率分布測定

小型線量計の線量率線形性とエネルギー依存性を評価した。^{60}Co 線源で線量計を照射し、図 2 に示すように、0.01 Gy/h～8.8 kGy/h の範囲で線量率線形性を確認した。また、複数の X 線源及びγ線源で線量計を照射し、662 keV を基準とする計数率比を取得し、エネルギー依存性を評価した。照射エネルギー160 keV～1250 keV において、応答比が-4 %～+12 %で安定することを確認した。この小型線量計を用いて 1 号機内部調査を実施し、計 10 箇所の降下位置の最下点で 1.5 Gy/h～11 Gy/h を測定した[1]。

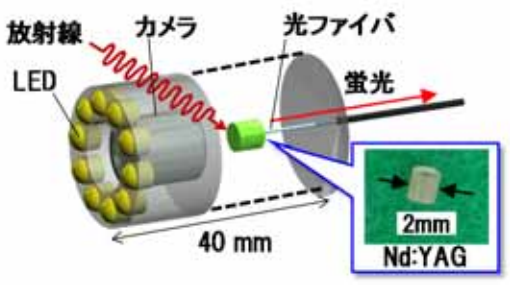


図 1　センサユニット概念図

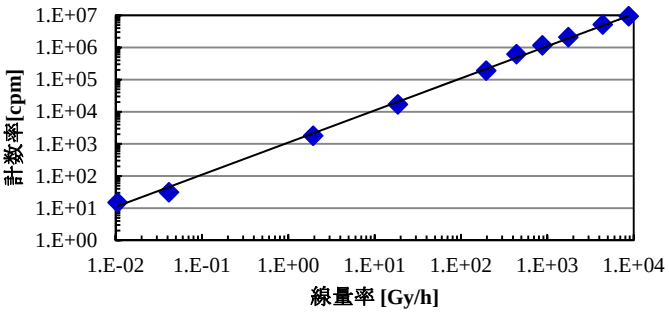


図 2　計数率の線量率依存性測定結果

参考文献

[1] 報道配布資料：1 号機原子炉格納容器内部調査について；東京電力ホールディングス株式会社 (2017 年 3 月 27 日)

謝辞：本事業は「廃炉・汚染水対策事業費補助金（原子炉格納容器内部調査技術の開発）」として実施したものである。

*Katsunori Ueno[1], Takahiro Tadokoro[1], Takuya Fukumoto[1], Satoshi Okada[1], and Yoichi Murai[2]

[1]Hitachi GE Nuclear Energy Ltd., [2]International Research Institute for Nuclear Decommissioning

KTN 誘電体温度計を用いたマイクロカロリーメータによるアルファ線検出

Alpha Ray Detection by Using Dielectric Microcalorimeter with KTN Dielectric Thermosensor

*善本　翔大[1]，前畑　京介[1]，伊豫本　直子[1]，満田　和久[2]，山崎　典子[2]
[1]九州大学大学院工学府，[2]宇宙航空研究開発機構

一部の特殊な誘電体は極低温領域において，誘電率が温度依存性を示す．このような誘電体を温度計として利用した新しい検出原理によるマイクロカロリーメータの動作をアルファ線照射により実証した．

キーワード：マイクロカロリーメータ，量子強誘電体

1. 諸言

優れたエネルギー分解能を有する放射線検出器として，1 K 以下の極低温領域で動作するマイクロカロリーメータの開発が進められている．数 10 K の転移温度以下で一定の高い誘電率を有する量子常誘電体の一部は，適当な不純物添加等により，量子強誘電体へと転移することが報告されている．量子強誘電体では転移温度以下で誘電率が温度依存性を示す．量子強誘電体をマイクロカロリーメータの温度計として利用できれば，複雑な読み出し回路や磁気遮蔽を必要とせず，検出器動作時にジュール熱を生じない高分解能マイクロカロリーメータが実現できることが期待される．

2. KTN 誘電体温度計

量子強誘電体である $KTa_{0.99}Nb_{0.01}O_3$（KTN）を用いた誘電体温度計を試作した．KTN 温度計は大きさが 1×2×0.2 mm^3 の KTN の両面に厚さ 0.2 μm の 2 枚の金電極を蒸着したキャパシタ構造をしている．希釈冷凍機を利用して冷却し，四端子対法を基にした測定法により，図 1 に示す，極低温領域における静電容量の詳細な温度依存性を明らかにした．極低温領域において約 1 pF/K の温度感度を示し，マイクロカロリーメータの温度計として利用が期待できる結果を得た．

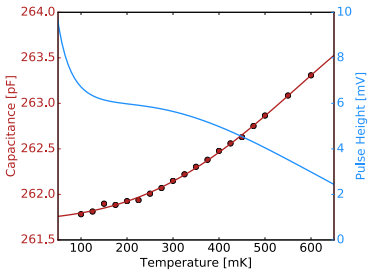


図 1 静電容量の温度依存性

3. KTN 誘電体マイクロカロリーメータ

図 2 に示すように KTN 温度計を用いた誘電体マイクロカロリーメータを試作し，Am 線源から放出される 5.5 MeV のアルファ線を照射した．KTN 温度計の熱的および電気的な配線には，直径 50 μm の銅線と導電性カーボンペーストを用いた．マイクロカロリーメータを動作温度 100 mK に保持し，バイアス電圧-7 V を印加して駆動した際のアルファ線検出信号パルスを図 3 に示す．アルファ線を，立ち上がり時間約 30 μs，検出信号パルス波高値 6 mV の信号パルスとして検出し，誘電体マイクロカロリーメータの動作を実証することに成功した．しかしながら，信号パルスは周波数帯域 50 kHz 程度，振幅約 5 mV のノイズを含み，信号ノイズ比が非常に小さいため，今後，信号ノイズ比の改善を目指す．

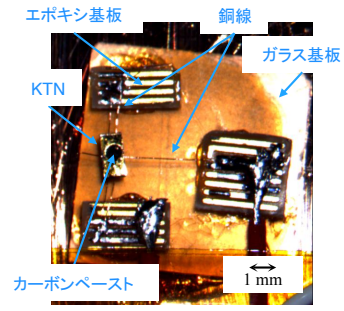


図 2 誘電体マイクロカロリーメータ

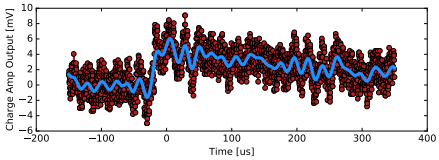


図 3 アルファ線検出電圧パルス

*Shota YOSHIMOTO[1], Keisuke MAEHATA[1], Naoko IYOMOTO[1], Kazuhisa MITSUDA[2], Noriko YAMASAKI[2]
[1]KYUSHU Univ., [2]Japan Aerospace Exploration Agency

有機半導体放射線検出器の特性評価と応用検討

Characteristic Evaluation and Application Study of Organic Radiation Detector

*鋪田嚴[1]，高田英治[1]，今井英之[1]，茶木智勝[1]，錦戸文彦[2]，中茂樹[3]，岡田裕之[3]，岩瀬広[4]
[1]富山高専, [2]量研機構, [3]富山大学, [4]高エネルギー加速器研究機構

有機フォトダイオードを用いる放射線検出器(ORD)において、有感部面積が小さいほど、X 線照射時の単位面積当たりの電流出力が大きい現象について、インピーダンス測定等を通じて原因を検討した。また複数の ORD による測定結果からエネルギー計測を行うことを目指し、基礎的な検討を行った。

キーワード：放射線計測、有機フォトダイオード、プラスチックシンチレータ、X 線、エネルギー測定

1. 緒言

軽い元素で構成される ORD により、画像下治療(IVR)の際に撮影結果への影響が小さい状態で被曝量測定を行うことが期待される。本研究では、X 線照射時の発生電流量の向上を目指すとともに、異なる遮蔽材と複数の ORD を併用し、アンフォールディング法によってエネルギー測定を行う可能性を検討した。

2. 素子の製作

厚さ 1mm、大きさ 10mm 角のプラスチックシンチレータ(SAINT-GOBAIN:BC-408)上に、インクジェット法 (IJ) およびスピンコート法 (SC) を用いてそれぞれ ORD を作製した。素子構造は Al/PCBM:P3HT/PEDOT:PSS/IZO とし、有感部面積は、1mm^2、4mm^2、9mm^{2}とした。

3.実験および結果

白色 X 線発生装置(GE:ERESCO 160MF4_R)を用い、加速電圧 50kV、管電流 5mA として X 線照射実験を行った。また、インピーダンスアナライザ(IM3570)を用いて素子の特性評価を行った。有感部面積の減少とともに、キャパシタンス成分は小さくなり単位面積当たりの X 線誘起電流が大きくなることが分かった(Fig.1)。これは、フォトダイオードの等価回路における並列キャパシタンス成分が小さいほど、バイパスされる電流が減少するため外部への電流出力が大きくなったものと考えられる。

一方、KEK PF における単色 X 線照射時の電流発生量と、EGS5 によって計算された各 X 線エネルギーでの ORD へのエネルギー付与量を比較した。遮蔽材としてアクリルを用いた結果を示す。エネルギー依存性(Fig.2)および X 線強度依存性が、実験と計算で同様の傾向を示すことが分かり、アンフォールディングで使用する応答関数の評価に、シミュレーションを併用できる可能性が示された。しかし、いくつかの条件で測定結果と計算結果がずれた結果が得られており、今後、その原因の特定を行う予定である。

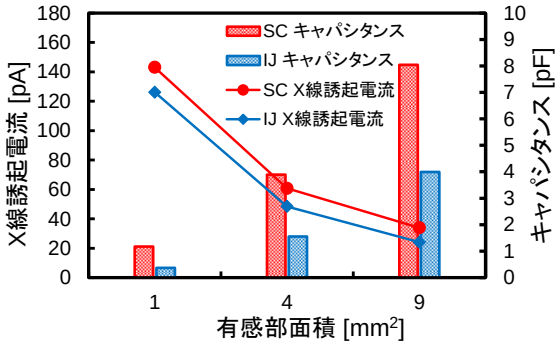


Fig.1 単位面積当たりの X 線誘起電流とキャパシタンス成分(周波数: 10Hz)

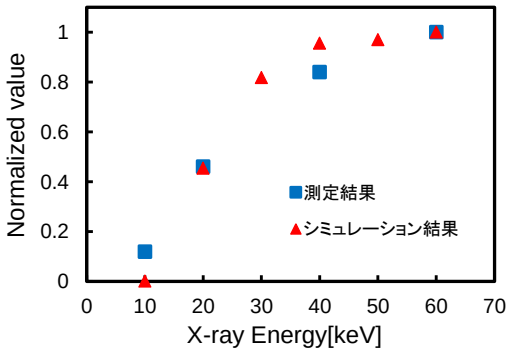


Fig.2 アクリルを遮蔽材として用いた場合の X 線エネルギーと発生電流の関係

*Gen Shikida[1], Eiji Takada[1], Hideyuki Imai[1], Toshimasa Chaki[1], Fumihiko Nishikido[2] , Shigeki Naka[3], Hiroyuki Okada[3], Hiroshi Iwase[4]
[1]Nat. Inst. of Tech., Toyama College., [2]Nat. Inst. for Quantum and Radiological Sci. and Tech.., [3]Univ. of Toyama., [4]KEK.

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：202-2 Radiation Physics, Radiation Detection and Measurement

Thu. Sep 14, 2017 5:25 PM - 6:30 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 8:25 AM - 9:30 AM UTC | Room L N302 - N Block

[2L20-23] Pu-solution monitoring

Chair:Yasushi Nauchi (CRIEPI)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[2L20] Feasibility Study of Technology for Pu Solution Monitoring including FP
(1)Overview

*Megumi Sekine[1], Satoshi Suzuki[2], Takuya Matsuki[1], Koichi Tsutagi[1], Masafumi Tanigawa[1], Koichi Ishiyama[1], Hironobu Nakamura[1], Hirofumi Tomikawa[1] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. E&E Techno Service Co.,Ltd)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[2L21] Feasibility Study of Technology for Pu Solution Monitoring including FP
(2)Dose Rate Distribution Measurement Test inside the cell storing HAW tank

*Hayate Tokoro[1], Satoshi Suzuki[2], Ryuta Miyoshi[1], Yasuhiro Sakurai[1], Takuya Matuki[1], Koichi Tsutagi[1], Megumi Sekine[1], Yasuyuki Shimizu[1], Hironobu Nakamura[1] (1. JAEA, 2. E&E Techno Service Co.,Ltd)

5:55 PM - 6:10 PM JST | 8:55 AM - 9:10 AM UTC

[2L22] Feasibility Study of Technology for Pu Solution Monitoring including FP
(3)Result of Gamma-ray Dose Rate Measurement inside the Cell

Sekine Megumi[1], *SUZUKI SATOSHI[2], Tokoro Hayate[1], Sakurai Yasuhiro[1], Miyoshi Ryuta[1], Matsuki Takuya[1], Yasuda Takeshi[1], Tsutagi Koichi[1], Nakamura Hironobu[1], Tomikawa Hirofumi[1] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. E&E Techno Service Co.,Ltd)

6:10 PM - 6:25 PM JST | 9:10 AM - 9:25 AM UTC

[2L23] Feasibility Study of Technology for Pu Solution Monitoring including FP
(4)Comparison between Dose Rate Measurement Result and Simulation Result

*Takuya Matsuki[1], Naoki Nishida[1], Kazushi Horigome[1], Megumi Sekine[1], Takahiko Kitao[1], Hironobu Nakamura[1] (1. JAEA)

6:25 PM - 6:30 PM JST | 9:25 AM - 9:30 AM UTC

Time reserved for Chair

FP を含む Pu 溶液のモニタリング技術に係る適用性調査研究
(1) 概要

Feasibility Study of Technology for Pu Solution Monitoring including FP

(1) Overview

*関根　恵[1], 鈴木　敏[2], 松木 拓也[1], 蔦木　浩一[1],
谷川　聖史[1], 石山　港一[1], 中村　仁宣[1] 富川　裕文[1]
[1]日本原子力研究開発機構, [2](株)E&E テクノサービス

再処理施設におけるより効果的・効率的な保障措置に資するため、これまで技術的困難さから課題であった核分裂生成物(FP)を含む溶液中の Pu をモニタリングするための適用性調査研究を実施している。本報では、研究開発計画及びセル外壁における放射線測定結果について報告する。

キーワード：高放射性廃液，再処理施設，MCNP シミュレーション，プルトニウム，モニタリング

1. 緒言

再処理施設等に保管されている FP を含む溶液中の Pu を、非破壊で連続的にモニタリングするための技術開発を東海再処理施設の高放射性廃液（HAW）を対象に実施している。

2. 研究開発計画

本研究は、米国エネルギー省(DOE)ロスアラモス国立研究所(LANL)との共同研究であり、図 1 に研究開発のイメージを示す。第 1 段階では、簡便な方法で定性的な評価が可能か確認するため、HAW の組成調査及びコンクリートセル外における放射線調査を実施した。第 2 段階では、セル内用放射線測定器の設計、測定器の設置位置の検討のための放射線輸送計算コード計算モデルの最適化等に必要なセル内の線量率分布を測定した。第 3 段階では、それまでの結果を基に設計・製作したセル内用放射線(ガンマ線・中性子線)測定器を用いて Pu モニタリングに適用可能な放射線を調査し、最終段階として、それら放射線の Pu モニタリングへの適用性を評価する。

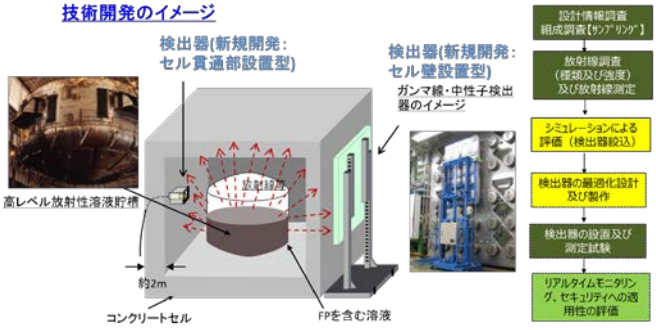


図 1 研究開発のイメージと全体計画

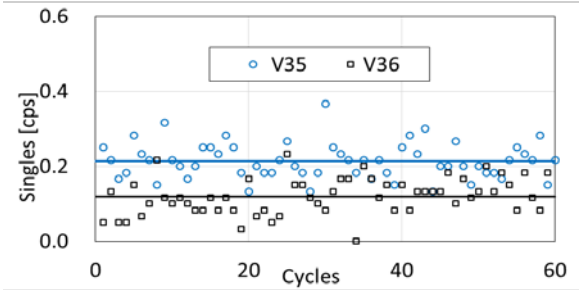


図 2 対象貯槽(V35) と 硝酸のみの貯槽(V36)の中性子測定結果

3. セル外壁における放射線測定結果

Ge 半導体検出器を用いてガンマ線、He-3 検出器を用いて中性子線を対象貯槽(V35)及び BG として硝酸溶液を保有している貯槽(V36)のセル外壁にて測定した。ガンマ線は、バックグランド(BG)と同様の結果であったが、中性子線については、図 2 のように BG として測定した貯槽(V36)より、対象貯槽(V35)の方が高計数率を示した。しかしながらこの結果は、支配的な中性子発生源である Cm-244 と比較をするためには計数率が低いため、次の段階としてセル内における放射線測定が必要であることが分かった。

謝辞　本技術開発は、文部科学省「核セキュリティ強化等推進事業費補助金」事業の一部である。

*Megumi Sekine[1], Satoshi Suzuki[2], Takuya Matsuki[1], Koichi Tsutagi[1], Masafumi Tanigawa[1], Koichi Ishiyama[1], Hironobu Nakamura[1], Hirofumi Tomikawa[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]E&E Techno Service Co.,Ltd

FP を含む Pu 溶液のモニタリング技術に係る適用性調査研究
(2)高放射性廃液貯槽セル内の線量率分布測定試験

Feasibility Study of Technology for Pu Solution Monitoring including FP
(2) Dose Rate Distribution Measurement Test inside the cell storing HAW tank

*所　颯[1]，鈴木　敏[2]，三好　竜太[1]，桜井　康博[1]，松木　拓也[1]，
蔦木　浩一[1]，関根　恵[1]，清水　靖之[1]，中村　仁宣[1]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]株式会社 E&E テクノサービス

東海再処理施設の高放射性廃液貯槽セル内の線量率は、セル内点検用のガイドチューブを介し、新たに設計・製作した点検装置を用いて測定する。ガイドチューブを利用した線量率分布測定をはじめて実施することから、モックアップにより挿入可能を確認した点検装置を用いて、作業の安全性・操作性及び線量計の挿入距離に対する測定位置の関係を確認し、実機においてセル内線量率分布測定試験を実施した。
キーワード：高放射性廃液，高線量率測定，再処理施設，モックアップ

1. 緒言　東海再処理施設の高放射性廃液（HAW）貯槽（total-γ約 1×10^{17} Bq）を設置しているセル内には、点検用のガイドチューブを複数（図１）設置しており、光ファイバー等を用いた溶接線の確認等、セル内塔槽類の健全性確認等に活用できる。本試験では、高線量率であり、内部の状態を直接確認することができない HAW 貯槽セル内のガイドチューブを介した線量率分布測定を試みるにあたり、モックアップにより挿入可能を確認した点検装置を用いて作業の安全性等を確認し、実機において線量率分布を測定した。その結果、高線量率な HAW 貯槽セル内の線量率分布をはじめて取得することができた。

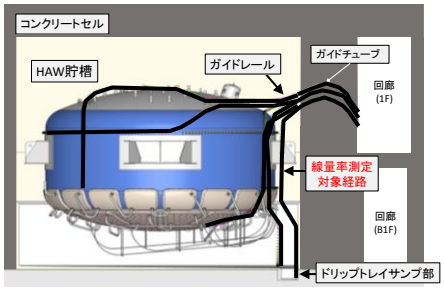


図１．セル内の点検経路

2. モックアップ試験と線量率分布測定試験　新たに開発した線量計を装備する点検装置（図 2）が適切にセル内に挿入されることを確認するため、ガイドチューブを模擬した実機大のモックアップ装置を製作した。同点検装置をモックアップ装置に挿入することにより、作業の安全性及び挿入距離に対する測定位置の関係を確認した。実機においては、さらに光ファイバーを取付けた点検装置を用いて、設計情報からセル内の位置関係が既知なセル内機器の映像（図 3）を基に、点検装置の挿入距離に対する位置の関係を把握した。その後、同点検装置を用いて、HAW 貯槽セル内の線量率測定を実施し、測定対象経路の線量率分布（貯槽から約 1.6 m 離れた位置の垂直方向の線量率分布）をはじめて明らかにした（図 4）。

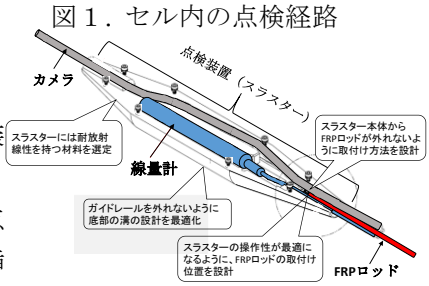
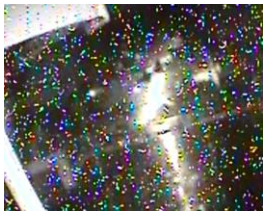


図 2. 開発した点検装置


図 3. セル内映像（HAW 貯槽）

3. 結果及び今後の展開　本試験により、高線量率で人が入域できない HAW 貯槽セル内の映像や線量率分布をはじめて取得することができた。セル内の状態を観察可能なセル内の観察技術は、線量計の位置を特定することによる線量率分布の取得だけでなく、今後の HAW 貯槽の健全性確認にも繋がる非常に有用なものであると共に、高線量下での照射にも応用が可能である。今後、得られたセル内の線量率分布を基に、Pu モニタリングに適用可能であるセル内の放射線が測定可能な測定器の設計を実施していく。

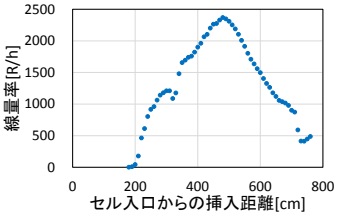


図 4. セル内の線量率分布

謝辞　本技術開発は、文部科学省「核セキュリティ強化等推進事業費補助金」事業の一部である。

* Tokoro Hayate[1], Suzuki Satoshi[2], Miyoshi Ryuta[1], Sakurai Yasuhiro[1], Takuya Matsuki[1], Tsutagi Koichi[1], Sekine Megumi[1], Shimizu Yasuyuki[1] and Nakamura Hironobu[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]E&E Techno Service Co.Ltd

FP を含む Pu 溶液のモニタリング技術に係る適用性調査研究
（3）セル内ガンマ線線量率分布測定結果

Feasibility Study of Technology for Pu Solution Monitoring including FP
(3)Result of Gamma-ray Dose Rate Measurement inside the Cell

関根　恵[1]，*鈴木　敏[2]，所　颯[1]，桜井　康博[1]，三好　竜太[1]
松木　拓也[1]，安田　猛[1]，蔦木　浩一[1]，中村　仁宣[1]，富川　裕文[1]
[1]日本原子力研究開発機構，[2](株)E&E テクノサービス

東海再処理施設の高放射性廃液（HAW）の Pu モニタリング技術開発おいて必要となる放射線測定器の設計、設置位置検討に必要な計算モデルの最適化等のために行った、線量計（イオンチェンバー：IC）の校正、IC によるガンマ線線量率分布結果の考察及びモニタリングへの適用性等について検討した。
キーワード：高放射性廃液、高線量率測定、再処理施設、モニタリング

1. 諸言　Pu モニタリングに適用する測定器の設計、設置位置の検討等に必要な計算モデルの最適化に資するため、HAW 貯槽セル内の点検用レール上のガンマ線線量率を IC を用いて測定した。本件では、IC 校正、セル内線量率分布測定結果の考察及びモニタリングへの適用性等について報告する。

2. 測定方法　IC 校正は、主要な核種である ^{137}Cs 線源を用いて、ガンマ線線量率※と出力電流値の関係を取得した（図 1）。線量率分布測定は、レール終端部付近まで IC を収納したモックアップにより最適化した点検装置を挿入し、入口まで 10 cm 毎に実施した。また、ガンマ線線量率によるモニタリング機能の測定位置依存性を確認するため、HAW 貯槽の上部、中部及び底部において、ガンマ線線量率の時間変化を測定した。Pu 溶液については、事前に実施した HAW 組成分析において、主要なガンマ線放出核種が ^{137}Cs であること、また、アラニン線量計により貯槽近傍のガンマ線線量率が約 120 Sv/h であることを確認し、さらに点検用レールに設置されているガイドリング間隔が 10 cm であることから、1,000 Sv/h まで測定可能で、リング間に設置し測定可能な検出有効長が約 9 cm の IC を選定した。

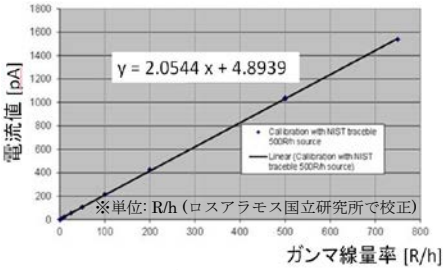


図 1　ガンマ線量率と電流値の関係

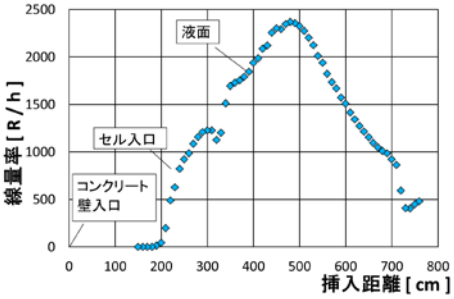


図 2　線量率分布測定の結果

3. 結果及び今後の展開　ガンマ線線量率分布の測定結果を図 2 に示す。液面より約 90 cm 下方の位置を最大値（約 2,400 R/h）とする上に凸の線量率分布が得られた。また、液面変動に連動した線量率の変化が得られたことから、ガンマ線量率によるモニタリング機能の可能性を確認した（図 3）。これら線量率測定結果は、IC の校正及び線量率等の事前調査を踏まえた有効なデータである。今後、シミュレーション結果と比較し計算モデルの最適化、ガンマ線線量率によるモニタリングの最適条件等を検討していく。



図 3　線量率の時間変化

謝辞　本技術開発は、文部科学省「核セキュリティ強化等推進事業費補助金」事業の一部である。

Megumi Sekine[1], *Satoshi Suzuki[2], Hayate Tokoro[1], Yasuhiro Sakurai[1], Ryuta Miyoshi[1], Takuya Matsuki[1], Takeshi Yasuda[1], Koichi Tsutagi[1], Hironobu Nakamura[1] and Hirofumi Tomikawa[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]E&E Techno Service Co.,Ltd

FP を含む Pu 溶液のモニタリング技術に係る適用性調査研究
(4) セル内ガンマ線量分布測定結果とシミュレーション結果との比較

Feasibility Study of Technology for Pu Solution Monitoring including FP
(4)Comparison between Dose Rate Measurement Result and Simulation Result

*松木 拓也[1]，西田 直樹[1]，堀籠 和志[1]，関根 恵[1]，北尾 貴彦[1]，中村 仁宣[1]
[1]日本原子力研究開発機構

東海再処理施設の高放射性廃液中の Pu 量をモニタリング可能な測定器の設計及び設置位置の検討に資するため、セル内の放射線分布を再現可能なシミュレーションモデルを作成している。HAW 貯槽セル内の線量率分布の計算結果と、実際の線量率測定結果を比較し、シミュレーションモデルの妥当性を評価した。
キーワード：高放射性廃液，再処理施設，MCNP シミュレーション，線量計算

1. 緒言　セル内の高線量率な環境下で Pu 及び FP を含む高放射性廃液(HAW)を貯蔵する貯槽内の Pu 量の測定とモニタリングが可能な測定器（ガンマ線スペクトル及び中性子）の設計及び適切な測定器の設置位置の検討に向けて、セル内の放射線分布を再現可能なシミュレーションを実施している（図 1)。HAW 溶液の組成調査結果を基に評価した線源（ガンマ線・中性子）を入力とする放射線輸送計算コード（MCNP）の簡易モデルを作成し、セル内の放射線分布を計算した。その結果を実測した放射線分布と比較し、構造材の適切な反映等、実際にシミュレーションモデルを適用可能とするための改良点を明らかにするとともに、改良モデルによるシミュレーションを実施した。

2. シミュレーション方法　簡易モデルにおいては、HAW、HAW 貯槽、コンクリートセル及びガイドチューブの各機器を配置した。HAW から放出される線源（ガンマ線源、中性子線源）としては、実際の HAW 溶液を分析により得られた組成（U, Pu, FP, MA 等）及びガンマ線スペクトルから計算により評価したものを用いた。線量率測定時の測定器設置位置のフラックス及び線量計検出部（窒素ガス）の吸収線量率は MCNP シミュレーション（PHITS ver2.86）により計算した。

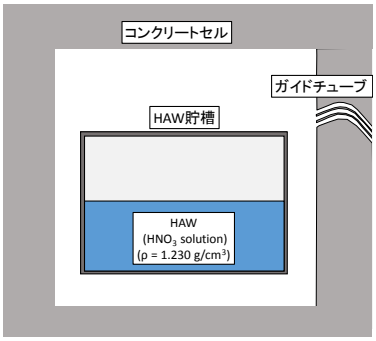


図. 1 シミュレーションモデル

3. 計算結果及び考察　線量率分布計算結果及び実際の線量率分布測定結果を図 2 に示す。計算によるセル内の線量率分布の傾向はセル入口に近い方に差異が生じ遠い方が合っている。計算結果と測定結果の差やセル下部（挿入距離 500 cm～）の線量率の低さを評価した結果、貯槽下部の冷却ジャケット等を考慮した遮へい厚さをシミュレーションモデルに適切に反映する必要があることが分かった。今後は、線源となる HAW 組成の再評価を行うとともに、冷却ジャケット等による遮へいを考慮したガンマ線の減衰が反映されるようシミュレーションモデルを改良していく。

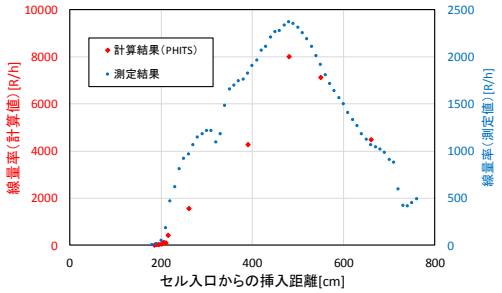


図 2. 線量率分布測定結果と計算結果の比較

謝辞　本技術開発は、文部科学省「核セキュリティ強化等推進事業費補助金」事業の一部である。

*Takuya Matsuki[1], Nishida Naoki[1], Horigome Kazushi[1], Sekine Megumi[1], Kitao Takahiko[1] and Nakamura Hironobu[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：201-1 Nuclear Physics, Nuclear Data Measurement/Evaluation/Validation, Nuclear Reaction Technology

Thu. Sep 14, 2017 9:30 AM - 10:50 AM JST | Thu. Sep 14, 2017 12:30 AM - 1:50 AM UTC | Room M N304 - N Block

[2M01-05] Fission reaction 1

Chair:Osamu Iwamoto (JAEA)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2M01] Evaluation of independent fission yields including the shell correction effects

*Kohsuke Tsubakihara[1], Chikako Ishizuka[1], Shin Okumura[1], Tadashi Yoshida[1], Satoshi Chiba[1] (1. Titech, Laboratory of Advanced Nuclear Energy)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2M02] Fission Probability of Actinide Nuclei Obtained Using ^{18}O-induced Multinucleon Transfer Channels

*kun ratha kean[1], Satoshi Chiba[1], Katsuhisa Nishio[2], Kentaro Hirose[2], Mark Vermeulen[2], Hiroyuki Makii[2], Riccardo Orlandi[2], Kazuaki Tsukada[2] (1. Tokyo Institute of Technology, 2. Japan Atomic Energy Agency)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[2M03] Pairing effects on fission observables with 3D-Langevin calculation using microscopic transport coefficients.

*MARK DENNIS USANG[1,2], FEDIR A. IVANYUK[3], CHIKAKO ISHIZUKA[1], SATOSHI CHIBA[1,4] (1. TOKYO INSTITUTE OF TECHNOLOGY, TOKYO, JAPAN, 2. MALAYSIA NUCLEAR AGENCY, BANGI, JAPAN, 3. INSTITUTE FOR NUCLEAR RESEARCH, KIEV, UKRAINE, 4. ASTRONOMICAL OBSERVATORY OF JAPAN, TOKYO, JAPAN)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[2M04] The charge polarization of ^{236}U fission fragments with the shape-4D Langevin model

*Chikako Ishizuka[1], Marik Usang[1], Satoshi Chiba[1] (1. LANE, IIR, Tokyo Tech)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[2M05] The nuclear friction coefficient derived from Time-Dependent Density Functional Theory

*Takashi Nishikawa[1], Yoritaka Iwata[2,3], Satoshi Chiba[2] (1. Tokyo Institute of Technology,Nuclear Engineering course, 2. Tokyo Institute of Technology,Institute of Innovative Research,Laboratory for Advanced Nuclear Energy, 3. Sibaura Institute of Technology)

10:45 AM - 10:50 AM JST | 1:45 AM - 1:50 AM UTC

Time reserved for Chair

原子核の殻構造に由来する効果を取り入れた核分裂収率の評価

Evaluation of independent fission yields including the shell correction effects

*椿原 康介[1]，石塚 知香子[1]，奥村 森[1]，吉田 正[1]，千葉 敏[1]

[1]東京工業大学 先導原子力研究所

実験データが豊富ではない LLFP 核種の収率を評価することは高速炉における燃焼計算の高精度化や、そこでの LLFP 核変換を考える際に非常に重要である。本発表では理論計算によって見積もられた殻補正や荷電偏極、即発中性子多重度等を基に、LLFP に関する質量領域を含めた核分裂収率を評価した結果を報告する。

キーワード：核分裂，LLFP，独立収率，殻補正，荷電偏極，即発中性子

1. 緒言

実験データが豊富ではない LLFP 核種の収率を評価する上で、原子核理論から導かれる知見に基づくことは重要である。また現状、高速炉の中での燃焼を模擬する場合、ウラン以外の燃料となる核分裂性物質に関し、必要とされるエネルギー領域や質量数領域において実験データが十分であるとは言えない。こうした問題に対して、我々は理論的に計算された殻補正$\Delta E_{\mathrm{shell}}$やそれから導き出される準位密度を基に、核分裂における独立収率、特に核分裂生成物の質量数や荷電数に見られる偶奇性を中心に評価することを試みる。

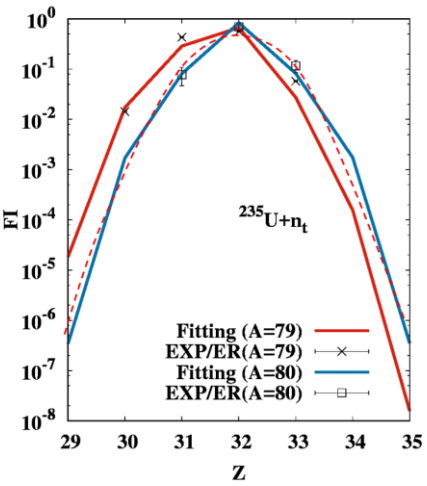
2. 手法

2-1. 準位密度

核分裂収率を評価する際に用いる準位密度として Ignatyuk[1]型、つまり$a(A,Z,U)=\tilde{a}(A)\left[1+\frac{\Delta E_{\mathrm{sh}}(A,Z)}{U}(1-\exp(-\gamma U))\right]$を採用する。励起エネルギー$U$として系全体の励起エネルギーを分裂後の核分裂片の準位密度に比例して分配するとすると、分配量は$\frac{U_L}{U_H}=\frac{a(A_L,Z_L,U_L)}{a(A_H,Z_H,U_H)}$という自己無撞着な方程式から決定されることになる。

2-2. 独立収率の評価

核分裂後には Q 値が大きく安定な原子核が生成されやすく、独立収率が高いと考えられるが、逆に準位密度は小さくなる。また、この収率は核子数の偶奇性に影響を受ける。分裂片の質量数が偶数の時、同重体における収率の Z 分布を見ると、偶偶核では収率は高く、奇奇核では低くなる傾向があり、分裂片の質量数が奇数である場合、この偶奇性の効果は小さい。結果、右図中に青線で示した A=80 での Z 分布は赤線で示した A=79 での Z 分布やそれを平行移動した赤破線に比べて鋭くなる。準位密度中のΔE_{sh}もこの偶奇性より決定される。本研究ではこうした独立収率の Z 分布を準位密度や殻補正という点から評価することを試行し、その結果について発表する。



謝辞 本研究は原子力システム研究開発事業の下で文部科学省からの受託事業として東京工業大学が実施した平成 29 年度“高速炉を活用した LLFP 核変換システムの研究開発”の成果である。

参考文献

[1] IAEA, “Handbook for calculations of nuclear reaction data” IAEA-TECDOC 1034 (1998)

*Kohsuke Tsubakihara[1], Chikako Ishizuka[1], Shin Okumura[1], Tadashi Yoshida[1] and Satoshi Chiba[1]

[1]Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology.

Fission Probability of Actinide Nuclei Obtained Using ^{18}O-induced Multi-Nucleon Transfer Channels

*Kun Ratha Kean[1], Satoshi Chiba[1], Katsuhisa Nishio[2], Kentaro Hirose[2], Mark Vermeulen[2], Hiroyuki Makii[2], Riccardo Orlandi[2], Kazuaki Tsukada[2]

[1] Tokyo Institute of Technology, [2]Japan Atomic Energy Agency

Measurement of fission probabilities of several actinide nuclides was carried out at the JAEA tandem accelerator facility using the multi-nucleon transfer channels of ^{18}O+^{238}U, which can be used to determine the fission cross sections as a surrogate of neutron-induced reactions. Results of fission barrier height will be also presented.

Keywords: multi-nucleon transfer reaction, fission probability, fission barrier height

Measurement of neutron-induced fission cross sections for short-lived nuclei is practically impossible due to the lack of available target material. Instead a surrogate reaction technique using transfer or multi-nucleon transfer reactions have been applied to indirectly determine the fission cross sections. Compared to the several attempts using lighter ions such as ^{3,4}He beams, we choose heavy-projectile ^{18}O, which can populate a wide range of compound nuclides in one reaction due to opening many transfer channels [1]. In this work, we have carried out an experiment of the ^{18}O+^{238}U reaction to determine fission probabilities of several nuclides, which is the basis to determine the fission cross sections. Another goal of this measurement is to determine the fission barrier heights systematically.

The experiment was carried out using a 157.5-MeV ^{18}O beam (0.5pnA) from the JAEA tandem accelerator. The beam bombarded the ^{238}U target having thickness of 80μg/cm^2. The ejectile nuclides were identified by a ΔE-E silicon telescope to assign the transfer channel and corresponding compound nuclide. Fission fragments were detected by four multi-wire proportional counters (MWPCs). The obtained spectra showed population of twelve compound nuclides $^{237\text{-}240}$U, $^{239\text{-}242}$Np and $^{241\text{-}244}$Pu. Data analysis of the fission probabilities and fission barrier height analysis is ongoing, and the obtained results will be presented in the meeting.

The work is partially supported by the Comprehensive study of delayed-neutron yields for accurate evaluation of kinetics of high burn-up reactors, by the Ministry of Education, Culture, Sports, Science and Technology of Japan (MEXT) and by MEXT scholarship program for Cambodian students.

References

[1] R. Lèguillon et al., Phys. Lett. B, **761**, 15 (2016).

Pairing effects on fission observable with 3D-Langevin calculation using microscopic transport coefficients.

*Mark Dennis Usang[1,2], Fedir A. Ivanyuk[3], Chikako Ishizuka[1] and Satoshi Chiba[1,4]

[1]Tokyo Institute of Technology, Tokyo, Japan, [2]Malaysia Nuclear Agency, Bangi, Malaysia,

[3]Institute for Nuclear Research, Kiev, Ukraine, [4]Astronomical Observatory of Japan, Tokyo, Japan.

Pairing effects are introduced into the current 3D-Langevin calculation from the pairing correction in potential energy surface and microscopic transport coefficients. We compare the fission observables from the calculation with full pairing effects to the results with pairing effects removed only from the transport coefficient.

Keywords: Nuclear Fission, Pairing Effects, Dynamical Calculation

1. Introduction

In the 3D-Langevin calculations with microscopic transport coefficients [1], the random evolution of the shape for the fissioning nucleus are influenced by the potential surface and its transport coefficients. The microscopic transport coefficients on mention here implies the mass and friction tensor calculated from linear response theory [1-2]. In the current paper, we explore the role of pairing effects in microscopic transport coefficients and how it reflects on fission observables.

2. Preliminary Result

Figure (1) compares the TKE of fission fragments for calculations without pairing effects in the transport coefficients. With full pairing effects, we see a pronounced peak at incident neutron energy of 5 MeV which disappears when the pairing effects are removed from transport coefficients. This is primarily due to the differences in the Coulomb repulsion kinetic energy. Since this Coulomb repulsion kinetic energy are calculated from point charge formula, with the charge calculated from UCD, clearly the differences in TKE are due to the Langevin trajectories traversing towards a different scission configuration.

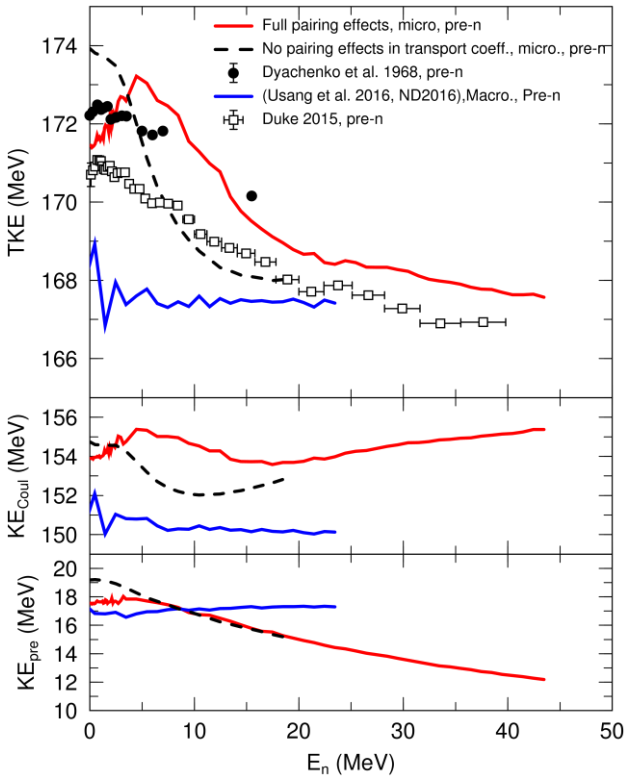


Figure 1: Preliminary results for pairing effects on fission fragments TKE.

References

[1] M. D. Usang, C. Ishizuka, F. A. Ivanyuk, and S. Chiba, Phys. Rev. C **94**, 044602 (2016).

[2] F. A. Ivanyuk, in *Proc. of Int. Conf. on Nucl. Phys."Nuclear shells-50 years".-Singapore: World Scien-tific*, edited by Y. Oganessian and R. Kalpakchieva (2000) pp. 456–465.

[3] H. Hofmann, Phys. Rep. **284**, 137 (1997).

形状 4 次元ランジュバン模型を用いた ^{236}U 核分裂片の荷電偏極

The charge polarization of ^{236}U fission fragments with the shape-4D Langevin model

*石塚 知香子[1]，千葉 敏[1]，マーク　デニス　ウサング[1]

[1]東工大科学技術創成研究院先導原研

核分裂時に電荷がどう分配されるかは長い間議論されてきた課題である。実験的には質量数の関数としての分裂片の最確電荷値は不変電荷分配(UCD)と 0.5 程度ずれていることが知られており、それが遅発中性子放出などに大きな影響を及ぼす。本講演では 4 次元動力学模型を用いて、波動関数から求めた断裂時の荷電分布を直接積分することで荷電偏極を導出する。

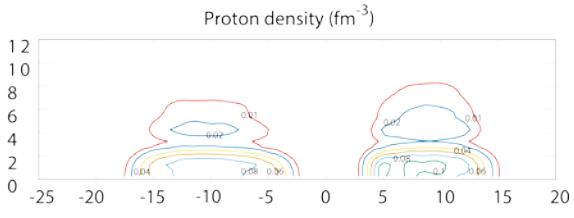
キーワード：核データ，核分裂

1. 緒言

原子核が断裂する際にどのようなアイソトープ分布となるかは長年議論されてきているが、未だに未解決の基礎的な問題である。断裂片の質量数を固定して原子番号の分布を見た場合、正規分布に近い形となることは多くの実験データが示唆しているが、その分布の中心値（電荷最確値）と中性子数の比が核分裂する原子核の対応する比と等しいという仮定 (Unchanged charge distribution; UCD)は僅かに破れており、UCD と電荷最確値との差を荷電偏極と言う。それは大きさとしては 0.5 程度の小さい値であるが、その微妙な差が即発中性子や遅発中性子発生に大きな値を与える事が分かっている。これまで核分裂生成物の分布の評価において、荷電偏極は現象論的な取り扱いがされてきているが、それではデータの存在しない領域核での予測精度は非常に低いことになる。我々はより基礎的な立場から荷電偏極を取り扱う方法を開発し、実際のデータ評価に応用しようと考えている。

2. 計算方法

我々のグループでは低エネルギー核分裂片の質量数分布と全運動エネルギーの実験値を高い精度で再現可能な 4 次元ランジュバン模型を開発した[1]。この模型では「1.複合核の伸び、2.核分裂片 A の変形度、3.核分裂片 B の変形度、4.左右の質量非対称度」の 4 変数で複合核の形状を現し、その時間発展を追う。その結果、軽い核分裂片に比べて重い核分裂片の変形度が小さいことや、変形度の核分裂片質量数依存性が即発中性子と同様の鋸歯状となることを見いだして来た[1]。本研究では断裂時の中性子と陽子の波動関数を巨視的微視的模型から計算し、その分布（上図は陽子分布の例）から二つのフラグメント内に存在する中性子数と陽子数を計算することで断裂片のアイソトープ分布を決定し、その情報から荷電偏極値を導出する。本講演では、以上のような波動関数から求めた微視的効果を含む荷電偏極と、ポテンシャル最小法で半古典的に評価した結果[2]を実験値と比較し、再現性への影響を検証する。



参考文献

[1] C. Ishizuka, M.D. Usang, F.A. Ivanyuk, J. Maruhn, K. Nishio, and S.Chiba submitted to PRC.

[2] C. Ishizuka, H. Joujima, M.D. Usang, S. Chiba and N. Carjan, Energy Procedia in press.

---

*Chikako Ishizuka[1], Satoshi Chiba[1], Mark Dennis Usang[1]

[1]LANE, IIR, Tokyo Tech

時間依存密度汎関数理論から導く原子核間摩擦係数

The nuclear friction coefficient derived from Time-Dependent Density Functional Theory

*西川崇[1]，岩田順敬[2]，千葉敏[1,2]
1.東京工業大学大学院環境・社会理工学院融合理工学系原子核工学コース
2 東工大科学技術創成研究院先導原研

核分裂のランジュバン模型計算に用いられる摩擦係数を微視的な理論である時間依存密度汎関数法(TDDFT)の枠組みから導出し、エネルギー（温度）依存性や質量数依存性を系統的に調べた。

キーワード　核分裂、摩擦係数、時間依存密度汎関数法、ランジュバン模型

1. 緒言

原子核反応、特に核分裂における集団自由度のエネルギー散逸現象、つまり原子核間の摩擦は核分裂の時間スケール、断裂前中性子の放出数、核分裂片の運動エネルギーや励起エネルギー等を左右する重要な物理現象である。核分裂を記述できる模型としてランジュバン模型が良く用いられるが、その理論では数個の集団自由度を抽出し、別のモデルで計算された慣性質量、摩擦係数とポテンシャルを、輸送計数としてインプットし、抽出した集団自由度の時間発展方程式としてランジュバン方程式を解くことで、原子核工学において重要な核データである核分裂収率や核分裂片の運動エネルギーを良い精度で再現できることが分かっている[1]。これは核分裂のダイナミクスで摩擦が重要なことを示唆しているが、ランジュバン模型で使用されている摩擦係数は通常は巨視的、断熱的かつ静的な模型に基づく計算であり、動的効果が取り入れられていない。また原子核間の摩擦の微視的な効果もよく分かっていない。従って核子自由度を考慮に入れた微視的な枠組みから、動的に原子核間の摩擦係数を計算する必要がある。本研究では核子自由度を考慮に入れた時間依存密度汎関数法(TDDFT)から融合分裂反応におけるエネルギー散逸を摩擦係数として定量化し、その衝突エネルギー、反応核種に対する依存性について議論し、ランジュバン模型で使われている wall and window formula 及び線形応答理論により計算されているものと比較する。

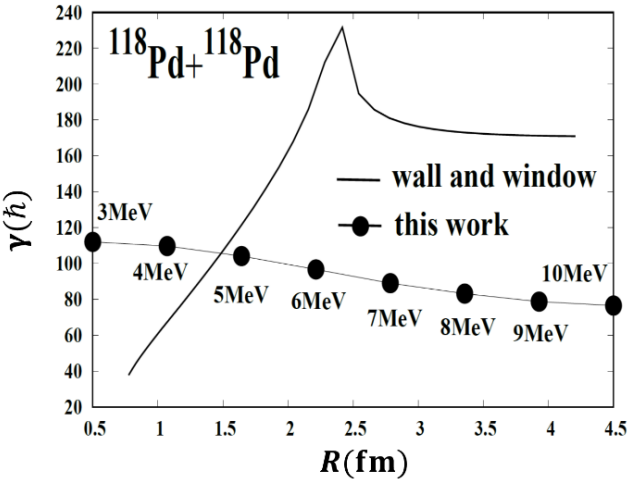


図　摩擦係数 γ

2. 手法

微視的な理論から巨視的変数に対する係数を導くためには、中性子、陽子の個々の運動から集団的な運動を抽出する必要がある。本手法では TDDFT 計算結果を collective な方程式へ焼き直し、定量的に摩擦係数を入射エネルギーや反応させる核種に対して系統的に導出する。

3. 結論

図はランジェバン模型で使われている wall and window formula、及び TDDFT で計算された ^{118}Pd+^{118}Pd 系に対する摩擦係数γである。前者には現象論的なダンピング因子である 0.27 が乗じてある。横軸は原子核間距離であるが、TDDFT の結果は距離に依存しないもとして計算したため、いろいろな核子あたりの入射エネルギーに対する値がプロットされている。詳細は当日に発表する通りである。

参考文献

[1]M.D.Usang et al, Phys. Rev. C94, 044602(2016).

---

*Takashi Nishikawa[1], Yoritaka Iwata[2], Satoshi Chiba[1,2] (1 Graduate School in Nuclear Engineering, Tokyo Institute of Technology, 2 Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology)

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：201-1 Nuclear Physics, Nuclear Data Measurement/Evaluation/Validation, Nuclear Reaction Technology

Thu. Sep 14, 2017 10:50 AM - 11:55 AM JST | Thu. Sep 14, 2017 1:50 AM - 2:55 AM UTC | Room M N304 - N Block

[2M06-09] Fission reaction 2, Resonance theory

Chair:Yukinobu Watanabe (Kyushu Univ.)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[2M06] Study of fission and nuclear collisions by antisymmetrized molecular dynamics (2)

*Atsuhiko Etori[1], Akira Ono[2], Masaaki Kimura[3], Chikako Ishizuka[1], Satoshi Chiba[1] (1. Tokyo Institute of Technology, 2. Tohoku University, 3. Hokkaido University)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[2M07] Investigation of Reactor-Neutrino Spectral Anomaly based on Gross Theory of Beta-Decay

*Tadashi Yoshida[1], Takahiro Tachibana[2], Shin Okumura[1], Satoshi Chiba[1] (1. Tokyo Tech, 2. Waseda Univ.)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[2M08] Calculations of prompt neutron multiplicities and isomer production ratios by the statistical model

*Shin Okumura[1], Mark Dennis Usang[1], Toshihiko Kawano[2], Satoshi Chiba[1] (1. Tokyo Institute of Technology, 2. Los Alamos National Laboratory)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[2M09] A correction to the non-resonant process in the R-matrix analysis

*Satoshi Kunieda[1] (1. JAEA)

11:50 AM - 11:55 AM JST | 2:50 AM - 2:55 AM UTC

Time reserved for Chair

反対称化分子動力学による核分裂及び原子核衝突の研究(2)

Study of fission and nuclear collisions by Antisymmetrized molecular dynamics(2)

*餌取 篤彦[1], 小野 章[2], 木村 真明[3], 石塚 知香子[1], 千葉 敏[1]
[1]東京工業大学, [2]東北大学, [3]北海道大学

反対称化分子動力学(AMD)を用いて核分裂を記述するモデルの改良を行った。今回は Boost 後の原子核の回転を止め、また基底状態、Boost 直後及び核分裂片の角運動射影を行う手法を開発した。さらに核分裂片の質量数分布や運動エネルギー、回転角運動量の分布を調べ、また AMD の特徴の一つある二核子衝突が核分裂の時間スケールやダイナミクスにどのように影響するかを調べた。

キーワード：反対称化分子動力学, 核分裂, 角運動量射影, 2 核子衝突

1. 緒言

核分裂過程は、原子力発電から核廃棄物処理、さらには天体核物理まで様々な領域で重要となる原子核反応であるが、複合核から進行する原子核変形の進化、ネックの形成と断裂に至る部分については物理的理解が十分に進んでおらず、核分裂片のアイソトープ分布やスピン分布を合理的に推定する方法はない。また、実験データがない領域では、堅牢かつ予測可能な微視的な立場から理解できる理論が必要とされている。我々は、AMD[1]という有限核子集団の量子効果を取り込んだ分子動力学模型で核分裂を記述しようと試みている。本研究では、前回紹介した Boost モデルのさらなる拡張を行い、計算結果の解析を行った。

2. 手法

Boost モデルとは微視的核子多体系を分裂方向に変形させる手法であり、Bonasera[2]らや Goddard[3]らの手法と同じく、基底状態の原子核を elongation 方向に変形させるための運動量を与え、誘起核分裂の過程を模擬する方法である。今回は、前回の拡張として、まず Boost をかけた直後の原子核全体の全軌道角運動量を 0 にし、回転を止めた状態からブーストさせることとした。また、このモデルの与えるスピンがどの程度正しいかを判断するために AMD 波動関数に対して角運動量射影を行う手法を開発した。これによって、核分裂によってできるフラグメントのスピン分布などを原理的には計算できるようになった。しかし、^{40}Ca 程度までの軽い二重魔法核については基底状態において 0^{+}の確率が支配的であることが分かったが、^{236}U では基底状態のスピンが正しく記述できていないことが分かり今後の課題である。その前提の下で、AMD を用いて核分裂片の質量数分布や運動エネルギー分布、回転角運動量分布の計算を行った。また、この Boost モデルに AMD の特徴でもある 2 核子衝突が核分裂の時間スケールにどの程度影響を与えているかなどの検証も行った。

3. 結論

AMD による核分裂のシミュレーションである Boost モデルのさらなる拡張に成功した。核分裂片は有意の回転角運動量を有しており、これが核分裂片のもつ高いスピン値の起源である可能性が示唆された。詳細は当日発表する。

参考文献

[1] A.Ono et al. , Progress of Thereotical Physics87,1185-1206(1992)

[2] Aldo Bonasera et al. , Physical Review Letters78,2,(1997)

[3]Philip Goddard et al., Physical Review C93,014620(2016)

---

*Atsuhiko Etori[1], Akira Ono[2] , Masaaki Kimura[3], Chikako Ishizuka[1], Satoshi Chiba[1]

[1]Tokyo Tech., [2]Tohoku Univ., [3]Hokkaido Univ.

ベータ崩壊大局的理論に基づく原子炉ニュートリノスペクトル異常の検証

Investigation of Reactor-Neutrino Spectral Anomaly based on Gross Theory of Beta-Decay

*吉田 正[1], 橘 孝博[2], 奥村 森[1], 千葉 敏[1]
[1]東工大, [2]早大

核分裂生成核のベータ崩壊で電子と伴に放出される原子炉ニュートリノスペクトルは基礎・応用の両面から非常に重要である。近年直接測定が可能となったが、長期にわたり標準とされた、電子スペクトルから間接的に求められたスペクトルとの間に齟齬が認められる。その原因を理論計算から検証する。

キーワード：Reactor Neutrino, Summation Calculation, Gross Theory

1. 緒言

原子炉ニュートリノを用いた様々な実験データ解釈の基本となるエネルギースペクトルとして電子線スペクトルから間接的に求められたデータが用いられてきたが、近年、直接測定[1]も可能となり、両者間の食い違いも明らかになった。6MeV をピークに 10%を超える差異がそれであり、Spectral Anomaly、Spectral Bump 等と呼ばれる。

2. 原子炉ニュートリノスペクトルの総和計算

原子炉ニュートリノは全β不安定核分裂生成核種からの寄与を総和することで計算できる（総和法）。このとき全対象核種の電子型反ニュートリノのエネルギースペクトルが必要となるが、ここではベータ崩壊の大局的理論を用いてスペクトル計算を行った。

3. 計算結果

図 1 に見られるように従来の大局的理論計算（GT2）に比べ、Odd-Odd 核の Spin-Parity 効果を取り入れたことで（NTY 処方[2]）電子線スペクトルからの変換によって求められたスペクトルが良好に再現されている。この計算では唯一の例外として Rb-92 に Zarari らの最近の測定[3]に基づくスペクトルを導入した。図 2 に Pu に対する結果を計算／測定（変換値）のかたちで示す。Pu-241 では核分裂収率データにより結果が大きく異なりこの差はほぼ Nb-104 のみに帰する。

4. 結論

Pu-239 に見られる 6MeV を中心にした 20%に達する差異は、電子スペクトルからの変換で求められた標準スペクトルに問題があることを示唆しており、これにより Spectral Anomaly の大半が説明できる。

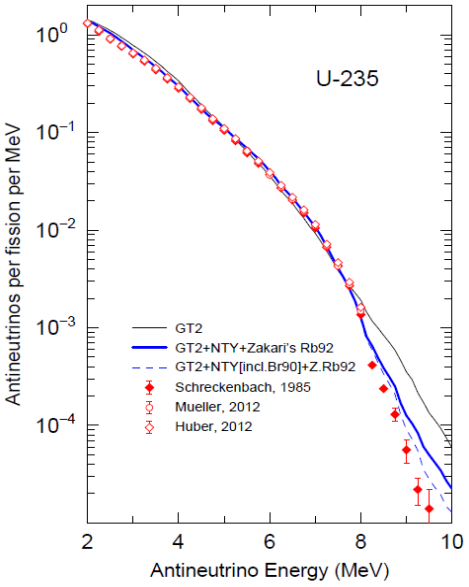


図 1　U-235 サンプルからの反ニュートリノエネルギースペクトル

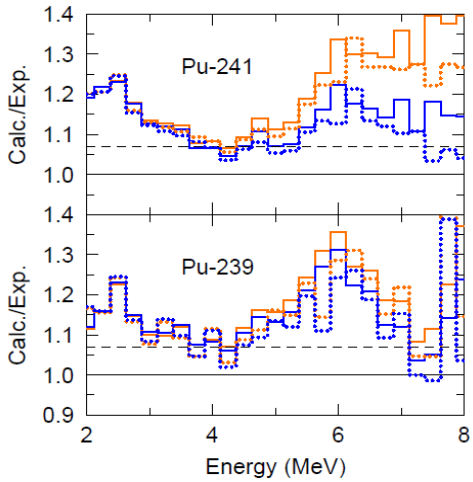


図 2　Pu サンプルからの反ニュートリノエネルギースペクトル：赤は核分裂収率に JENDL，青は JEFF-3.2 を用いた。実線と破線では電子スペクトル変換法が異なる。

参考文献

[1]F. An *et al*., Baya Bay Collaboration, Phys.Rev.Lett., **116** (2016) 061801
[2]H.Nakata,T.Tachibana,M.Yamada., Nucl. Phys. **A594**(1995)27　[3] Zakari-Issoufou *et al*., Phys.Rev.Lett., **115** (2015) 102503

*Tadashi Yoshida[1], Takahiro Tachibana[2], Shin Okumura[1], Satoshi Chiba[1]
[1]Tokyo Institute of Technology, [2]Waswda University

統計模型による即発中性子多重度とアイソマー生成比

Calculations of prompt neutron multiplicities and isomer production ratios by the statistical model

*奥村森[1]、Mark Dennis Usang[1]、河野俊彦[2]、千葉敏[1]

[1]東工大先導原研，[2]ロスアラモス国立研究所

核分裂生成物収率の理論予測精度向上を目的とし、核分裂片の一次収率、全運動エネルギー及び励起エネルギー分布をいくつかの手法により推定し、Hauser-Feshbach（HF）理論により即発中性子数多重度を求め、即発中性子放出に伴う収率分布の変化を評価した。また、実験値が存在するいくつかの核種についてのアイソマー生成比について計算結果との比較を行った。

キーワード：核分裂、独立収率、即発中性子、アイソマー生成比

1. 緒言

核分裂に関連する各種観測値を高精度で予測するため、様々な理論や計算コードが開発されている。なかでも核分裂生成物の質量数・荷電分布、運動エネルギー、励起エネルギー、スピン、即発中性子多重度（$\bar{\nu}$）などの情報は、核分裂現象を記述するのに重要な情報である。しかしながら、これらの観測値を理論のみで統合的に整合性を保ちながら再現するのは未だに困難があるのが現状である。例えば、即発中性子放出前の核分裂片収率（一次収率）は、実験的に得ることが困難だが断裂時の原子核の状態を知るのに非常に重要な情報である。また、このような核分裂片の崩壊過程は、Hauser-Feshbach（HF）理論により説明されるが、1,000核種以上存在する核分裂片の多様さゆえ、HF 理論の適用には必要な観測・非観測値が多数必要となることに由来する不確実性が存在する。

そこで本研究では、即発中性子放出前後の核分裂片の質量数分布の変化に着目し、実験的に得られた即発中性子放出後の核分裂収率の質量数分布（独立収率）を再現するような即発中性子放出前の核分裂片収率（一次収率）を推定する。各種手法により仮定した核分裂片収率を用い、HF 理論の統計崩壊計算により即発中性子多重度を算出し、即発中性子放出後の核分裂収率を求める。その結果、観測値として得られる独立収率を再現するような一次収率を求める。これにより核分裂に関する各種理論計算が再現すべき核分裂片の分布を決定する。

2. 手法

はじめに、3〜5 個のガウス分布により一次収率の質量数分布を仮定した。さらに、この一次収率の質量数分布を満たすような同重体の収率をガウス分布により仮定することで、一次収率の(A, Z, Yield)分布を生成した。全運動エネルギー（TKE）は、質量数依存性に関する実験値をフィッティングし、核分裂片収率の(A, Z)に一意に対応する値を与えた。また、TKE から求めた励起エネルギー（TXE）を同様に核分裂片収率の(A, Z)に一意に与えた。これにより生成した核分裂片(A, Z, Yield, TKE, TXE)のセットをインプットとして、HF 統計崩壊コード[1]により、即発中性子多重度を計算した。得られた即発中性子多重度を、一次収率(A, Z, Yield)に適用し、即発中性子放出後の収率（独立収率）を求めた。同様の計算を、過去に得られた Langevin 計算[2]や Monte Carlo 計算[3]による核分裂片(A, Z, Yield, TKE, TXE)セットをインプットとして計算した場合とも比較した。また、これらにより得られた収率のうち、実験値が存在するいくつかの核種について、アイソマー生成比を計算値と比較した。

3. 結論

図 1 にガウス分布を仮定して生成した ^{235}U(n_{th}, f)の即発中性子放出前後の核分裂収率の質量数分布、HF 計算により得られた即発中性子多重度の質量数分布 $\bar{\nu}(A)$を示す。$\bar{\nu}(A)$は、実験値の傾向をよく再現した。即発中性子放出前後の収率を比較すると、放出前に対象な分布は放出後に非対称な分布となり、A＝134 に見られる収率のピークなど実験値を元に決定された核データ(JENDL FPY-2011)の傾向をよく再現した。発表では、各種手法により仮定した核分裂片の分布を用いた結果を比較して示す。

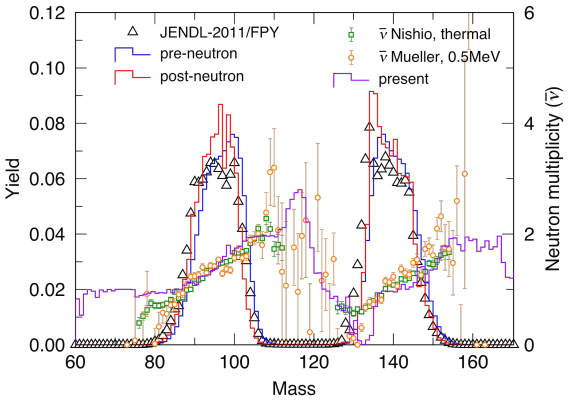


図 1 即発中性子放出前後の ^{235}U(n_{th},f)収率と計算により得られた即発中性子多重度

参考文献

[1] T. Kawano, P. Talou, M. B. Chadwick, and T. Watanabe, J. Nucl. Sci. Technol. **47**, 462 (2010).
[2] M. D. Usang, F. A. Ivanyuk, C. Ishizuka, and S. Chiba, Phys. Rev. C **94**, 044602 (2016).
[3] B. Becker, P. Talou, T. Kawano, Y. Danon, and I. Stetcu, Phys. Rev. C **87**, 014617 (2013).

謝辞　本研究は原子力システム研究開発事業の下で文部科学省からの受託事業として東京工業大学が実施した平成 29 年度 “代理反応によるマイナーアクチノイド核分裂の即発中性子 測定技術開発と中性子エネルギー評価”の成果である。

*Shin Okumura[1], Mark Dennis Usang[1], Toshihiko Kawano[2], Satoshi Chiba[1]
[1]Tokyo Institute of Technology, [2]Los Alamos National Laboratory

R 行列理論における非共鳴過程への補正

A correction to the non-resonant process in the R-matrix analysis

*国枝 賢

日本原子力研究開発機構 [1]

R 行列共鳴理論における非共鳴過程に対して、入射粒子に独立な補正項を追加する手法を提案する。^{6}Li(p,p$_0$)^{6}Li、^{6}Li(p, α$_0$)^{3}He、および ^{3}He(α,α$_0$)^{3}He、^{3}He(α,p$_0$)^{6}Li 反応断面積の同時解析に適用し、本手法の実用性を示す。さらに、補正項に対する物理的根拠について考察を行う。

キーワード： R 行列理論，共鳴反応，非共鳴効果、形状弾性散乱、断面積、同時解析、核データ評価

【1. 緒言】 R 行列理論とは、ある適当な境界条件において核反応断面積等の測定データから散乱行列（S 行列）を導く共鳴理論である。これまでに発表者は、複合核 ^{17}O*を経由する ^{16}O(n,tot), ^{16}O(n, n$_0$), ^{13}C(α,n$_0$)^{16}O および ^{13}C(α,α$_0$)^{13}C 反応の断面積測定データを同時に解析することにより、下記の結果を報告した[1]。

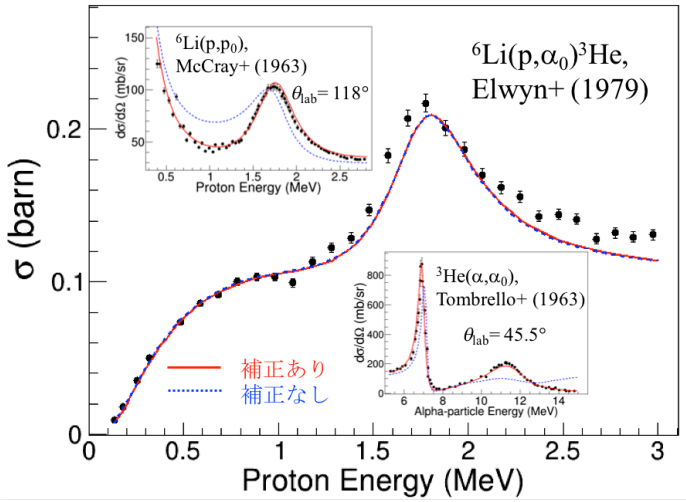
(1) 異なる入射粒子の弾性散乱断面積を解析に含めた場合、測定値を良く再現できる解が見つからない。

(2) 入射粒子毎（中性子と α 粒子）に、それぞれに独立した非共鳴項を追加すると(1)が大幅に改善する。

(3) (2)は通常剛体球モデルで記述される形状弾性散乱位相差計算への補正であると考えられる。

本研究ではその他の反応系において上記(1),(2),(3)を検証することを目的し、複合核 ^{7}Be*を経由する種々の反応の断面積測定データを同時に解析する。そして、(1)の問題に対する調査、手法(2)の適用性を調べると共に、非共鳴補正項に対する物理的根拠についてさらに理解を深めることを目標とする。

【2. 解析】 R 行列解析コード AMUR [1]を用いて、^{6}Li(p,p$_0$)^{6}Li、^{6}Li(p,α$_0$)^{3}He、および ^{3}He(α,α$_0$)^{3}He、^{3}He(α,p$_0$)^{6}Li 反応断面積・微分断面積の測定データを同時に解析し、換算幅振幅等の共鳴パラメータをサーチする。考慮する ^{7}Be*の励起準位は J^{π}= 7/2$^-$ (4.57 MeV), 5/2$^-$ (6.73 MeV), および 5/2$^-$ (7.21 MeV)とし、さらに解析対象のエネルギー範囲外に存在する共鳴の裾野を考慮した。なお、解析対象のエネルギー範囲は他の反応が起こる閾値以下である。この条件のもとに、上記(1), (2)に関して調査を行なった。



図：本手法により測定データをフィットした結果

【3. 結論】 調査の結果、(1)の問題は ^{7}Be*の解析においても同様に現れることがわかった。次に、(2)の手法を適用した結果を右図に示す。陽子と α 粒子の弾性散乱および(p,α$_0$)反応断面積の測定データを同時に再現できている様子がわかる。なお参考として、反応粒子に独立な非共鳴項を除いた場合の計算値を破線で示した。当日は非共鳴補正項に対する物理的根拠について、より深く(3)を考察する。

参考文献

（本研究は JSPS 科研費 JP17K18348 の助成を受けたものです）

[1] S. Kunieda, International Conference on Nuclear Data for Science and Technology (ND2016), 口頭発表 [R405]

* Satoshi Kunieda[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

General Meeting

Thu. Sep 14, 2017 12:00 PM - 1:00 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room M N304 - N Block

[2M_GM] 「核データ部会」第36回全体会議

[2M_GM] General Meeting

General Meeting

[2M_GM] 「核データ部会」第36回全体会議

Thu. Sep 14, 2017 12:00 PM - 1:00 PM Room M (N304 - N Block)

[2M_GM]General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Over view Report：Over View Report 3 - Special Committee on Nuclear Data

Thu. Sep 14, 2017 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room M N304 - N Block

[2M_PL] Activity report of Special Committee for Nuclear Data in the period of FY 2015 and 2016

Chair: Yukinobu Watanabe (Kyushu Univ.)

[2M_PL01] Activities of Special Committee for Nuclear Data in the period of FY 2015 and 2016

*Satoshi Chiba[1] (1. Tokyo Tech)

[2M_PL02] Desirable Situation of Nuclear Data Activities Viewed from Industrial Domain

*Tadashi Ikehara[1,2] (1. GNF-J, 2. ImPACT)

[2M_PL03] Data needs from the field of nuclear security

*Hiroshi Sagara[1] (1. Tokyo Tech)

2017年秋の大会

総合講演・報告 3 「シグマ」特別専門委員会［核データ部会共催］

「シグマ」特別専門委員会の平成 27, 28 年度活動報告

Activity report of Special Committee for Nuclear Data in the period of FY 2015 and 2016

（1）平成 27, 28 年度におけるシグマ委員会の活動

(1) Activities of Special Committee for Nuclear Data in the period of FY 2015 and 2016

*千葉　敏[1]

[1]東京工業大学

1. はじめに

原子力技術が発展･複雑化し、より安全な原子炉の開発、高燃焼度化への探求、放射性廃棄物減容･低毒性化や原子炉廃止措置の本格化、福島での廃炉･除染活動などと共に、核セキュリティー等の新たな取り組みが必要とされている。また、BNCT や粒子線癌治療が身近なものとなり、宇宙における元素の起源探求も大きな発展を遂げている。これら種々の分野において、原子核の反応や構造及び崩壊の情報、すなわち核データが必要となるが、様々な立場からのニーズに応じて核データに対する要求も次々と高度化していき、核データ研究は更なる展開を求められている。「シグマ」特別専門委員会は、原子力分野のみならず、基礎物理、天体、医療応用等、他分野の専門家を含む委員会であり、それぞれの分野からの要求を汲みつつ、多様な分野との技術や意見の交換を行い、核データ研究全般についての活動指針を大所高所から議論する場として、その重要性はますます大きくなっている。

2. シグマ委員会の活動

2-1. シグマ委員会のミッション

本委員会は、2005 年 9 月末迄の約 40 年間、日本原子力研究所（原研）「シグマ研究委員会」と表裏一体の活動をしてきた。2005 年 10 月の 2 法人統合による原研「シグマ研究委員会」の自然消滅以降、本委員会は核データ部会と協同して活動を継続し、特に原子力以外の分野の委員を含む内外学術機関との連絡を行い、我が国の科学技術開発における今後の核データ活動方針等についての情報交換と俯瞰的な立場からの合意形成に貢献することをミッションとしている。

2-2. 平成 27, 28 年度における活動

我が国の核データ活動は、J-PARC のような大型施設の稼働や、宇宙核物理･ビーム医療･ImPACT 等、他分野との協働により新しい手法が取り入れられて画期的な進展が期待されている状況にある。理論においても現象論の精度が高まり、また微視的な手法が核データ計算のツールとして多用されるようになってきた。このような近年の原子核実験及び理論計算手法の発展、超並列計算機利用によって従来は困難であった MA や LLFP 等の放射性核種の核データの決定が可能となりつつある。核セキュリティーや保障措置の分野でも新たな核データのニーズが高まっており、核蛍光共鳴や原子炉ニュートリノスペクトル等、従来とは異なる物理量が核データとして必要となっている。本委員会では、世界のグローバルな動向を注視しつつ我が国の核データ活動に対する大所高所からの俯瞰的検討や原子力学会以外の広い分野の内外学術機関との連絡、情報交換や分野横断の学際協力体制の構築を行い、我が国の核データ活動の更なる発展に貢献することを趣旨とした活動を行った。また、核データ研究会や国際会議の共催を通して核データ活動の発展を期した。

2-3. 委員会活動

毎年度末、委員会を開催し、トピックスを決めた意見交換を行った。また、核データに対するニーズの定量化、及び教科書作成の検討を進めた。

---

*Satoshi Chiba[1]

[1]Tokyo Institute of Technology

2017年秋の大会

総合講演・報告 3 「シグマ」特別専門委員会［核データ部会共催］

「シグマ」特別専門委員会の平成 27, 28 年度活動報告
Activity report of Special Committee for Nuclear Data in the period of 2015 and 2016

（2）産業界から見た核データ活動のあるべき姿

(2) Desirable Situation of Nuclear Data Activities Viewed from Industrial Domain

*池原　正 [1,2]

[1]GNF-J, [2]ImPACT/JST

1. はじめに

今や核データは，世界的に広く認知された書式の下に評価済み核データファイルという電子データライブラリとして，国境を越えた利用が可能になっている。その適用領域は，原子力技術の基盤技術から核融合や加速器技術開発，そして医学・ライフサイエンス，宇宙核物理，有用同位体製造，などの分野に拡大しつつある。本来，核データとは原子核の反応や崩壊といった物理現象を数値テーブル化したものと考えれば，それはユニークに決定されるべきものである。しかしながら，測定値の欠如や不確かさ，それを補完または補正する核反応理論の強化が待たれる現状において，核データの決定には作業者の専門家としてのノウハウ・経験・知識に依る評価プロセスを避けて通ることが難しい。つまり評価プロセスには合理的な自由度が介在する。そのため評価済み核データファイルに複数のライブラリが存在するのも理解できる。米国の ENDF，NEA データバンク加盟国による JEFF，我が国の JENDL などがその代表例として挙げられる。歴史的には，その背景に各国の原子力施策や，核兵器利用（我が国を除く）のための力が働いていたこともあった。そして核データの重要性は，今日における広い分野での平和利用において，その重要性を増しつつある。報告者の目には，しかしながら最近の核データ活動状況を見ていると，その信頼性や完備性には驚くほどの躍進が認められる反面，核データ開発者*[1]と利用者の乖離，つまり開発者は開発者として，利用者はより利用者側の活動に徹するという状況が鮮明になってきたように映っている。確かにこれは効率化社会の目指す自然な成行きではあるが，果たして“核データ活動のあるべき姿“なのかを考えてみた。そこで本稿では，この乖離に対し両者の歩み寄りに資する話題提供を試みると同時に，新たな核データ活動の方向性を示唆するプラクティスの紹介を，主に軽水炉燃料炉心解析手法開発に従事してきた報告者の視座から試みたい。

2. 核データ活動

核データ活動の構造を我が国の場合を例に模式的に描いてみた（図１）。中心に評価済み核データライブラリを配置すると，これを挟み二つ活動領域が描ける。核データ開発領域と核データ利用領域である。この二つの領域の差し渡し機能を担うのがシグマ委員会や JENDL 委員会である。なお，ここでは OECD/NEA など海外との国際協力関係は除外した。‘90 年代以前の状況でこれを描くと，当時は大口利用者である事業者・メーカ内にも核データ評価に直接係る研究者・技術者が活動していたので，図中の二領域間に実質的な重なり領域が今より大きかった筈である。

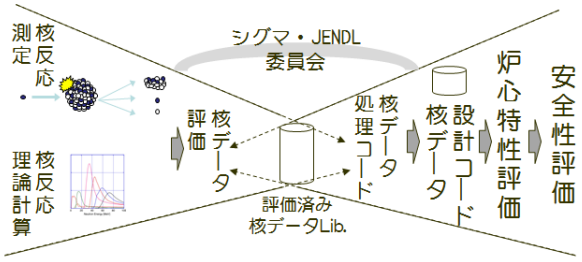


図１．核データ活動模式図

このように時代と共に核データ活動の構造は徐々に変化を遂げてきたが，社会との係わりという根幹の部分において変わりはないと思われる。即ち，核データは，

*[1] 評価者，生産者とも表現できるが本稿では開発者と記す

1) 原子力エネルギーの持続的利用と安全確保に係る責任（responsibility）
2) 原子力を基盤とする未来に向けた社会変革を進める役割（role/contribution）

を担っている。これらに昨今のキーワードを当てはめると，1)には説明責任，2)には科学技術立国の基盤，が当てはめられよう。以下では，この 2 つをキーワードに据える。

2-1. あるべき姿－説明責任を果たす

図 1 で示すように評価済み核データライブラリを挟む二領域間の乖離により，核データ活動に参加する両領域の人々が本来協調してその責任を果たしてゆく，という極当たり前のことが機能し辛くなっているように思える。または元々国内活動は高速炉分野に偏在していたとも言える。それ故 JENDL の場合，その開発者にとっては成果物である評価済み核データライブラリの利用促進を訴えては来ているものの，商用軽水炉の安全規制の場での適用が遅々として進まない状況が生じていると思われる。文献[1] *2によれば，格子計算 12 コードのライブラリの内訳は JENDL3.2 と 3.2 がそれぞれ 1 コード，それ以外は ENDF-B/IV/V/VI である（なお，JENDL3.3 と ENDF-B/VI or VII beta の共用コードが 1）。利用者側に立つ者として言い訳をするならば，運用中の米国起源の設計コードやその後継コードにおいて使用している核データは，基本 ENDF/B を採用している。したがって，それ以外のライブラリに切り替えるには相当なコスト発生を覚悟しなければならないし，その際のメリットが明確でなければならない。実際，切り替えによる影響は下流コードにも波及するため，設計コードシステム全体の特性変化を把握しなければならない。加えて，ENDF/B から JENDL への切替を試みようとした場合，NJOY を核とする専用ライブラリ処理システムを JENDL に適用し，果たして設計コード用核データライブラリ一式を作成できるかというリスクも負わねばならない。

こうした事情はあるにせよ，民主・自主・公開の三原則に立ち返れば，オープンな核データ活動を放棄する選択肢はあり得ない。こう考えると今更ながらではあるが，説明責任を果たすための核データ活動とは，1)核データ評価，2)炉物理手法，3)原子炉・燃料設計の各活動を有機的に結び付けることから始めるしかない。その際，説明責任を果たすための処方として，近年求められるシミュレーションの信頼性確保のための不確かさ評価（以下，「V&V 標準」と呼ぶ）[2]を考察の基盤に据えてみたい。

2-1-1. 核データと炉物理手法に内在する不確かさの大小関係

核データまたは炉物理手法に内在する不確かさは，シミュレーションプロセス中を伝播してゆき，評価対象とする原子炉特性の不確かさに総括される（ここで炉物理手法とは，炉心設計コード中の手法を指し，設計計算には不向きな詳細参照コードは対象とはしない）。仮に核データ不確かさが炉物理手法の不確かさがに対し過大ということが分かれば，総括不確かさ低減のために優先すべき活動は，核データの改良ということになる。その逆も真であるが，こうした意味で，核データと炉物理手法間の不確かさ量のバランスを軽水炉条件に限らず幅広く調査・確認するような活動があって然るべきかと思う。先ずは，両者の実力を天秤にかけるということで，あるべき活動の方向性を見極めるということである。

参考として，BWR9×9 ウラン燃料集合体ベンチマーク[3]を対象に，参加コードの結果のバラツキと，同問題に対し報告者が行った共分散データから生成した多数個のライブラリセットを用いた単一コードによる計算結果のバラツキを比較した[4] （図 2）。

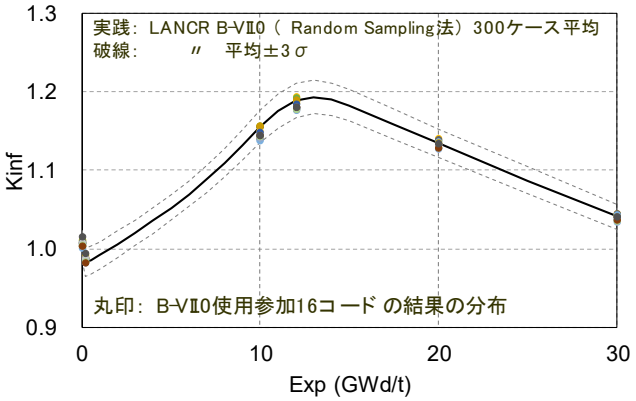


図2． 核データと炉物理手法に起因する不確かさの大小関係評価例

*2 文献[1]の発行が ENDF/B-VII.0 や JENDL4.0 のリリース以前であるが，ENDF vs JENDL という観点では現状を反映している。

ベンチマーク参加コードの結果は，同一核データライブラリ(B7.0)を使用している 16 コードだけを選別した。報告者の使用したコード LANCR（旧称 LANCER）も核データライブライは B7.0 であるが，B7.0 の共分散データは完備性に問題があり,アクチノイドは J4.0, FP は B7.1 の共分散データで代用している[5]。前者は手法の違いに起因するバラツキ，後者は核データの不確かさを起源とするバラツキをもっている。本例の BWR 燃料集合体に対する無限増倍率の総括不確かさを要因分解すると，核データ共分散の寄与が炉物理手法の違いによる不確かさの寄与を上回っていることになる。この種の見極めを核データ活動と炉物理活動の協調の下に進め，共に説明責任を果たしてゆくことを提案したい。

最後に補足すると，こうした不確かさ評価を通して，例えば S(α,β)の共分散データを取り込むべきことの他，JENDL4 において FP 共分散データの早期の拡充が必要，といった要望が具体化する[6]。

2-1-2. シミュレーションの信頼性向上に役立てる処方

先に述べたように一旦開発を完了した設計コードでは，核データライブラリを切り替えること自体容易ではない。それでは最新知見を反映した核データを安全審査の場に登場させる道はないのであろうか。ここで V&V 標準の要求事項について振り返る。その中の重要なものにシミュレーションの予測性能の妥当性確認がある。これは妥当性確認を，実測データの存在する領域からシミュレーションが対象とする適用範囲全体にわたり実施することを求めるものであり，今後 NRA により運用が予想される設計コードのトピカルレポート審査においても要求される可能性が高い。

この要求に応えるには，新たに実測値を取得し補強する自明な策がある。その他としては，実測値を代替する仮想数値実験値をもって妥当性確認を行う，という新たな方法も考えられる。後者の場合，測定を数値計算で代替するため，用いるべき数学的モデルの実現象に対する近似が無視できる程度に小さいことが必須である。核現象のシミュレーションでは，そうした手法として連続エネルギーモンテカルロ（以下，「MC」と呼ぶ）コードが挙げられる。つまり MC 法による計算結果を参照解として設計コードを確認する方法であるが，従来この方法は検証（Verification）の範囲に留まると考えられてきた。つまり妥当性確認（Validation）のグレードには到達できないという判断である。その要因を挙げると，1)適用範囲の対象になる実炉心サイズの大規模計算が MC 法ソフトウェア上の制限などから容易には実行できないこと，2) MC 法コードの数学的モデルに欠陥がないことの証明が難しいこと，3)核データ起因の不確かさの定量化が難しいこと，などが挙げられる。一方で 1)や 2)の克服を目指した研究[7]や，3)に関してはバイアス因子法を適用することで核データ起因の不確かさを除去する研究[8]に成果が得られつつある。このような研究を精力的に進展されるには，当然核データには最新の知見が反映されていなければならない。そのための周辺環境整備として，1)共分散データや TENDL のランダムファイル的データの整備・拡充，2)バイアス因子の分母となる臨界試験データの精査・拡充（例えば[9]），3)感度係数や代表性因子などの分析ツール整備（例えば，VACANCE[10]），4)MC 法コード強化，5)数値実験参照解作成，といった活動に相互関連性をもたせること，そのために核データと炉物理の二陣営が協調体制をもって取り組むことが必要である。こうした活動に口火が切られることに期待したい。こうした事が実現すれば，最新知見を反映した核データは，それが直接設計コードライブラリに採用されなくとも，安全審査の場で活用されることになる。

2-1-3. 評価済み核データをバウンダリーとする思考停止

再度図 1 を眺めると評価済み核データライブラリというバウンダリーを超えた左右領域間での情報伝達は JENDL 委員会またはシグマ委員会が担い，実質の領域間相互乗り入れ的活動が乏しいことに気付く。実際，利用者である報告者が例えば核計算上の問題を核データに帰着させようと検討を思い立ったとしても，実質このバウンダリー突破は難しく，ここで思考は停止してしまう。精々手の及ぶことは，当該データを他のライブラリやバージョンに切り替えるといった程度に留まる。ところで，国内の核データ評価の現場では，CCONE コードシステム[11]の整備が進むと共に，JENDL Actinide File 2008 や JENDL4.0 からは CCONE による評価が本格化し，その適用範囲も低エネルギー中性子(<20MeV)から，高エネルギー中性子，陽子，光子反応に加え，遅発中性子放出などと幅広い。核データ利用者にとっても，CCONE や

TALYS などのシステムを通じ核データ評価プロセスについて理解することは，それ以前の核データ評価プロセスと比べ論理性や一貫性が向上したこと等から俄然容易になるのではないかと想像される。そうであれば利用者は思考停止のバウンダリーを超え，核データの信頼性や不確かさについて，開発者（評価者）側と協調して核データ活動に取り組めるようになるのではないかと想像する。例えば，JENDL4 ユーザ会などを企画し，CCONE とセットで核データの現状やその評価プロセスを解説することで利用者の理解の底上げを狙うと同時に，利用者側からは核データ利用に関する事例紹介を行うなど，JENDL 委員会やシグマ委員などの委員会活動とは違った位置づけの活動があってもよいように思える。

2-2. あるべき姿－科学技術立国の基盤として

核データ開発者と核データ利用者が一体となることで，社会変革を起こすための新技術概念提案に挑戦している事例を紹介する。2014 年 6 月に始まった内閣府 ImPACT プログラムにて採択された「核変換による高レベル放射性廃棄物の大幅な低減・資源化」研究プログラムである[12]。HLW より分離回収した長寿命核分裂生成物（LLFP）を加速器ビームにて短半減期核種や安定核種に変換し，有用なものはクリアランスレベルを評価しその下に再利用するプロセス概念提案を目的としている。本稿で着眼したいのは，LLFP 核変換のコアとなる研究を 1)核反応データ取得のための測定実験，2)測定データ補完のため核構造及び核反応理論研究，3)LLFP 核変換に関するシミュレーションの信頼性向上，4)その成果を用いた核変換プロセスシミュレーションの実施，の分野間で緊密な連携体制を構築している点である。ここで図 1 の左を理学領域，右を工学領域と見なせば，理学と工学の融合により，オーダーメード核データを J-PARC や理研 RIBF といった世界的にも最先端の装置を使用し取得し，それに基づき工学的見地から LLFP 核変換技術の社会実装というコンセプト提案作業が進行しているのである。こうした社会変革を推進するプラクティスに習い，リスクを恐れることなく第二，第三の理学・工学一体型の先進的活動が芽生えることを期待したい。

3.まとめ

“核データ活動“というタイトルを冠した講演は，これまでの原子力学会の企画セッションにおいても幾度か行われてきた。今回，シグマ委員会主査である東工大千葉先生よりお話があり，頂戴したタイトルに正直困惑したが，日頃より核データのお世話になっている人間として核データを中心とした活動のあるべき姿について，1)原子力エネルギーの持続的利用と安全確保に係る責任（responsibility），2）原子力を基盤とする未来に向けた社会変革を進める役割（role/contribution）という切り口で考えてみたことを私見として述べさせていただいた。核データ利用者の一人として，今後の核データ活動の持続的発展に期待したい。

参照文献

[1] G. Hirano and S. Kosaka, “Nuclear Data Library in Design Calculation”, Proceedings of the 2005 Symposium on Nuclear Data, February 2-3, 2006, JAEA, Tokai, Japan
[2] 日本原子力学会,“シミュレーションの信頼性確保に関するガイドライン”, AESJ-SC-A008:2015(2015)
[3] NEA, “Burn-up Credit Criticality Safety Benchmark Phase III-C”, Nuclear Science EA/NSC/R/(2015)6 March 2016,www.oecd-nea.org
[4] 池原, “BWR 集合体燃焼計算における共分散データ起源の核種生成及び崩壊熱不確かさに関する検討”, 炉物理計算における核データに起因する不確かさに関する研究会, Nagoya Univ. April (2017)
[5] 池原, 他,日本原子力学会年秋の大会,2H01(2016)
[6]JENDL 委員会“JENDL 開発検討小委員会報告－JENDL 開発の今後の方向性－”JAEA-Review 2014-046 (2015)
[7] S. Takano, et. al., “Validations of BWR Nuclear Design Code using ABWR MOX Numerical Benchmark Problems,” Proc. 2017 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants, Fukui and Kyoto, Japan, April 24-28 (2017)

[8] 池原, 他, 日本原子力学会 2015 年春の年会,J39(2015)
[9] JENDL 委員会 リアクタ積分テスト WG “JENDL 開発のための軽水炉ベンチマークに関するデータ集の整備; 公開データベース ICSBEP 及び IRPhEP における実効増倍率データの活用”, JAEA-Data/Code 2017-006 (2017)
[10] 多田, 他, “(4)核データ検証自動実行システム VACANCE の開発”, 核データニュース,No.117 (2017)
[11] O. Iwamoto, el. al., “The CCONE Code System and its Application to Nuclear Data Evaluation for Fission and Other Reactions”, Nuclear Data Sheets, 131, 259-288 (2016)
[12] R. Fujita, “Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation - Program overview”, Asian Nuclear Prospects 2016 (ANUP2016) (2016)

*Tadashi Ikehara[1,2]
[1]GNF-J, [2]ImPACT / Japan Science and Technology Agency

2017年秋の大会

総合講演・報告 3 「シグマ」特別専門委員会［核データ部会共催］

「シグマ」特別専門委員会の平成 27, 28 年度活動報告

Activity report of Special Committee for Nuclear Data in the period of 2015 and 2016

(3) 核セキュリティの立場からのデータニーズ

(3) Data needs from the field of nuclear security

*相楽 洋 [1]

[1] 東京工業大学

1. 背景

近年、核不拡散や核セキュリティ体制の強化に向けた世界的な流れが加速している。背景として、従来からの国家による核兵器保有の懸念に加え勢力拡大が著しい非国家主体（テロ組織等）の存在があり、核兵器及び核物質盗取や原子力施設破壊といった不法行為を予防し対応すること(核セキュリティ)は世界規模での対応が求められる喫緊の課題となっている。国際的枠組み等の制度面に加え、「核物質や放射性物質を適正に管理する技術」や、「有事への対応の技術」の導入が重要である。例を挙げると、違法取引される核物質の検知や原子炉照射燃料の不法転用を防止する非破壊測定（NDA）技術や、違法取引や不法にまき散らされた核物質の情報から製造・流通ルートを特定し犯罪の重要証拠を供する核鑑識、また内部犯行者の早期検知技術など多岐に渡る。現在文部科学省は「今後の核不拡散・核セキュリティ研究開発の進め方について」を取りまとめており、従来は一部の公的研究機関や核物質取扱事業者に留まっていた本分野の技術開発を、大学を始めとする研究機関との連携を重視する動きに変わりつつある。本発表では、特に核不拡散・核セキュリティに重要な核データのニーズについて報告する。

2. 核不拡散・核セキュリティに重要な核データニーズ

核物質の検知や検認、計量に用いられる NDA には大きく、(1)パッシブ法と(2)アクティブ法がある。ガンマスペクトロメトリ法や全中性子計数法、同時計数法等のパッシブ法は広く核物質管理に用いられているが、強い放射線を発する照射済燃料の精度良い測定には多くの課題を残している。図 1 に BWR 照射済燃料における主要な放射線放出核種の破壊試験結果(E)と計算結果(C)の比[1]を示すが、強中性子放出核種で燃焼度測定を通じ間接的に核物質量の検認や測定に用いられる ^{244}Cm の計算予測精度は 10~20%(1σ)を超える。またこちらも燃焼度測定に用いられるガンマ線放出核種 ^{137}Cs の計算予測精度は 3%(1σ)以下と優れているが、燃料との共存性が良好で損傷を受けた燃料でも高い信頼性が期待されるランタノイド核種(^{154}Eu, ^{144}Ce)は 7～9% (1σ)であり、これらを間接的に利用して核物質量を推定する手法で、NDA による使用済燃料中核物質重量の測定目標（<5% (米国次世代保障措置イニシアチブ目標)）を達成するには、核データ精度の大幅な向上が必要である。

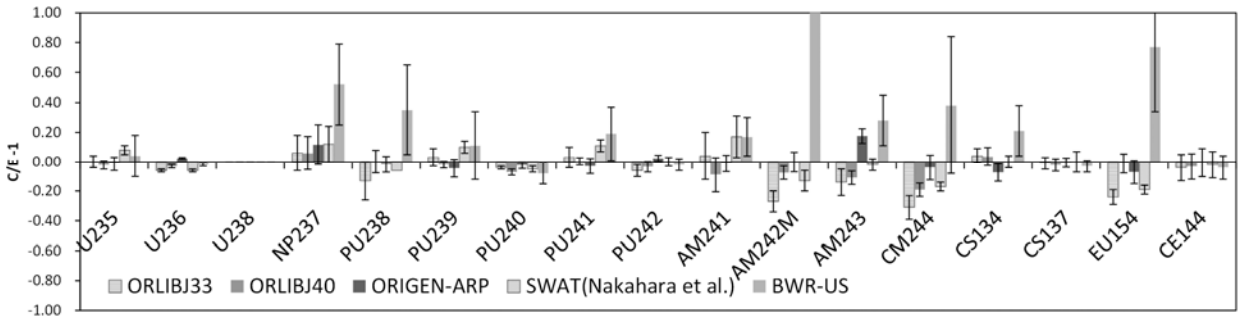


図 1 福島第 2 原子力発電所 2 号炉の照射済燃料照射後解析の精度評価例[1](C:解析結果、E:実験結果)

また、非破壊測定技術のアクティブ法としては外部中性子線や光子線を標的に入射し、その応答反応に

より内部物質情報を得る手法の研究開発が世界各国で進められている。高エネルギーガンマ線はコンテナに対しても高い透過性を有するため、光核反応を利用した核物質検知のための測定方法の研究が進められているが[2]、主要な核分裂性核種（^{235}U、^{239}Pu、^{241}Pu）ですら実験データは不足しており精度のよい核データは全く整備されていない(図 2)。また、外部中性子線を用いた中性子問いかけ法については、主要な核分裂性核種の情報は得られるが核物質総量決定に必要な ^{238}U、^{240}Pu、^{242}Pu 量の同定にはガンマ線のパッシブ測定を使った燃焼度推定や同位体測定を組み合わせることが必須となる。

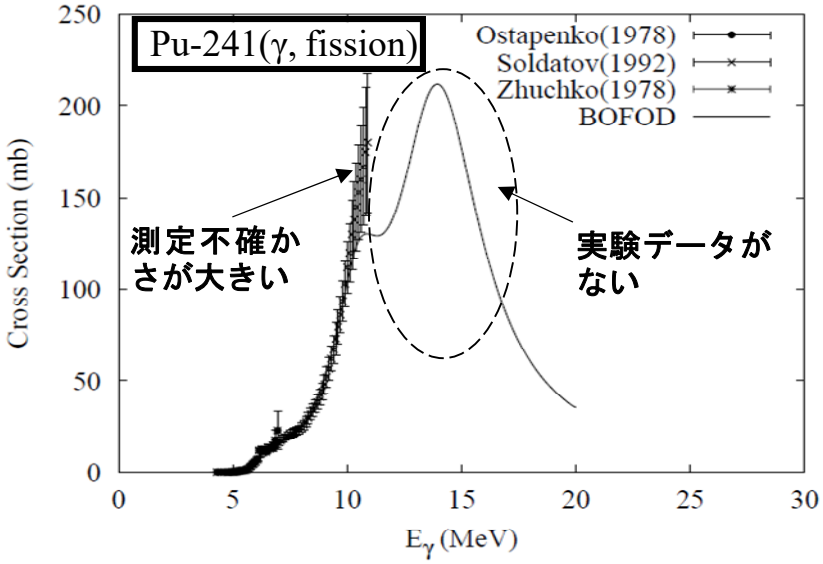


図 2　^{241}Pu のガンマ-核分裂断面積と実験値[3]

上記は NDA のごく一部に過ぎず、米国、欧州、日本を含む世界各国で様々な研究開発が進められているが、これまでの原子力技術や放射線利用からのニーズとは全く異なる核反応や精度ニーズが存在する。核鑑識についても同様のニーズがある。核不拡散・核セキュリティの迅速な強化に重要な各非破壊測定技術について、核データ拡充と測定優先度の体系的及び戦略的な明示が喫緊の課題である。

3. 結言

今後の核不拡散・核セキュリティ技術開発には、これまでの原子力技術や放射線利用からのニーズとは全く異なる核反応や精度ニーズが存在する。今回、その一部のみを紹介したが、NDA 開発や核鑑識技術は多岐に渡っており、核不拡散コミュニティーと連携したニーズ出しとその優先順位付けが重要である。まずは測定技術毎の数値解析を通じた感度解析により、核不拡散・核セキュリティ技術からの核データ測定要求を網羅的にまとめ、将来的には、核不拡散・核セキュリティ重要で高付加価値の国産核データファイル(「JENDL 核不拡散・核セキュリティ特殊目的ファイル(仮称)」)の基盤構築により、人類の課題に対する迅速な解決に大いに寄与することが期待される。

参考文献

[1] H. Sagara et al., J. Nucl. Sci Technol, vol. 51, no. 1, p. 1-23 (2014).
[2] R. Kimura, H. Sagara and S. Chiba, J. Nucl. Sci. Technol. Vol. 53, Issue 12, p. 1978-1987 (2016).
[3] IAEA-TECDOC-1178, Handbook of photonuclear data for application (2000).

謝辞

本研究は科研費(JSPS Kakenhi Grant Number JP17K07005「核不拡散・核テロ防止のための非破壊測定技術開発に重要な核データの研究」)の成果を含む。

*Hiroshi Sagara[1]
[1]Tokyo Institute of Technology.

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：201-1 Nuclear Physics, Nuclear Data Measurement/Evaluation/Validation, Nuclear Reaction Technology

Thu. Sep 14, 2017 2:45 PM - 3:35 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 5:45 AM - 6:35 AM UTC | Room M N304 - N Block

[2M10-12] Charged particle induced reaction, Calculation code

Chair:Nobuhiro Shigyo (Kyushu Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[2M10] Measurement of 135 MeV proton incidence gamma-ray production double differential cross section

*Tsuyoshi Kajimoto[1], Kenichi Tanaka[1], Satoru Endo[1], Hiroki Tanaka[2], So Kamada[3], Masashi Takada[4], Tsuyoshi Hamano[5] (1. Hiroshima University, 2. Kyoto University Research Reactor Institute, 3. Nationarl Maritime Research Institute, 4. National Defense Academy, 5. National Institute of Radiological Sciences)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[2M11] Development of high-energy heavy ion reaction model JAMQMD Ver.2

*tatsuhiko ogawa[1], Shintaro Hashimoto[1], Tatsuhiko Sato[1], Koji Niita[2] (1. JAEA, 2. RIST)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[2M12] Production of database for heating number and damage cross section implemented in nuclear data process system FRENDY using the PHITS

*Yosuke Iwamoto[1], Kenichi Tada[1] (1. JAEA)

3:30 PM - 3:35 PM JST | 6:30 AM - 6:35 AM UTC

Time reserved for Chair

135 MeV 陽子入射ガンマ線生成二重微分断面積の測定

Measurement of 135 MeV proton incidence gamma-ray production double differential cross section

*梶本 剛[1]，田中 憲一[1]，遠藤 暁[1]，田中 浩基[2]，鎌田 創[3]，高田 真志[4]，濱野 毅[5]
[1]広島大学，[2]京大原子炉，[3]海技研，[4]防衛大学校，[5]放医研

粒子輸送モンテカルロコードの妥当性確認のための実験データ取得として，組織等価プラスチックにおける 135 MeV 陽子入射ガンマ線生成二重微分断面積を有機液体シンチレータを用いて測定した．

キーワード：135 MeV 陽子，ガンマ線生成，二重微分断面積，組織等価プラスチック

1. 緒言

陽子線治療において，入射陽子だけでなく陽子との核反応によって生成される 2 次粒子による被ばくを考慮した 3 次元線量分布の評価方法が求められている．線量分布評価には粒子輸送モンテカルロシミュレーションコードによる計算が有効であるが，適用するにはその精度評価が不可欠である．本研究では，精度評価のためのデータの一つとして，A150 組織等価プラスチックにおける 135 MeV 陽子入射ガンマ線生成二重微分断面積 (DDX)を測定した．実験値を FLUKA，GEANT4，PHITS の計算値と比較した．

2. 実験および解析

実験は放射線医学総合研究所の HIMAC で実施した．スポットサイズ ϕ 1 cm の 135 MeV 陽子を厚さ 1 cm の A150 組織等価プラスチックに照射した．標的の上流側にプラスチックシンチレーションカウンタを設置することでビームを計数した． ϕ 12.7×12.7 cm^3 の有機液体シンチレーションカウンタをビーム軸から 10 度方向に設置した。有機液体シンチレーションカウンタの前にベトカウンタを設置した。

非荷電粒子選択，波形弁別及び飛行時間による弁別を通してガンマ線事象を抽出した．ガンマ線源を測定することで得られた校正曲線を用いてガンマ線事象の光出力分布を得た．EGS5 コードにより応答関数を計算し，ベイズ推定を用いたアンフォールディング[1]によって DDX を求めた．

3. 結果

図 1 に 135 MeV 陽子入射ガンマ線生成 DDX を示す．比較のため，FLUKA，GEANT4，PHITS の計算値も併せて示す．実験値には，炭素の脱励起による 4.4 MeV ガンマ線によるピークが現れている．また，計算値においても同様のピークが現れているが，エネルギービン幅を考慮すると FLUKA 及び PHITS が比較的良くピークを再現している．

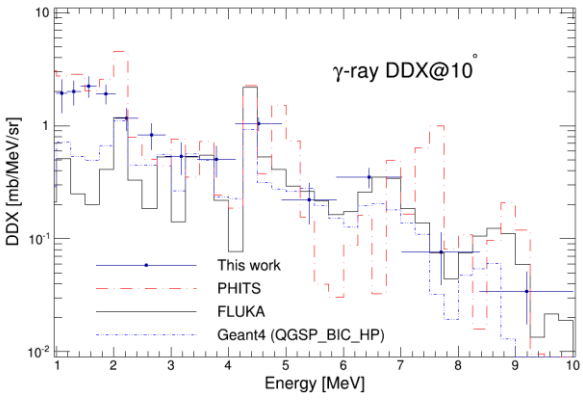


図 1　135 MeV 陽子入射ガンマ線生成 DDX

参考文献

[1] G. D'Agostini, Nucl. Instrum. Methods A, 362 (1995) 487—498.

*Tsuyoshi Kajimoto[1], Kenichi Tanaka[1], Satoru Endo[1], Hiroki Tanaka[2], So Kamada[3], Masashi Takada[4], Tsuyoshi Hamano[5]
[1]Hiroshima Univ., [2]Kyoto Univ. Res. React., [3]Natl. Marit. Res. Inst., [4]Natl. Def. Academy, [5]Natl. Inst. Radiol. Sci.

高エネルギー重イオン核反応モデル JAMQMD Ver.2 の開発

Development of high-energy heavy ion reaction model JAMQMD Ver.2

*小川達彦[1]，橋本　慎太郎[1]，佐藤　達彦[1]，仁井田浩二[2]

[1]原子力機構，[2]高度情報科学技術研究機構

放射線輸送計算コード PHITS(Particle and Heavy Ion Transport code System)において重イオン入射による核反応を扱うモデル(JAM Quantum Molecular Dynamics: JAMQMD)を改良し、残留核生成の再現精度を向上した。

キーワード：量子分子動力学モデル、放射線輸送計算コード、重イオン

1. 緒言

重イオン入射核反応は、宇宙線の線量評価や加速器安全評価において重要となる。放射線輸送計算コード PHITS は、3 AGeV 以上の高エネルギー重イオン入射による反応を JAMQMD により計算するが、周辺衝突反応が扱えないなど反応の再現性に問題があった。本研究では、重イオン入射反応の計算精度を改善するため JAMQMD を改良した。

2. 方法

JAMQMD に対して主に (1)核子間相互作用を相対論不変に記述し、(2) 反応終了時点のエネルギー収支次第で再計算を行うことで、エネルギーを保存させる改良を施した。従来の JAMQMD Ver.1 において、核は座標系のローレンツ変換により不安定になり、核との衝突によらない崩壊と、他の核との衝突による崩壊が判別できなかった。そこで(1)により核を安定に記述し崩壊を抑止することで、周辺衝突を含め反応した場合を明確に識別できるようになる。さらに(2)によりエネルギー保存が満たされない非合理的な反応を除去することが可能となる。

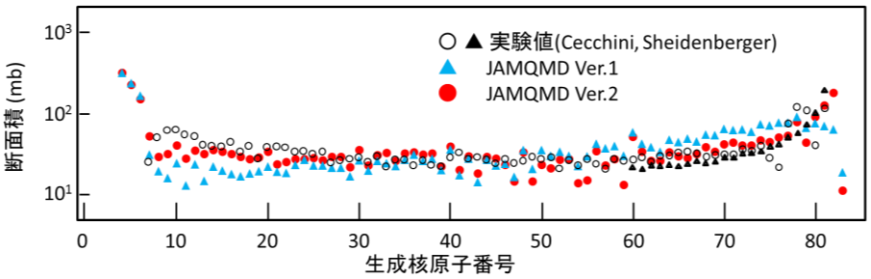


図 1　158 AGeV における ^{208}Pb(^{Nat}C,x)反応の破砕片生成断面

3. 結果・考察

改良後の JAMQMD Ver. 2.0 を PHITS に実装し、実験値を用いて検証を行った。158 AGeV における ^{208}Pb(^{Nat}C,x)X 反応の破砕片生成断面積を図 1 に示す。原子番号が入射粒子の Pb(82)に近づくほど破砕片の生成が急激に増える実験値の傾向は、従来の JAMQMD Ver.1 は再現できないが、改良後の JAMQMD Ver.2 はその傾向をほぼ正確に再現した。これは JAMQMD Ver.2 が周辺衝突を正確に考慮できるようになったためと考えられる。また、14.5 AGeV における ^{28}Si(^{Nat}Cu,x)X 反応の破砕片生成断面積を図 2 に示す。このように軽い核の 10AGeV 程度での反応にでも JAMQMD2 の利点は発揮される。

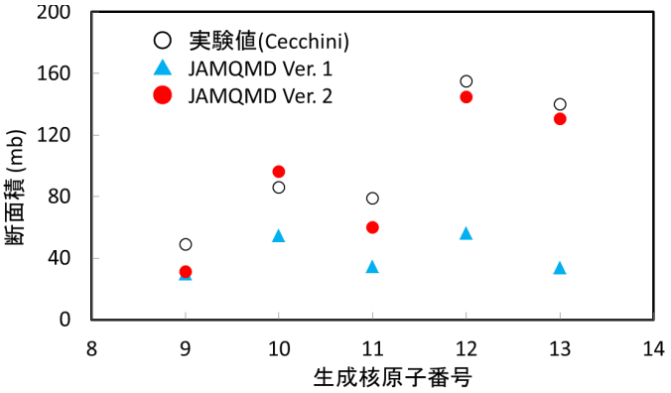


図 2　14.5 AGeV における ^{28}Si(^{Nat}Cu,x)反応の破砕片生成断面

なお、JAMQMD Ver.2.0 は Ver.1 に置き換わり、PHITS の最新版に実装されている。

---

*Tatsuhiko Ogawa[1], Shintaro Hashimoto[1], Tatsuhiko Sato[1], and Koji Niita[2]

[1]Japan Atomic Energy Agency., [2].Research Organization for Information Science and Technology

PHITS を用いた核データ処理システム FRENDY 用の発熱値と損傷断面積データベースの構築

Production of database for heating number and damage cross section implemented in nuclear data process system FRENDY using the PHITS event generator

*岩元 洋介[1]、多田 健一[1]
[1]原子力機構

粒子・重イオン輸送計算コード PHITS のイベントジェネレータモードを用いて、国産核データ処理システム FRENDY に格納する原子炉構造材の中性子に対する発熱値及び損傷断面積の計算を行った。

キーワード：PHITS，FRENDY，NJOY，JENDL-4.0，発熱値，損傷断面積，中性子

1. 緒言　原子力機構では国産核データ処理システム FRENDY[1]の開発を進めている。材料の発熱値及び損傷断面積の導出手法として、米国の核データ処理システム NJOY のエネルギーバランス法が広く利用されているが、200 種以上の核種において発熱値を正しく導出できない問題がある。本研究では、PHITS イベントジェネレータモード(EGM)[2]と核データライブラリ JENDL-4.0 を用いて、FRENDY に格納するための原子炉構造材に対する発熱値及び損傷断面積の計算と NJOY2012 による値との比較、検証を実施した。

2. 計算手法　EGM では、まずモンテカルロ法により ACE 形式の核データライブラリの反応断面積(MF=3)を用いて反応をサンプリングする。中性子放出が選択された場合、中性子生成二重微分断面積(MF=6)を用いる。励起された原子核は脱励起モデル(EBITEN)を用いてγ線を放出し、荷電粒子放出が選択された場合、蒸発モデル GEM を用いて荷電粒子を放出する。発熱値は反跳原子核や荷電粒子の運動エネルギーから計算し、損傷断面積はこれら運動エネルギーを用いて近似的に導出した損傷エネルギーから求めた。計算で中性子エネルギー範囲を 10^{-11}～20 MeV とし、1 エネルギー点あたり 5×10^{4} 回のモンテカルロ計算を行った。

3. 計算結果　図 1 及び図 2 に、PHITS と ACE 形式の JENDL-4.0 による ^{56}Fe 及び ^{47}Ti の計算値、及び NJOY2012 を用いて JENDL-4.0 を処理して導出した値を示す。Fe, Cu, Al の核種に対する計算値について、PHITS 及び NJOY2012 による計算値は良く一致することがわかった。一方、Ti, Ni, Cr の核種に対して NJOY2012 はエネルギーバランス法の問題から発熱値を正しく計算できないが、PHITS は発熱値と損傷断面積ともに計算可能であることがわかった。

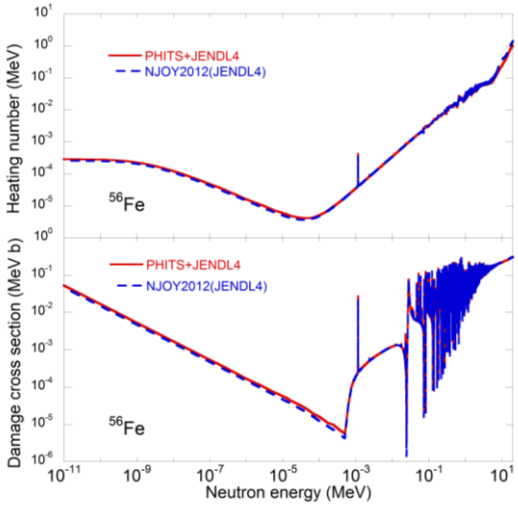


図 1 ^{56}Fe の発熱値（上）と損傷断面積（下）

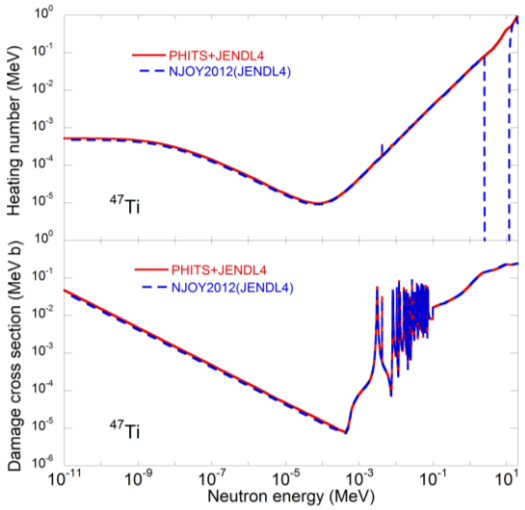


図 2 ^{47}Ti の発熱値(上)と損傷断面積(下)

参考文献

[1] K. Tada et al., JNST 54 (2017) 806-817. [2] T. Ogawa et al., Nucl. Instrum. Meth. A 763 (2014) 575-590.

*Yosuke Iwamoto[1] and Kenichi Tada[1]　[1]Japan Atomic Energy Agency

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：301-2 Reactor Design, Nuclear Energy Strategy, Nuclear Transmutation

Thu. Sep 14, 2017 3:35 PM - 4:55 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 6:35 AM - 7:55 AM UTC | Room M N304 - N Block

[2M13-17] Nuclear Fuel Cycle, Radioactive Toxic Reduction

Chair:Naoto Aizawa (Tohoku Univ.)

3:35 PM - 3:50 PM JST | 6:35 AM - 6:50 AM UTC

[2M13] Evaluation of the fuel cycle mass balance in consideration of recent energy policy

(II)The contribution of the fast reactor cycle in the uncertain future

*Akira Ohtaki[1], Kiyoshi Ono[1], Yoshiki Sato[2] (1. JAEA, 2. NESI Inc.)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

[2M14] Study on Minimization of Radiotoxicity of Spent LWR Fuel(7)ATRUNCYS: a Nuclear Fuel Cycle Simulation Code

*Tsukasa Sugita[1], Kenichi Yoshioka[1], Kouji Hiraiwa[1], Shungo Sakurai[1], Rei Kimura[1], Satoshi Wada[1], Rie Aizawa[1] (1. Toshiba Corporation)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[2M15] Concept of a nuclear fuel cycle using an environmental load-reducing light-water reactor

(1)Outline of the Studies and the Results

*Kouji Hiraiwa[1], Kenichi Yoshioka[1], Shungo Sakurai[1], Rei Kimura[1], Satoshi Wada[1], Tsukasa Sugita[1], Haruka Kajiwara[1], Takanori Kitada[2], Satoshi Takeda[2], Satoshi Chiba[3] (1. Toshiba Corporation, 2. Osaka University, 3. Tokyo Institute of Technology)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[2M16] Concept of a nuclear fuel cycle using an environmental load-reducing light-water reactor

(2)radioactive toxic reduction in uranium fuel.

*Shungo SAKURAI[1], Kenichi YOSHIOKA[1], Kouji HIRAIWA[2], Rei KIMURA[1], Satoshi WADA[1], Tsukasa SUGITA[1], Haruka KAJIWARA[1] (1. TOSHIBA (PIC), 2. TOSHIBA (IEC))

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[2M17] Concept of a nuclear fuel cycle using an environmental load-reducing light-water reactor

(3)Toxicity reduction by adding poison (1)

*Takanori Kitada[1], Satoshi Takeda[1], Kouji Hiraiwa[2], Satoshi Chiba[3] (1. Osaka University, 2. Toshiba, 3. Tokyo Institute of Technology)

4:50 PM - 4:55 PM JST | 7:50 AM - 7:55 AM UTC

Time reserved for Chair

昨今のエネルギー政策を考慮した核燃料サイクル諸量評価
(2) 不確かな将来における高速炉サイクルの貢献

Evaluation of the fuel cycle mass balance in consideration of recent energy policy

(II) The contribution of the fast reactor cycle in the uncertain future

*大滝　明[1]，小野　清[1]，佐藤　良樹[2]

[1]原子力機構，[2]㈱NESI

2030 年以降における原子力発電比率が不確かな中、不透明感が増した核燃料サイクル計画の将来展望を踏まえて、様々な原子力利用シナリオについて核燃料サイクル諸量評価を実施した。

キーワード：エネルギー，長期見通し，核燃料サイクル，原子力発電，高レベル放射性廃棄物

1. 緒言　現行の長期エネルギー需給見通しでは、2030 年度の原子力発電比率は国内電力需要量の 20～22%と見込んでいる。この目標は、原子力発電所の新増設とリプレースを想定せず、原子力発電所の耐用年数延長や設備利用率向上を前提条件としている。これらの前提条件が実現しない場合、2030 年度の電力供給目標と CO_2 削減目標の達成が困難になり、さらに将来の核燃料サイクル計画への影響も懸念される。本報では、原子力発電所再稼働の不確実性を踏まえた様々な原子力利用シナリオについて、核燃料サイクル諸量の見地より評価した結果を報告する。

2. 解析方法　表 1 は将来シナリオの代表例である。原子力発電電力量については、2030 年度目標持続の他に軽水炉寿命 40 年と原子力漸減の計 3 つのパターンを想定し、導入する核燃料サイクルの技術選択肢は、高速炉サイクルの実用化時期の不確実性を考慮して計 5 つのシナリオを設定した。これら将来シナリオの核燃料サイクル諸量解析は、機構が開発した FAMILY-21 コード[1]、[2]で行い、天然ウラン需要量、使用済燃料貯蔵量および高レベル放射性廃棄物の処分場占有面積等を横断的に比較した。

表1 代表的な将来シナリオの一覧

No.	核燃料サイクルの技術選択肢	原子力発電電力量への影響因子		
		2030年度目標持続【A】	軽水炉寿命40年【B】	原子力発電漸減【C】
1	核燃料サイクル凍結	X	X	X
2	六ヶ所再処理工場限定サイクル	X	－	X
3	軽水炉サイクル継続	X	X	－
4	高速炉サイクル導入2050年代	X	X	X
5	高速炉サイクル導入2060年代	X	－	－

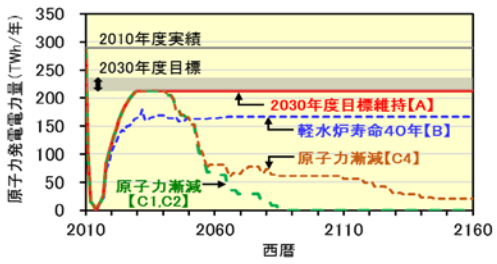


図1 主なシナリオの原子力発電電力量

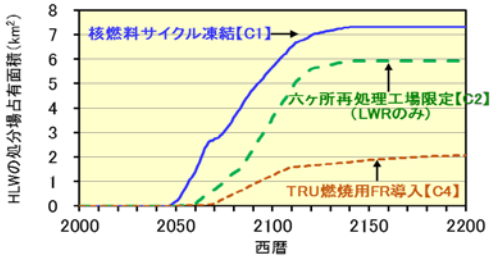


図2 高レベル放射性廃棄物の処分場占有面積
（原子力発電漸減シリーズ）

3. 結果・考察　図 1 は 2030 年度目標維持【A】、第 1 世代炉寿命 40 年【B】、原子力発電漸減における軽水炉のみ【C1,C2】と TRU 燃焼用 FR 導入【C4】を想定した原子力発電電力量である。2030 年度目標維持の電力供給に対して、軽水炉寿命 40 年のシリーズは約 80%まで低下し、原子力発電漸減シリーズの TRU 燃焼用 FR 導入では来世紀初頭まで 30%程度の電力量を確保できる。また、FR 導入の利点である最終処分場の有効利用は、原子力発電漸減シリーズでも十分に発揮される(図 2)。よって、高速炉は将来の原子力発電規模が不確かな場合でも、その時代のニーズに適した FR 炉心を選択することで多様性に富んだ運用と効果が期待できることから、軽水炉サイクルの着実な遂行を支援するうえでも高速炉サイクルの開発を継続していくことが必須である。

参考文献　[1] 大滝他，2010 年秋の大会 O14、[2] 大滝他，2013 年秋の大会 E04

*Akira Ohtaki[1], Kiyoshi Ono[1] and Yoshiki Sato[2]

[1]JAEA, [2]NESI Inc.

軽水炉における放射性毒性最小化の検討
（7）燃料サイクル諸量評価コード ATRUNCYS^{TM} の開発

Study on Minimization of Radiotoxicity of Spent LWR Fuel

(7) ATRUNCYS^{TM}: a Nuclear Fuel Cycle Simulation Code

*杉田 宰[1]，和田 怜志[1]，吉岡 研一[1]，平岩 宏司[1]，櫻井 俊吾[1]，木村 礼[1]，相澤 利枝[1]

[1]（株）東芝

原子力発電のコスト評価においては、消滅処理高速炉などを含めた環境負荷低減にかかるコストを総合して考慮する必要がある。既存炉から将来炉まで含め、シナリオに応じた TRU 量などの燃料サイクル諸量を正確に評価できる解析コードシステム ATRUNCYS^{TM} を開発し検証した。

キーワード：超ウラン元素，核燃料サイクル，放射性毒性，軽水炉，コード検証

1. 緒言

2014 年策定のエネルギー基本計画では、環境負荷低減の観点から放射性廃棄物の減容化・有害度低減のための技術開発を推進するとしており、群分離や超ウラン元素(TRU)等を処理する消滅処理高速炉の研究が進められている。現状での軽水炉の発電コストの評価にはこれらの環境負荷低減コストが考慮されておらず、TRU の蓄積量によっては多大なコストが原子力発電にかかる可能性がある。したがって、軽水炉において TRU の発生量を抑制し、環境負荷を低減する研究開発を行っている[1]。このような軽水炉側での技術開発により燃料サイクル全体での環境負荷コスト低減が可能かどうかの確認には、燃料サイクル全体での燃料サイクル諸量（TRU 蓄積量など環境負荷に関する量）の正確な評価と経済性への影響の見積りが必要である。軽水炉の環境負荷低減技術の開発と並行し、それらの技術の燃料サイクル適用時の影響を定量的評価するため、燃料サイクル諸量を評価する解析コードの開発を進めている[2]。

2. コード検証

サイクル諸量評価に関わるベンチマーク問題[3]を用いて、開発したコードの検証を行った。問題には、ウラン燃料のみのワンススルーサイクル(シナリオ 1)、MOX 再処理を行う MOX 再処理サイクル(シナリオ 2)、MOX 再処理に加え高速炉利用を実施するサイクル(シナリオ 3)が用意されている。図 1 には、シナリオ 2 の PWR ウラン燃料と再処理 PWRMOX 燃料のシナリオ例を示す。図 2 にシナリオ 2 における Pu 廃棄量のベンチマーク参加コードとの比較を示す。各コードには、再処理後の崩壊を加味したものと、加味しないものがあり、ATRUNCYS^{TM} および“COSI”では、再処理後の崩壊を考慮した結果を(DECAY)、崩壊を考慮していない結果を(CUMUL)として出力した。また、“VISION”は崩壊を考慮し、“FAMILY21”、“EVOLCODE”は崩壊を考慮していない。図 2 の結果から、崩壊を考慮しない場合は他コードとよく一致しており、崩壊を考慮した場合でもコード間の差程度で一致を示していることが分かる。本発表では、開発コードによるベンチマーク解析結果と他機関サイクル諸量コードによるベンチマーク解析結果の比較・検証結果について述べる。

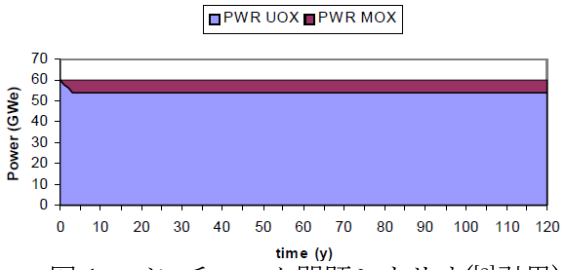


図 1　ベンチマーク問題シナリオ([3]引用)

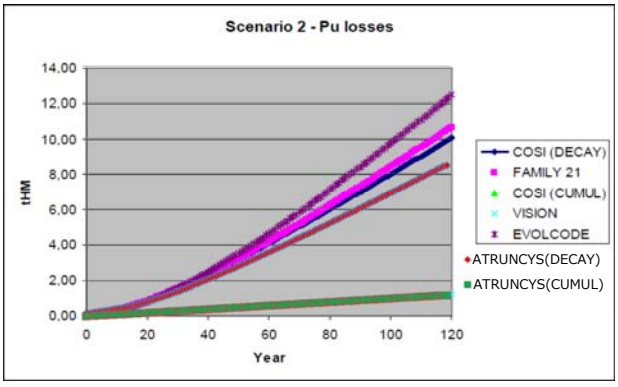


図 2　Pu 廃棄量比較([3]引用)

※本論文に掲載の商品の名称は、それぞれ各社が商標として使用している場合があります。

参考文献

[1]平岩　他，2015 秋の大会 A01、A02、A03、　櫻井　他、2016 春の大会 3O04、3O05

[2]松宮　他，2016 秋の大会 1L05

[3] “Benchmark Study on Nuclear Fuel Cycle Transition Scenario Analysis Codes”, NEA/NSC/WPFC/DOC(2012)16, June 2012

*Tsukasa SUGITA[1], Satoshi WADA[1], Kenichi YOSHIOKA[1], Kouji HIRAIWA[1], Shungo SAKURAI[1], Rei KIMURA[1], and Rie AIZAWA[1]

[1]Toshiba Corporation

環境負荷低減軽水炉を用いた核燃料サイクル概念構築
（1）全体計画と 2016 年度成果概要

Concept of a nuclear fuel cycle using an environmental load-reducing light-water reactor

(1)Outline of the Studies and the Results

*平岩 宏司[1]、吉岡 研一[1]、櫻井 俊吾[1]、木村 礼[1]、和田 怜志[1]、杉田 宰[1]、梶原 春花[1]、
北田 孝典[2]、竹田 敏[2]、千葉 敏[3]
[1]東芝、[2]大阪大学、[3]東京工業大学

軽水炉と高速炉とが共存する核燃料サイクルにおいて、軽水炉の放射性毒性を抑制することで核燃料サイクル全体として放射性毒性を抑制できる概念を検討する。本報では全体計画、2016 年度成果概要を示す。

キーワード：.環境負荷，軽水炉，放射性毒性，ガラス固化体，核分裂生成物，マイナーアクチニド

1. 緒言

潜在的放射性毒性（以下有害度）の削減は分離変換と高速炉での消滅処理が主に想定されてきた。これに対し本開発は有害度等発生元の軽水炉に注目し有害度等生成低減が可能な環境負荷低減軽水炉概念の構築とその炉でのサイクル諸量評価を通じ有害度等を低減できる核燃料サイクル概念を構築する計画である。

2. 開発計画と 2016 年度成果概要

環境負荷低減型軽水炉の検討では 1)軽水炉仕様の検討と 2)軽水炉仕様への影響検討として平行した検討を行う。1)は図 1 のように既設炉を含む範囲で TRU、FP を原因とする有害度生成低減と廃棄物減容が可能な燃料炉心仕様の在り方を MVP 等の解析で検討する。2)は燃焼中の共鳴吸収を抑制できる中性子毒物の選定と適用時の効果を解析で検討する。さらに FP イールド(FPY)評価精度の向上を目的に FPY 理論的評価的手法の高度化を行う。サイクル諸量評価は開発済みのサイクル諸量コード[1] を適用する。

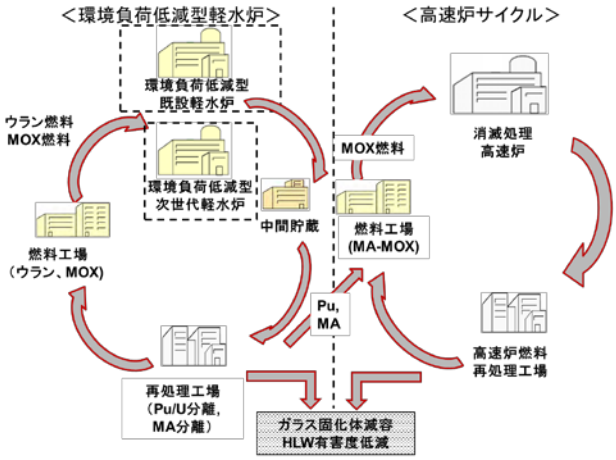


図 1 環境負荷低減型軽水炉を用いた核燃料サイクル

検討結果のうちウラン燃料炉心の結果を図 2 に示す（基準ケースで規格化）。H/HM 増大、ウラン燃え残し、燃料棒太径で改善となりウラン炉のスペクトルシフト運転では悪化する。

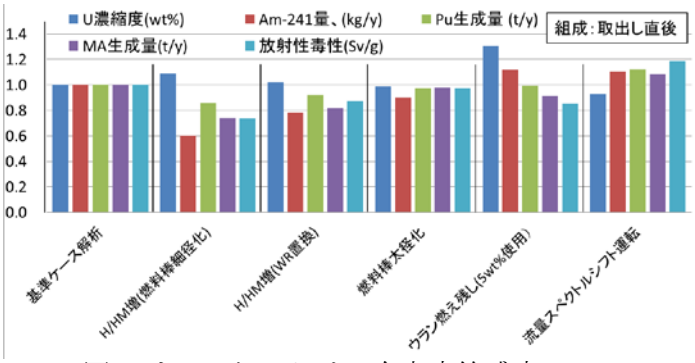


図 2 ウラン炉における有害度等感度

3. 結論

軽水炉で燃料炉心仕様を適切に構築することで有意な有害度低減やガラス固化体減容が可能と考えられ、有効な方法は BWR 特有の方法ではないため PWR でも効果が期待される。本研究は平成 28 年度文部科学省原子力システム研究開発事業の一環として東芝、大阪大学、東京工業大学が実施した成果の一部である。

参考文献 [1] 松宮他、2016 春の年会 L05

* Kouji HIRAIWA[1], Kenichi YOSHIOKA[1], Shungo SAKURAI[1],Rei KIMURA[1], Satoshi WADA[1], Tsukasa SUGITA[1], and Haruka KAJIWARA[1],Takanori KITADA[2],Satoshi CHIBA[3] [1]TOSHIBA Corporation, [2]Osaka University,[3]Tokyo Institute of Technology

環境負荷低減軽水炉を用いた核燃料サイクル概念構築
(2) ウラン燃料における放射性毒性低減について

Concept of a nuclear fuel cycle using an environmental load-reducing light-water reactor

(2)Radioactive toxic reduction in uranium fuel

*櫻井 俊吾[1]，吉岡 研一[1]，平岩 宏司[1]，木村 礼[1]，和田 怜志[1]，杉田 宰[1]，梶原 春花[1]

[1]東芝

既設炉にも適用出来る放射性毒性を低減できる燃料概念として、初期濃縮度と残留濃縮度を増加させる「ウラン燃え残し型燃料概念(FORSETI)」を構築した。同燃料概念と放射性毒性低減の原理について報告する。

キーワード：環境負荷，軽水炉，放射性毒性，ウラン燃料，既設炉，マイナーアクチニド

1. 緒言

使用済み燃料から生じる潜在的放射性毒性（以下有害度）の削減は分離変換と高速炉での消滅処理が主に考えられてきた。先行研究[1],[2]において有害度の発生源とされている軽水炉に着目した研究を行い、有害度の主因子となる核種を明らかにし、軽水炉で有害度が低減出来ることを示した。本報では、既設炉にも適用可能な概念として初期濃縮度と残留濃縮度を増加させる「ウラン燃え残し型燃料概念(FORSETI)」を構築し、有害度低減の定量評価を行うとともに有害度低減の要因を明らかにする。

2. 解析

2-1. 解析条件

BWR 用 9×9 燃料の断面を対象に MVP-BURN を用い、初期濃縮度をパラメータとし、取出燃焼度 45GWd/t 一定で取出時組成を評価し、参考文献[3]に記載された換算係数を用いて有害度を評価した。

2-2. 解析結果

図 1 に取出時の有害度の初期濃縮度依存性を示す。初期濃縮度を高くすると高次の TRU 生成が減少することが分かる。Cm-244 の有害度は既設炉で利用可能な 5wt%において 5%減、10wt%で 93%減、15wt%で 98%減、20wt%では 99%減と初期濃縮度の有害度低減の感度が大きいことが分かった。図 2 に取出時の全プルトニウム（全 Pu）及び U-235 と核分裂性プルトニウム(Puf)の初期濃縮度濃縮度依存性を示す。初期濃縮度が高くなるにつれて全 Pu が低下し、U-235+Puf が増加していくことが分かる。

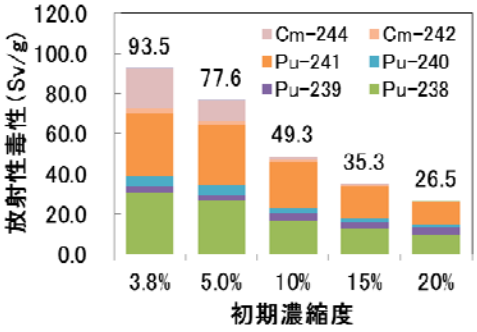


図 1　有害度の初期濃縮度依存性

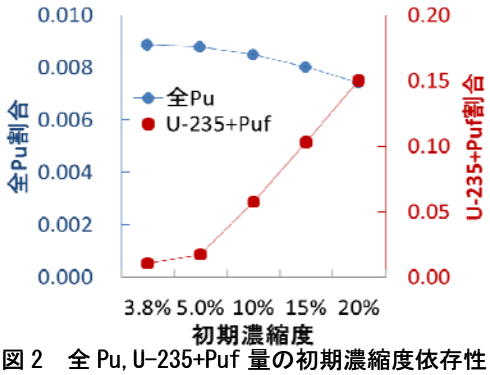


図 2　全 Pu, U-235+Puf 量の初期濃縮度依存性

3. 結論

FORSETI は、ウラン炉での燃料炉心構造を一切変えずにウラン濃縮度のみで有害度生成を抑制でき、この燃料から取出される Puf と高い U-235 濃度を生かすことで MOX 炉の有害度も減らせ、MOX 炉の核特性改善も可能と考えられ、ウラン炉と MOX 炉トータルで有害度を減らす既設炉にも適用可能な環境負荷低減炉概念と考えている。現在、FORSETI のウラン炉心、MOX 炉心成立性の検討も進めている。本研究は、平成 28 年度文部科学省原子力システム研究開発事業の一環として、東芝が実施した成果の一部である。

参考文献

[1] 平岩　他、2015 秋の大会 A01,　[2] 櫻井　他、2015 秋の大会 A02

[3] 西原健司、使用済核燃料の潜在的放射性毒性評価のためのデータベース、JAEA-Data/Code2010-012,JAEA,Sep.2010

*Shungo SAKURAI[1], Kenichi YOSHIOKA[1], Kouji HIRAIWA[1], Rei KIMURA[1], Satoshi WADA[1], Tsukasa SUGITA[1], and Haruka KAJIWARA[1]

[1]TOSHIBA Corporation

環境負荷低減軽水炉を用いた核燃料サイクル概念構築
（3）毒物（中性子吸収材）の添加による有害度低減（その 1）

Concept of a nuclear fuel cycle using an environmental load-reducing light-water reactor

(3) Toxicity reduction by adding poison (1)

*北田　孝典[1]，竹田　敏[1]，平岩 宏司[2]，千葉 敏[3]

[1]大阪大学，[2]東芝，[2]東京工業大学

高次核種の生成を抑制するための毒物(中性子吸収材)の添加を検討した。評価済み核データライブラリや燃焼チェーン等を確認し、核種が持つ共鳴や断面積の大きさの観点から、有害度低減に効果がある可能性のあるランタノイドなどの核種を明らかにした。

キーワード：放射性毒性，毒物，断面積，共鳴

1. 緒言

軽水炉から取り出される使用済燃料について、減容や有害度の低減を目的とする環境負荷低減型軽水炉が研究されており、この一環として、高次核種の生成を抑制するための毒物(中性子吸収材)の添加を検討している。評価済み核データライブラリや燃焼チェーン等を確認し、核種が持つ共鳴や断面積の大きさの観点から、有害度低減に効果がある可能性のある核種を調査した結果について報告する。

2. 反応抑制対象核種および毒物核種の選定

特に 100 年後の TRU の中で有害度の高い Pu238 と Pu241 に着目した場合、燃焼チェーンを踏まえれば、Pu238 については Np237 や Cm242 を経由する生成経路、Pu241 については Pu239 やより高次の核種から生成する経路がある。ここで、Pu239 は主として U238 の捕獲反応で生成されること、Pu239 よりも高次の核種については Pu239 の捕獲反応を低減させることで生成を抑制できることから、Np237・U238・Pu239 の 3 核種の捕獲反応を抑制することで、特に 100 年後の有害度を低減できると考えられる。

Np237・U238・Pu239 の 3 核種の捕獲反応を抑制するために、燃料に添加する毒物として利用可能と考えられる核種(ランタノイド等を対象)を選定するため、断面積の比較を行い候補となる核種を選定した。U238 の場合、図 1 に示すような 7, 21, 36eV 付近において共鳴吸収が存在する核種や、吸収断面積が U238 よりも大きい核種を選定し、Dy, Er, Eu 等を毒物候補核種とした。Np237, Pu239 についても U238 の場合と同様に断面積を比較し、毒物候補核種を選定した。

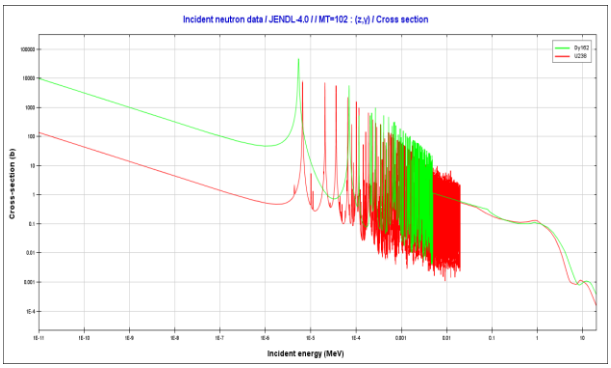


図 1　U238 と Dy162 の捕獲断面積の比較

今後、候補核種を添加した燃料を対象にした燃焼計算を実施し、添加毒物核種による Np237・U238・Pu239 の捕獲反応の抑制効果および有害度低減への寄与を評価する予定である。 本研究は、平成 28 年度文部科学省原子力システム研究開発事業の一環として、東芝、大阪大学、東京工業大学が実施した成果の一部である。

---

*Takanori Kitada[1], Satoshi Takeda[1], Kouji Hiraiwa[2] and Satoshi Chiba[3]

[1]Osaka Univ., [2]TOSHIBA Corporation, [3]Tokyo Institute of Technology

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：301-2 Reactor Design, Nuclear Energy Strategy, Nuclear Transmutation

Thu. Sep 14, 2017 4:55 PM - 6:15 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 7:55 AM - 9:15 AM UTC | Room M N304 - N Block

[2M18-22] New Type Reactor Development 1

Chair:Rei Kimura (TOSHIBA)

4:55 PM - 5:10 PM JST | 7:55 AM - 8:10 AM UTC

[2M18] Core concept of molten salt fuel sodium cooled fast reactor

(1)Core concept

*Naoyuki Takaki[1], Takumi Iida[1] (1. Tokyo City Univ.)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[2M19] Core concept of molten salt fuel sodium cooled fast reactor

(2)炉心核特性

*Takumi Iida[1], Naoyuki Takaki[1] (1. Tokyo City Univ.)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[2M20] Development on a breeding reactor with moltensalt coolants

*Yoshitaka Naito[1], Kazuo Asekura[1] (1. NAIS co.inc)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[2M21] A Sodium-cooled Fast Reactor Core Concept with Enhanced Inherent Safety

Feasibilty study of the void reactivity and burnup reactivity reduction countermeasure

*Koji Fujimura[1], Takeshi Nitawaki[2], Toshikazu Takeda[3] (1. Hitachi, Ltd., 2. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., 3. University of Fukui)

5:55 PM - 6:10 PM JST | 8:55 AM - 9:10 AM UTC

[2M22] Investigation on the calculation method of sodium void reactivity for fast reactor cores with sodium plenum

*Kazuteru Sugino[1], Shigeo Ohki[1] (1. JAEA)

6:10 PM - 6:15 PM JST | 9:10 AM - 9:15 AM UTC

Time reserved for Chair

溶融塩燃料 Na 冷却高速炉の炉心概念
（1）炉心概念

Core concept of molten salt fuel sodium cooled fast reactor
(1) Core concept

*高木 直行[1]，飯田 拓海[2]
[1,2]東京都市大学

塩化物燃料塩を装填した被覆管表面を Na で除熱する「溶融塩燃料 Na 冷却高速炉」概念を提案した。

キーワード：ピン型燃料、溶融塩燃料、ナトリウム冷却、高速増殖炉

1. 緒言

燃料塩と冷却塩が被覆管によって分離されているピン型溶融塩炉(SSR: Stable Salt Reactor)が英 Moltex エナジー社により提案されている[1]。従来の溶融塩炉では、燃料塩が冷却材の役割も持ち、大量の放射能を内包した燃料物質や FP を含んだ塩が除熱のために炉心領域を出て配管、ポンプ、熱交換器といった広い領域を循環する。一方、SSR 炉心概念では、燃料物質は塩化物塩として被覆管内に収められ、フッ化物冷却材塩とは物理的に分離されている。燃料塩が 1 次ループ全体を巡ることがないため、stable(もしくは static)溶融塩炉と称されている。SSR では一次冷却材中の含有放射能が低く、放射性物質隔離バウンダリの構成やポンプ・熱交換器などの機器保守管理の考え方が従来の固体燃料炉に近い。本研究では、塩化物燃料塩を装填した被覆管表面を Na で除熱する「溶融塩燃料 Na 冷却高速炉」概念を提案しその特徴を整理した。

2. ピン型溶融塩燃料 Na 冷却高速炉概念

燃料仕様： 燃料塩の熱伝導は酸化物燃料の 1/10 程度以下と小さく、燃料温度抑制には対流効果促進が重要なため、Moltex 社の設計では 20mm の太径ピンが採用されている。炉心燃料の設計仕様は検討途中ながら、三角配列の燃料ピンを正方形に束ねた集合体をオンライン交換可能とする炉心構成が提案されている。

特徴: 資源有効利用や廃棄物低減を目的として Pu や MA をリサイクルする場合､固体ペレット燃料では、その製造・再処理過程で燃料を固体→液体→固体と相変化させて扱わねばならず、特に固体時には大きな発熱量が妨げになるが、溶融塩燃料ではこれらの煩雑さを軽減できる可能性がある。ピン型溶融塩燃料炉では、放射能の強い殆どの FP は気体でなく塩として被覆管内に存在するため、過酷事故時にも放射性プルームの放出抑制が期待される。冷却材に Na を用いることで、従来の Na 高速炉並の燃焼・増殖性能が達成でき、燃料部以外のプラント技術については、過去の Na 炉開発による豊富な成果を活用できる可能性がある。燃料ピン内重元素量少の核的影響や、被覆管破損時の燃料挙動等について今後検証が必要である。

表１　従来型溶融塩炉とピン型溶融塩炉の特質比較

	軽水炉	従来型溶融塩炉 (ORNL など)	Stable Salt Reactor (Moltex Energy)	ピン型溶融塩 Na 冷却炉 (都市大)
燃料バウンダリ	燃料被覆管	1 次系ループ	燃料被覆管（ベント型）	燃料被覆管
冷却系圧力	高圧（7～15MPa）	低圧 （大気圧＋系統損圧）	同左	同左
燃料（塩）の種類	U 酸化物	U, Th フッ化物、塩化物	U, Th, Pu, MA 塩化物塩	U, Th, Pu, MA 塩化物塩 (Cl-37 同位体濃縮)
燃料の炉心外への移動	なし →遅発中性子損失無し	あり →遅発中性子損失有り →Pa 寄生吸収による U-233 生成阻害少	なし →遅発中性子損失無し →Pa 寄生吸収による U-233 生成阻害多	なし →遅発中性子損失無し →Pa 寄生吸収による U-233 生成阻害多
冷却材	水	燃料塩に同じ	フッ化物塩	ナトリウム
中性子エネルギー	熱	熱	中速～高速	高速
燃料塩、冷却材による 中性子寄生吸収	-	多い	多い	少ない
増殖成立性	不可	トリウム燃料＋燃料塩 の連続再処理(FP 除去) で成立可能性有	不可	ウラン燃料、トリウム燃料 いずれでも成立可能性有

参考文献

[1] Ian R. Scott, “THE SIMPLE MOLTEN SALT REACTOR” Conceptual design and technical status, Moltex report, Oct. 2014
[2] 飯田、高木、”燃料ピン型溶融塩炉の増殖性能評価”、日本原子力学会 2017 年春の年会（東海大）要旨集 3F13

*Naoyuki Takaki[1] and Takumi Iida[2], [1,2]Tokyo City Univ.

溶融塩燃料 Na 冷却高速炉の炉心概念
（2）炉心核特性

Core concept of molten salt fuel sodium cooled fast reactor

(2) Core characteristics

*飯田 拓海[1]，高木 直行[2]

[1,2]東京都市大学

ピン型溶融塩炉(SSR: Stable Salt Reactor)の冷却材を Na に変更した「溶融塩燃料 Na 冷却高速炉」についてモンテカルロコード MVP を用いたピンセル燃焼解析を行い、燃焼特性および増殖性能を評価した。

キーワード：ピン型燃料、溶融塩燃料、Na 冷却、高速増殖炉

1. 緒言

表 1 に SSR の基準炉心仕様を示す[1]。先行研究により SSR の燃料塩に含まれる ^{35}Cl の中性子吸収率が炉心全体のうち約 11%、燃料塩が 10%を占めていることが判明した[2]。そこで本検討では、①^{37}Cl の同位体濃縮による ^{35}Cl の排除、②冷却材のフッ化物塩を高速炉の冷却材として一般的な Na へ変更という 2 つの対策を行い、中性子寄生吸収を抑制することで燃焼特性や増殖性能の改善を図った。

表 1. SSR の基準炉心仕様

出力密度	115kW/l(PWR級)
燃料塩組成	$(Pu,MA,U)Cl_3$/NaCl 40mol%/60mol%
Pu富化度	30wt%
燃料平均温度	1475K
冷却塩組成	ZrF_4/NaF/ KF 42mol%/10mol%/48mol%
冷却塩平均温度	775K
被覆材	NIMONIC® alloy PE16
被覆材平均温度	775K
燃料ピン直径	2.0cm
燃料ピンピッチ	2.56cm

2. 解析方法

連続エネルギーモンテカルロコード MVP-2.0 の燃焼計算モジュールである MVP-BURN を用いてピンセル二次元無限解析を行った。核データライブラリには JENDL-4.0 を使用した。TRU 組成には、軽水炉取出燃料（燃焼度 45~49GWd/t、4 年冷却、MA/TRU=10.4%）の値を用いた。

3. 結果

各炉の燃焼に伴う k-inf.の変化と性能評価結果を図 1 と表 2 に示す。

基準炉心に比べ、^{37}Cl の同位体濃縮を行った炉心では、中性子寄生吸収減少により初期反応度が増加し、炉寿命は 1.6 倍に延長した。

更に、冷却材をフッ化物塩から Na に変更した炉心では、フッ素による高速中性子の散乱・吸収が排除されたこと、および Pu 富化度低減によって親核種が増加したことにより、内部転換性能が大幅に改善し増殖が可能となった。燃焼度は 130GWd/t を超え燃焼性能の飛躍的向上が見られた。

この ^{37}Cl 濃縮+Na 冷却炉では、Pu 富化度が 15wt%と低く随伴する MA 量も少ないながら、軽水炉 1 基分の生成量に相当する MA 変換（変換率で-7.6%/y）が可能となる結果を得た。

今後は増殖性能や MA 変換性能等をより高い精度で評価を行うため、ブランケット集合体を持つ全炉心解析を実施し、溶融塩燃料 Na 冷却高速炉の核的成立性検討を更に深める。

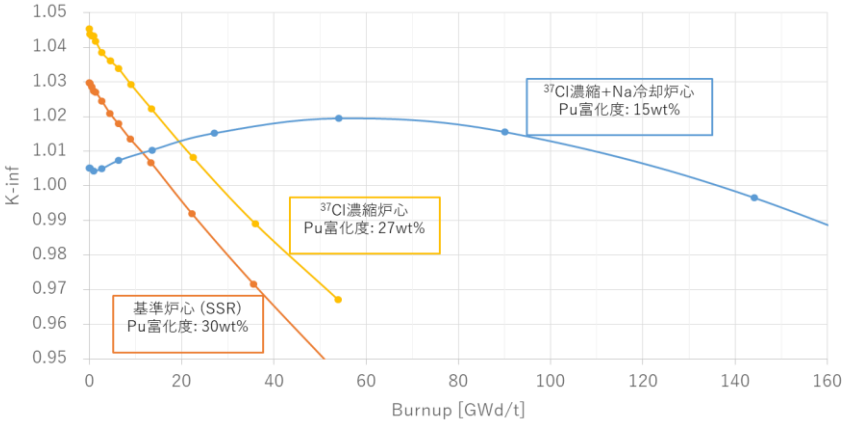


図 1. 無限増倍率の変化

表 2. ピン型溶融塩燃料炉の仕様と評価結果

	基準炉心(SSR)	^{37}Cl濃縮炉心	^{37}Cl濃縮+Na冷却炉心
燃料塩中の Cl同位体割合	^{35}Cl : 75.8% ^{37}Cl : 24.2%(nat)	^{35}Cl : 0% ^{37}Cl : 100% (濃縮)	
冷却材組成	ZrF_4+NaF+KF		Na
Pu富化度	30wt%	27wt%	15wt%
炉寿命	195days	314days	1490days
燃焼度	17.2GWd/t	28.2GWd/t	134GWd/t
瞬時転換比(MOL)	0.68	0.77	1.07
FIR*	0.96	0.94	1.12
Pu増減量	-84kg/GWt/y (-2.7%/y)	-39kg/GWt/y (-1.4%/y)	+67kg/GWt/y (+4.4%/y)
MA増減量	-14kg/GWt/y (-3.9%)	-19kg/GWt/y (-5.8%/y)	-13kg/GWt/y (-7.6%/y)

* FIR:Fissile inventory Ratio

参考文献

[1] Ian R. Scott M.A. Ph.D. : “THE SIMPLE MOLTEN SALT REACTOR” Conceptual design and technical status October 2014

[2] 飯田拓海，高木直行，“燃料ピン型溶融塩炉の増殖性能評価”，日本原子力学会 2017 年春の年会 ，3F13

*Takumi Iida[1]and Naoyuki Takaki[2]

[1,2]Tokyo City Univ.

溶融塩冷却増殖炉の開発

Development on a breeding reactor with molten-salt coolants

*内藤 俶孝[1]，畦倉 和雄[1]
[1]（株）ナイス，

高速増殖炉「もんじゅ」の開発が頓挫して、わが国の核燃料サイクルの完結は困難になった。ナトリウム以外の冷却材を用いた増殖炉の開発が必要になった。この冷却材としては、金属化合物と溶融塩が考えられる。ここでは、溶融塩を冷却材とした増殖炉の開発の可能性について検討する。

キーワード：高速増殖炉もんじゅ，溶融塩冷却材，核燃料サイクル

1. 緒言

高速増殖炉の冷却材として考えられるのは、金属化合物と溶融塩の二つが有力である。金属化合物としては、鉛ビスマスが考えられている。その他に、ナトリウム金属がある。但し、ナトリウムは化学的に活性で、取り扱いには歴史的に苦労している。溶融塩冷却炉の可能性については、今後、検討が進められることと思われる。この場合の要点は核燃料の増殖性能と化学的安全性である。増殖性能についてはここでは可能性について説明し、化学的安全性については、今後、長期にわたる検討課題とする。

2. 溶融塩冷却材による増殖性能

2-1. 米国 INEL が調査した[1]溶融塩のなかで、増殖炉の冷却材として使用できるものを検討対象にする。

燃料はウランとプルトニウムの Zr 合金燃料を想定した。冷却材の Melting Point が高いものは、Melting Point まで温めて、溶液にして使用する。溶液が沸騰しなければ、一次冷却系の圧力が低く抑えられる。また、増殖比(BR) が大きく、十分な燃焼に耐える反応度を維持できれば、増殖炉として使用できるとする。

2-2. 単位セルの燃焼計算結果

「もんじゅ」の単位燃料棒セルを手本にして、溶融塩の核種組成や燃料棒のピッチと直径の比（P/D）を幾何形状パラメターにして計算した。そのセル内の平均中性子エネルギースペクトルを図 1 に示す。また、中性子増倍係数、及び、増殖比(BR)を求め、表 1 に示す。これらの図表から次のことが分かる。

(1) 冷却材に水素が含まれていなければ、ナトリウム冷却の場合と近い中性子スペクトルとなる。

(2) 溶融塩冷却材を使用すると HC(High Convergence) BWR の場合より硬いスペクトルになる。

(3) この溶融塩冷却材を用いれば、Na 冷却高速炉と同程度の増殖比(BR)が得られる。

3. 結論

水素元素を含まない溶融塩による冷却により、ナトリウム冷却と同程度の増殖比を達成できる。

表 1 各セルパターン毎の中性子増倍係数 Kinf,と増殖比(BR)

Coolant	Fuel	P/d : 1.1		P/d : 1.2		P/d : 1.3	
		Kinf	BR	Kinf	BR	Kinf	BR
Hitec	20%MOX	1.462	1.006	1.408	0.976	1.355	0.943
	U-16Pu-10Zr	1.583	1.093	1.499	1.095	1.426	1.083
Flibe	20%MOX	1.365	1.032	1.291	0.992	1.238	0.953
	U-16Pu-10Zr	1.427	1.169	1.330	1.097	1.258	1.108
Na	20%MOX	1.521	1.039	1.492	1.032	1.466	1.024
H2O	20%MOX	1.402	0.810	-	-	-	-
Pb-Bi	20%MOX					1.462	1.042
	U-16Pu-10Zr					1.642	1.061

図 1 Neutron Energy Spectra in each cell

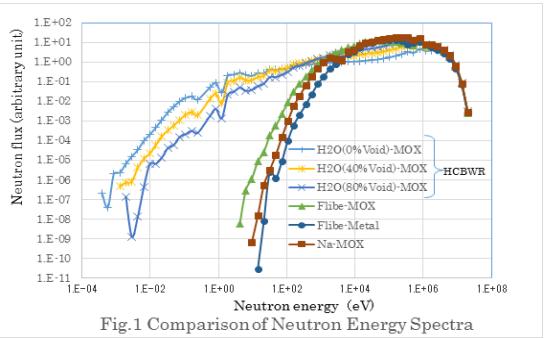


Fig.1 Comparison of Neutron Energy Spectra

参考文献

[1] INEL/EXT-10-18297(2010)

*Yoshitaka Naito[1], Kazuo Azekura[1] ：[1]NAIS Co. Inc.

固有安全性を有する高速炉の炉心概念
- ボイド反応度と燃焼反応度の低減策の検討 -

A sodium-cooled fast reactor core concept with enhanced inherent safety

- Feasibility study of the void reactivity and burnup reactivity reduction countermeasure -

*藤村 幸治[1], 仁田脇 武志[2], 竹田 敏一[3]

[1] 日立, [2] 日立 GE, [3] 福井大学

炉心固有の特性によって ULOF と UTOP 想定時の炉心損傷を回避できる、ナトリウム冷却 MOX 燃料高速炉の炉心概念を検討している。左記を実現するため、ボイド反応度負と燃焼反応度≦1$を同時に満足することを設計目標と設定した。炉心性能の劣化を抑制できるボイド反応度低減策として、ナトリウムプレナム付き軸方向非均質炉心(AHC)とガス膨張式モジュール(GEM)の設置を検討した。また、燃焼反応度低減策としては、AHC の内部ブランケットに軽水炉取出しのマイナーアクチニド(MA)を添加して、MA の可燃性吸収材・燃料親核種としての核的特長を活用する方策を検討した。

*ULOF：スクラム失敗流量喪失事象、UTOP：スクラム失敗制御棒誤引抜事象

キーワード：Na 冷却高速炉(SFR), ボイド反応度, 燃焼反応度,ナトリウムプレナム, MA, ULOF, UTOP

1. 緒言

炉上部へのナトリウム(Na)プレナム設置によって、MA 核変換量増大とボイド反応度低減を両立する MA 均質装荷炉心の概念を提案した[1]。本研究では、ULOF と UTOP のいずれの事象に対しても炉心損傷を回避できる炉心概念の開発を目指す。ボイド反応度低減策は、Na プレナム付き AHC 炉心を基本に、後述する GEM の設置を検討する。燃焼反応度低減策としては、MA の優れた親核種としての特長を活用する。ボイド反応度の増大を抑制するために、MA は内部ブランケットのみに添加して、炉心燃料は MOX とする。図 1 に検討のベースとした基準炉心の炉心構成を示す。設計目標は、ボイド反応度負、燃焼反応度 1$以下とした。

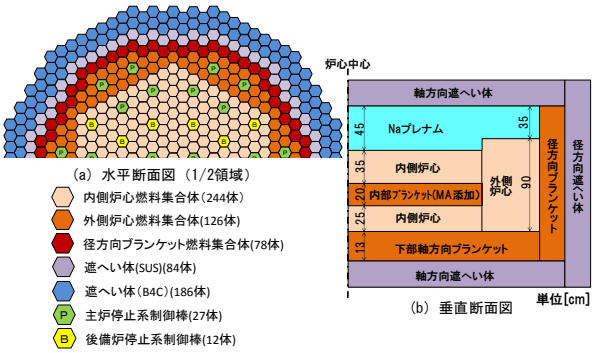


図1 基準炉心の炉心構成

2. 検討結果

基準炉心の燃焼反応度とボイド反応度の、内部ブランケット(IB)の MA 含有率依存性を図 2 に示す。図中の運転期間 19.8 ヶ月のケース（炉心の取出燃焼度は約 150GWd/t）より、ボイド反応度と燃焼反応度がトレードオフの関係にある事が分かる。IB の MA 含有率が 40wt%の場合、燃焼反応度はほぼゼロになるが、ボイド反応度は約 4$で目標を超過する。そこで、以下の４つのボイド反応度低減策を検討した。効果は、①運転期間短縮：19.8→12 ヶ月で－1.1$、②燃焼反応度の目標を満足できる範囲での、IB の MA 含有率低減：40→30wt%で－0.67$、③内側炉心高さの低減：60→55cm で－0.73$、④上部遮へい体の B-10 濃度増加：20→90wt%で－0.37$、である。尚、②のボイド反応度低減効果には、IB の取出燃焼度が減少して、炉心燃料上端部の中性子束の燃焼に伴う減少が抑えられ、Na プレナムのボイド反応度低減効果が増加した効果も含まれる。以上から、ボイド反応度は約 1.1$となる。表 1 に炉心の主要な仕様と核特性を示す。この表から燃焼反応度は約 0.9$で、目標を満足している。

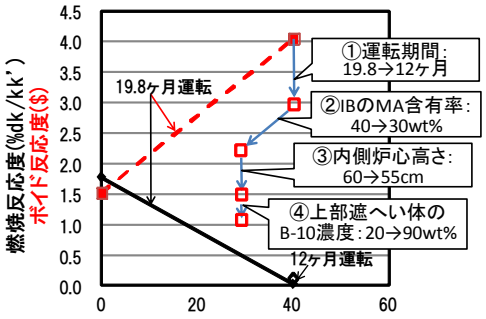


図2 燃焼反応度、ボイド反応度の内部ブランケット(IB) MA含有率依存性

ULOF 時の更なるボイド反応度低減策として炉心と径方向ブランケットの間に GEM を 1 列配置した場合の反応度効果は-1.14$であり、正味のボイド反応度は-0.04$となる。以上から、ボイド反応度負と燃焼反応度 1$以下の目標を同時に達成出来る見通しを得た。

表1 炉心の主要な仕様と核特性

項目	単位	値
出力(電気/熱)	MW	750/1765
運転期間×バッチ数	EFPD	356×6
高さ(IC/IB/OC)	cm	55/20/90
IBのMA含有率	wt%	30
TRU富化度(IC/OC)	wt%	27.2/25.5
取出平均燃焼度(炉心/IB)	GWd/t	95/70
MA核変換量	kg/GWe/年*)	116
燃焼反応度	%dk/kk'($)	0.28 (0.9)
ボイド反応度(GEMなし/GEMあり)	$	1.1/-0.04

EFPD:Effective full power day、*)定期期間:45日
IC:内側炉心、IB:内部ブランケット、OC:外側炉心

参考文献

[1] 藤村他, 日本原子力学会 2015 年秋の大会, A14.

*Koji Fujimura[1], Takeshi Nitawaki[2] and Toshikazu Takeda[3]./ [1]Hitachi, [2]Hitachi-GE and [3]University of Fukui.

Na プレナム付高速炉炉心の Na ボイド反応度解析手法の検討

Investigation on the calculation method of sodium void reactivity for fast reactor cores with sodium plenum

*杉野 和輝[1]，大木 繁夫[1]
[1]日本原子力研究開発機構

次世代高速炉の性能追求の一環として、炉心上部に Na プレナムを有する高速炉炉心における Na ボイド反応度の解析手法について検討を行った。具体的には、従来の次世代高速炉炉心に備わっていなかった Na プレナム部に対する Benoist の非等方拡散係数の適用性評価を行った。その結果、Na プレナム部のボイド反応度を十分な精度で解析可能なことが分かり、十分な適用性を有することが確認できた。

キーワード：高速炉，Na ボイド反応度，Na プレナム，Benoist の非等方拡散係数

1. 緒言

ロシアの BN-800[1]やフランス ASTRID プロジェクトの CFV 炉心[2]などでは、炉心の安全性を高めるために炉心上部に Na プレナムが設置されている。国内の次世代高速炉においても、性能追求においては参考になると考えられる。Na プレナム部は主にラッパ管とその内外の Na 領域から構成されるために、Na がボイド化した際には、中性子ストリーミング効果が比較的大きくなり、Na プレナム部の非均質性の取扱いが重要になる。しかしながら、これまで決定論的手法に基づく詳細な検討はあまり行われていなかった。

2. 検討条件

750MWe 次世代高速炉炉心[3, 4]を基本とするが、**図 1** に示すように従来型の燃料集合体に対してその炉心上部に設置されているブランケットと遮へい体を単純に Na プレナムで置換した Na プレナム付燃料集合体で構成される炉心の Na ボイド反応度を検討対象とした。全ての炉心燃料集合体の炉心部、Na プレナム部、それらの双方をボイド化させた場合を取り上げる。なお、Na ボイド化時はラッパ管の内側の Na のみが蒸気になるものと仮定した。

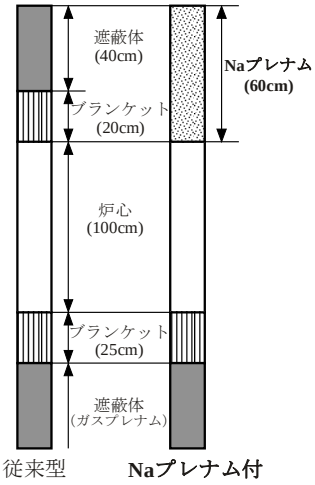


図1 従来型とNaプレナム付の炉心燃料集合体概略構造

解析は全て 70 群で行うこととした。従来の解析では、Na プレナム部は格子計算において主に均質モデルにより取り扱われてきたが、本検討では燃料領域と同様に単一格子の 1 次元多重リング非均質モデルで取り扱う。決定論的手法に基づく解析で用いる均質化断面積と Benoist の非等方拡散係数を求める際、燃料領域に対しては従来通りに衝突確率法を適用することにより中性子束分布を計算するが、Na プレナム部に関しては中性子源が存在しないことから、後述の非均質モデル多群モンテカルロ法の計算結果を参考にして中性子束一定とすることとした。また、炉心計算では、非等方拡散係数を用いた拡散理論による結果を基準に、等方（平均）拡散係数に基づく輸送理論補正を施した。

参照解は、格子計算において燃料領域と Na プレナム部の双方共に均質化を伴わない断面積を用いた非均質モデルに基づく多群モンテカルロ法炉心計算により求めた。

3. 検討結果

Na ボイド反応度の解析結果を**表 1** に示す。炉心部のみをボイド化させた場合には、均質と非均質の両モデルで差異はほとんど見られず、参照解との一致も良い。それに対し、Na プレナム部をボイド化させた場合には、均質モデルでは参照解に対し約 50 ¢ の過大評価が見られるが、非均質モデルでは参照解と非常に良い一致を示すことが分かる。

表1 Naプレナム部のモデル化の違いによる参照解に対する絶対差の比較

Naボイド化領域	均質	非均質	参照解
炉心部	−0.02	−0.04	5.53 ±0.00
Naプレナム部	+0.45	+0.04	−5.10 ±0.00
上記の双方	+0.48	−0.02	−0.32 ±0.00

単位：$

4. 結言

Na プレナム部における Na ボイド反応度の非均質効果は比較的大きいことが分かった。また、Benoist の非等方拡散係数を用いた決定論に基づく解析手法は十分な適用性を有することを確認した。

参考文献

[1] A. I. Kiryushin, et al., Paper 22405, ICONE10, etc.，[2] P. Sciora, et al., Paper 11048, ICAPP-2011, etc.,
[3] 大久保努，他，「2010 年秋の大会」, 2010, P30.，[4] 小倉理志，他，「2010 年秋の大会」, 2010, P31.

*Kazuteru Sugino[1] and Shigeo Ohki[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：203-4 Synchrotron Orbital Radiation, Laser

Thu. Sep 14, 2017 9:30 AM - 10:45 AM JST | Thu. Sep 14, 2017 12:30 AM - 1:45 AM UTC | Room N N307 - N Block

[2N01-05] Synchrotron Radiation, Laser, Electron Source

Chair:Noriyosu Hayashizaki (Tokyo Tech)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2N01] Application of the Coherent Transition Radiation to Investigating Biological Effects

*Shuichi Okuda[1], Yoshiharu Tanaka[1], Toshiharu Takahashi[2] (1. Osaka Prefecturte Univ., 2. KURRI)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2N02] Observation of THz radiation from THz Coherent Undulator Radiation Source

*Siriwan Krainara[1], Hideaki Ohgaki[1], Heishun Zen[1], Toshiteru Kii[1], Sikharin Suphakul[2] (1. Institute of Advanced Energy, Kyoto University, Japan, 2. Department of Physics and Materials Science, Faculty of Science, Chiang Mai University, Thailand)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[2N03] Wavelength Limit and Optical Loss Dependence on the Lasing Wavelength of Kyoto University Mid-infrared Free Electron Laser

*Heishun Zen[1], Toshiteru Kii[1], Hideaki Ohgaki[1] (1. Institute of Advanced Energy, Kyoto University)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[2N04] Resonant laser secondary neutral mass spectrometry for micro imaging of radioactive isotopes

*Kosuke Saito[1], Masaya Ohashi[1], Kotaro Kato[1], Sou Suzuki[1], Volker Sonnenschein[1], Hideki Tomita[1], Tetsuo Iguchi[1], Masato Morita[2], Tetsuo Sakamoto[2] (1. Nagoya Univ., 2. Kogakuin Univ.)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[2N05] Investigation of the Influence of Initial Current Density Distribution on Electromagnetic Forces in Vicinity of Cathode

*Hiroki Yamashita[1], Kai Masuda[1] (1. Institute of Advanced Energy, Kyoto University)

コヒーレント遷移放射の生物影響の研究への応用

Application of the Coherent Transition Radiation to Investigating Biological Effects

*奥田 修一[1]，田中 良晴[1]，高橋 俊晴[2]
[1]阪府大，[2]京大炉

京大 KURRI 電子ライナックで開発された高強度コヒーレント遷移放射光源の吸収分光系において、生物試料の照射系を設置した。光特性を調べ、生物影響の研究のために菌や微生物への照射実験を開始した。

キーワード：電子ライナック，コヒーレント遷移放射，ミリ波吸収分光，遠赤外光源，生物影響

1. 緒言　高エネルギー電子バンチからのコヒーレント遷移放射（CTR）は、極めて高いパルス強度が特徴である。物質中にパルス電場を与えて、電子や極性分子の挙動制御が可能になると考えられる。コヒーレント放射の生物に対する影響については、ほとんど研究が行われていない。本研究では、京大炉 L バンド電子ライナックによる CTR 光源[1, 2]を利用して、生体の基本である水や NaCl 水溶液への作用に関する基礎的知見を得るとともに、菌、細胞や微生物にこの光を照射し、その影響を調べ、生体における新しい生理活性を探索することを目的とした。

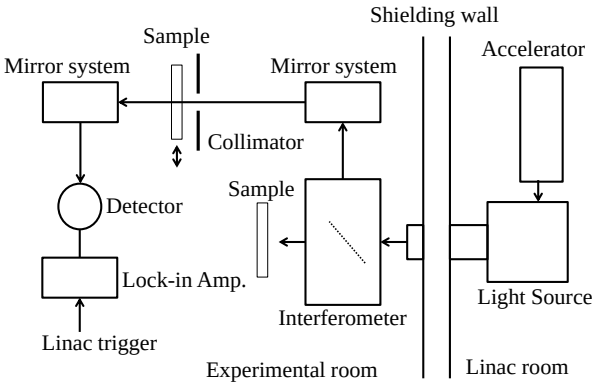


図 1 光照射と吸収分光測定配置

2. 実験結果と考察　CTR の照射、吸収分光測定系全体の概念図を図 1 に示す。代表的なビーム条件は、エネルギー42 MeV、マクロパルス幅 47 ns、パルス繰り返し 60 Hz、マクロパルスにおける平均電流 14 A であった。アルミニウム箔から放射された CTR を、光学窓を通して実験室へ輸送する。Martin-Puplett 型干渉計で分光し、光を直径約 8 mm のコリメータの位置に集束する。検出器は、液体ヘリウム冷却のシリコンボロメータである。干渉計のインターフェログラムから、光パルス幅は、約 3 ps と推定された。光のスペクトルは、波数約 7 cm^{-1} においてピークを持ち、サブミリ・ミリ波領域に広く分布している。高圧水銀灯の光強度の約 10000 倍である。ただ、パルスピーク強度にはさらに大きな差がある。図に示すように、試料への光照射と吸収分光が同時に行える系を構築した。純水と、濃度を変えた NaCl 水溶液に対する光の透過率の波数依存性を、様々に条件を変えて測定し、生物試料への予備的な照射実験を開始した。

3. 結論　KURRI の L バンド電子ライナックの CTR を用いて、生物への照射影響を調べるために、従来の吸収分光システムと加速器動作条件を最適化し、純水、NaCl 水溶液の吸収分光を行い、予備的な照射実験を行った。今後、菌、細胞、微生物の増殖率、生残率、挙動などに対する光照射の影響を詳細に調べる。

本研究の一部は、平成 27-29 年度 JSPS 科研費 15K04733 の助成を受けた。

参考文献

[1] T. Takahashi, J. Particle Accelerator Soc. Japan 2 (2005) 11-15.

[2] S. Okuda and T. Takahashi, Infrared Phys. Technol. 51 (2008) 410.

---

*Shuichi Okuda[1], Yoshiharu Tanaka[1] and Toshiharu Takahashi[2]

[1]Osaka Prefecture Univ., [2]Kyoto Univ. Research Reactor Institute

Observation of THz radiation from THz Coherent Undulator Radiation Source

*Siriwan Krainara[1], Sikharin Supakul[2], Heishun Zen[1], Toshiteru Kii[1], Hideaki Ohgaki[1]
[1]Institute of Advanced Energy, Kyoto University, Gokasho, Uji, Kyoto 611-0011, Japan
[2] Department of Physics and Materials Science, Faculty of Science, Chiang Mai University, Chiang Mai 50200, Thailand

To investigate the performance of THz Coherent Undulator Radiation (CUR) Source at Kyoto University for generating intense quasi-monochromatic radiations, the THz CUR intensity and power spectrum have been measured. The experimental setup and results are reported and discussed.

Key words: Quasi-monochromatic, Coherent Undulator Radiation (CUR), THz intensity

Introduction

Our THz Coherent Undulator Radiation (THz CUR) source has been developed since 2013. The total length is approximately 5 meters. The system starts from the 1.6-cell S-band BNL-type photocathode RF-gun driven by a UV laser of 266-nm wavelength which provided from a photocathode drive laser system [1]. Then, the electron bunch is focused by a solenoid magnet. The electron bunch length is shortened by a magnetic chicane consisting of four dipole magnets. The electron beam is also matched to the undulator [2] by the triplet quadrupole magnets. The doublet quadrupole and bending magnets have also been installed to dump the electron beam. In August 2016, this system has successfully started generating the quasi-monochromatic THz CUR. This paper presents the measurement result of the power spectrum of the THz CUR and relationship between the bunch charges and the CUR intensity to study the effect of the electron space charge on the bunch form factor.

THz Coherent Undulator Radiation measurement and results

The schematic diagram of CUR spectrum measurement setup is shown in Fig. 1. The CUR generated in the undulator was reflected by a titanium foil inside in the vacuum chamber. Then, it travels through a fused silica window and directly goes to the Michelson interferometer setup. This setup consists of parabolic mirrors, a fixed mirror, a moving mirror, a beam splitter, and a pyroelectric detector as shown in Fig. 1. The measured signal intensity as a function of the path difference (so called interferogram) was measured then it is converted to power spectrum by using Fast Fourier Transform (FFT).

The CUR power spectrum with different undulator gaps are presented in Fig 2a under the condition of bunch charge of 60 pC. As a result, our source can generate THz CUR in the frequency range from 0.16 to 0.65 THz. Figure 2b shows the dependence of CUR spectral peak intensity at the resonance frequency on the bunch charge. For the undulator gap of 40 mm and 50 mm, the spectral peak intensity slightly reduces if the bunch charge is higher than 110 pC and 90 pC, respectively. But it still keeps increasing up for undulator gap of 30 mm although the bunch charge is higher than 160 pC. The result as explained above is caused by the degradation of bunch form factor or the bunch lengthening due to space charge effect. The bunch form factor depends on the bunch length and it also relates to the radiation intensity versus bunch charge square [3]. Currently, the bunch length has not been measured but we can estimate the bunch length by using General Particle Tracer (GPT) code [4]. It is about 1 ps after optimizing the beam optics from RF gun until the end of undulator. The bunch form factor calculated from this bunch length decreases almost zero at the frequency of 0.65 THz. This result is in good agreement with the measured result of radiation intensity at the undulator gap of 60 mm.

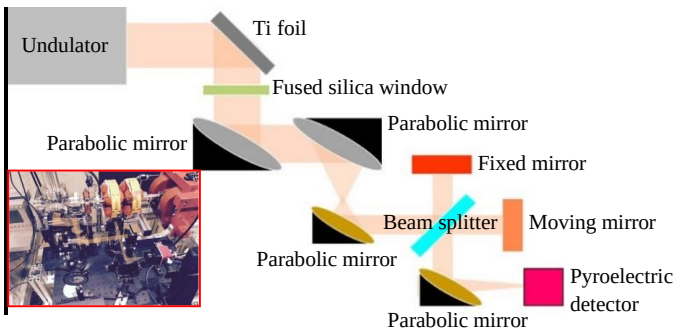


Figure 1 Experimental layout of Michelson interferometer.

Summary

The THz CUR can be generated in the frequency range from 0.16 – 0.65 THz if the bunch charge is lower than 60 pC. At the frequencies above 0.51 THz with high bunch charge, the radiation intensity is extremely low because there is high space charge effect and degradation of bunch form factor.

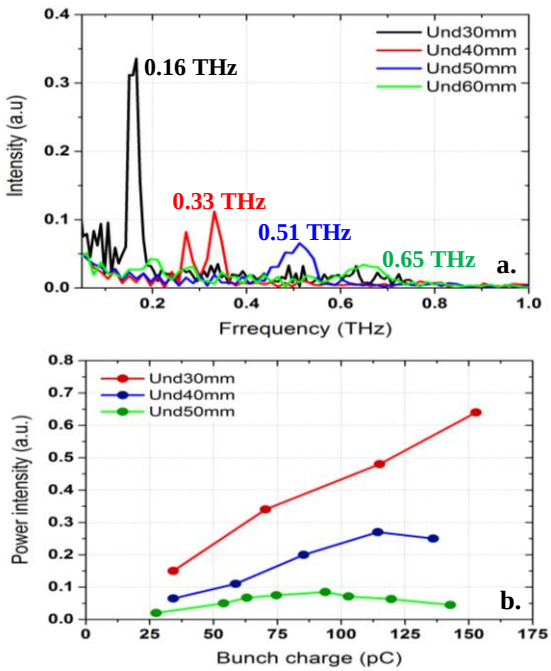


Figure 2 (a) Power spectrum with the bunch charge of 60 pC. (b) Power intensity as a function bunch charge.

References
[1] H. Zen, et al., Proc. of **FEL conf. 2014**, THP045 (2014).
[2] S. Suphakul, et al., **Proc. of FEL conf. 2014**, TUP057 (2014).
[3] D. Bocek, et al., **AIP conference series**, 367 (1996).
[4] S.B. van der Geer, et al., Proc. of E**PAC96**, THP18F (1996).

京都大学中赤外自由電子レーザの発振波長限界と共振器損失の波長依存性

Wavelength Limit and Optical Loss Dependence on the Lasing Wavelength of Kyoto University Mid-Infrared Free Electron Laser

*全 炳俊[1]，紀井 俊輝[1]，大垣 英明[1]
[1]京都大学エネルギー理工学研究所

京大エネ研では中赤外自由電子レーザ KU-FEL を開発してきた。本装置の長波長側の発振波長は 23 μm に限られており、その原因は明らかとなっていない。その理由の調査の一環として、各波長での光共振器損失の測定を行った。その結果、15 μm よりも長い波長では予期せぬ光共振器損失の増大が観測された。

キーワード：赤外自由電子レーザ

1. 緒言

我々の研究グループではエネルギー関連研究への応用を目指し、小型中赤外自由電子レーザ(KU-FEL)の開発を行い、波長 3.6～23 μm において発振に成功している。短波長側の発振波長限界は電子ビームエネルギーとアンジュレータの性能によって決まっている。長波長側は電子ビームエネルギーを下げれば原理的に発振波長を長くする事が可能である為、これまでに何度か電子ビームエネルギーを 18～19 MeV に下げ、24 μm での発振に挑戦したが発振を確認する事ができなかった。光共振器損失が長波長側で非常に大きくなっている事が予測されるが、これまでは 12 μm 程度までしか感度の無い高速 HgCdZnTe 検出器を FEL 波形測定に用いてきた為、長波長領域での共振器損失の評価が出来なかった。そこで、長波長領域でも使用可能な高速焦電検出器を導入し、長波長領域での共振器損失の測定を行った。

2. 測定セットアップと結果

検出器には窓無し高速焦電検出器(ELTEC, Model 420)を用いて測定した。波長 23 μm、19.5μm での典型的な FEL マクロパルス信号波形を図 1 に示す。立下りスロープから光共振器損失を評価した所、それぞれ 8%、6%という値であった。更に広範囲の波長領域について同様の測定を繰り返し、得られた光共振器損失の波長依存性をシミュレーションにより得られた結果とともに図 2 に示す。波長 15 μm 以下の領域においてはシミュレーション結果と実測結果が良く一致したが、波長 15 μm 以上の領域ではシミュレーション結果を大きく上回る共振器損失が観測された。これは真空ダクトの設置誤差に起因すると思われる。観測された共振器損失は 10%以下であり、24 μm 以上の波長で発振不能な事を説明する為には、FEL 増幅率の低下や導波管モードの影響等も合わせて考える必要がある。

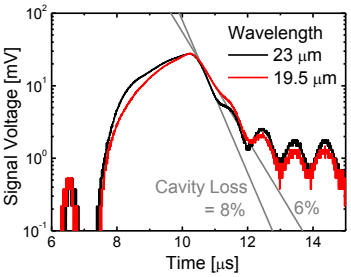


図 1：典型的な FEL マクロパルス信号波形測定結果

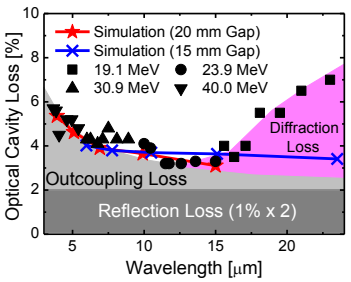


図 2：光共振器損失の波長依存性実測値とシミュレーション結果

3. 結論

KU-FEL の長波長側発振波長限界の原因調査の一環として、高速焦電検出器を導入し、長波長領域での共振器損失測定を行った。結果として波長 15 μm 以上の領域で光共振器損失の増大が観測されたが、10%以下であった。24 μm 以上の波長で発振できない理由については他の要因も含めて更なる調査が必要である。

*Heishun Zen[1], Toshiteru Kii[1] and Hideaki Ohgaki[1]
[1]Institute of Advanced Energy, Kyoto Univ.

放射性核種の微小領域同位体イメージングのための レーザー共鳴イオン化-二次中性粒子質量分析法の開発

Resonant laser secondary neutral mass spectrometry for micro imaging of radioactive isotopes

*齊藤 洸介[1]，大橋 雅也[1]，加藤 弘太郎[1]，鈴木 颯[1]，Volker Sonnenschein[1]，
富田 英生[1]，井口 哲夫[1]，森田 真人[2]，坂本 哲夫[2]
[1]名古屋大学，[2]工学院大学

レーザー共鳴イオン化-二次中性粒子質量分析法の開発を進めている。１色スキームを用いた予備実験により、安定 Zr 同位体イメージを取得した。

キーワード：イメージング、質量分析、レーザー、集束イオンビーム、微粒子分析

1. 緒言　福島第一原子力発電所事故により、環境中に多種多量の放射性核種が放出されたが、放射性核種の付着した微粒子の元素・同位体組成やその内部における微小領域分布などが明らかになれば、生成過程や環境中での振る舞いの解明につながると期待される。そこで、単一微粒子中の放射性同位体イメージングを実現するために、集束イオンビームによる分析試料の微小領域スパッタリングとレーザー共鳴イオン化による元素選択的イオン化を組み合わせた、レーザー共鳴イオン化-二次中性粒子質量分析法(Resonant laser SNMS)の開発を進めている。今回は Zr を用いた予備実験を行った。

2. レーザー共鳴イオン化-二次中性粒子質量分析法の原理

Fig.1 にレーザー共鳴イオン化 SNMS 装置の概略図を示す。固体試料表面に照射された集束イオンビームによるスパッタリングにより、試料表面より原子等の中性粒子を放出させる。着目する元素の単原子のエネルギー準位間に相当する波長の光子を照射することで、着目元素の原子のみを選択的に共鳴励起・イオン化させ、飛行時間型質量分析計により、質量スペクトルを得る。集束イオンビームをラスタースキャンすることによって、高面分解能（<100 nm）の同位体比イメージングが実現できると期待される。このようなイメージングには、各スポット位置で多数の計数を短時間に得る必要があるため、安定、かつ、高繰り返し率なチタンサファイアレーザーを用いる。

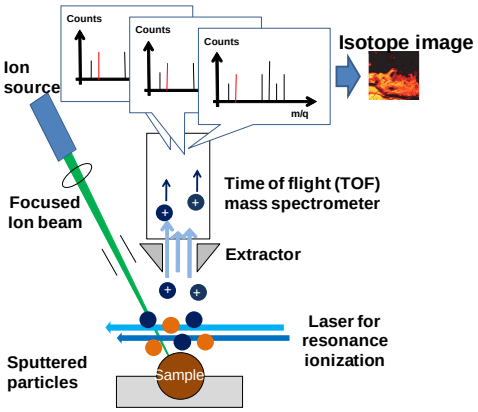


Fig.1 レーザー共鳴イオン化－二次中性子質量分析の概念図

3. 微小領域 Zr 同位体イメージングの予備実験　Zr を対象に、集束イオンビームにより生成したスパッタ二次中性 Zr 原子の共鳴イオン化と微小領域 Zr 同位体イメージ取得に関する予備実験を行った。ここでは、チタンサファイアレーザー（繰り返し率 1 kHz）１台での実験であったため、Zr の 1 色イオン化スキーム（波長 368.85 nm）を用いた。得られた Zr 同位体の微小領域分布の一例（質量数 90）を Fig.2 に示す。Zr 箔上の In 微粒子（図中 中央の領域）に沿って、イオン計数が変化していることがわかる。今後、２台のチタンサファイアレーザーを用いた最適なスキームにより、Zr や U の微小領域同位体イメージを取得する予定である。

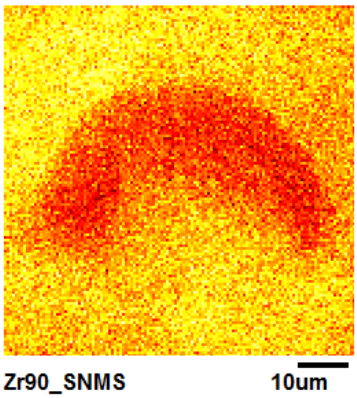


Fig.2 安定 ^{90}Zr 同位体の微小領域分布(質量数 90)

謝辞　本研究は、JST 先端計測分析技術・機器開発プログラムの助成を受けて実施されました。

*Kosuke Saito[1], Masaya Ohashi[1], Kotaro Kato[1], Sou Suzuki[1], Volker Sonnenschein[1], Hideki Tomita[1], Tetsuo Iguchi[1], Masato Morita[2], Tetsuo Sakamoto[2]
[1]Nagoya Univ., [2]Kogakuin Univ.

径方向位相空間分布の自己線形化現象への陰極上電流密度分布による影響評価

Investigation of the Influence of Initial Current Density Distribution on Electromagnetic Forces in Vicinity of Cathode

*山下 大樹[1], 増田 開[1]
[1]京都大学エネルギー理工学研究所

静電電子銃における径方向位相空間分布の自己線形化現象を利用した極低エミッタンスビームの生成可能性を検討するため、陰極上での電流密度分布が本現象に及ぼす影響を数値解析によって明らかにした。
キーワード：電子銃、空間電荷効果、エミッタンス、電流密度分布、自己線形化

1. 背景と目的　陰極近傍での空間電荷効果によって増加した電子ビームのエミッタンスが、ビーム自身の空間電荷効果により極めて低い値まで減少する径方向位相空間分布の自己線形化現象が報告され(図 1)、本現象を利用した極低エミッタンス電子ビーム生成の可能性が期待されている[1]。本現象は数値解析によってのみ確認されており、実験結果との比較検討が求められる。これに向け、本研究では熱陰極が有する温度分布が自己線形化現象に及ぼす影響を調べるため、陰極上電流密度分布を与えて数値解析を行った。

2. 解析方法　電極間距離 100 mm に対して十分広い直径 1 m の平行平板電極を計算対象とし、z=0 の陰極から直径 2 mm の電子ビームを発生させ、電極間で一様な z 方向電界で加速した。陰極上での電流密度について、径方向分布をピーク、ホローとした場合、あるいは一様な電子ビームについて解析を行うことで、陰極上電流密度分布が自己線形化現象に及ぼす影響を調べた。電流密度分布について、陰極中央の温度に対する陰極端部の温度が±5%以内となるように仮定した。また、粒子軌道解析には、相対論的運動方程式と Maxwell 方程式を自己無撞着に解く二次元軸対称の非時間依存コード KUAD2[1]を用いた。

3. 結果　陰極上電流密度を変えることで、エミッタンス極小位置及び極小値が変化するという結果が得られた(図 1)。初期電流密度分布の影響は非常に顕著であり、実験結果との比較に向けて温度分布の測定とこれを考慮した数値解析が必要であることが分かった。また、SCSS 電子銃についても同様の計算を行い、この結果についても報告する。

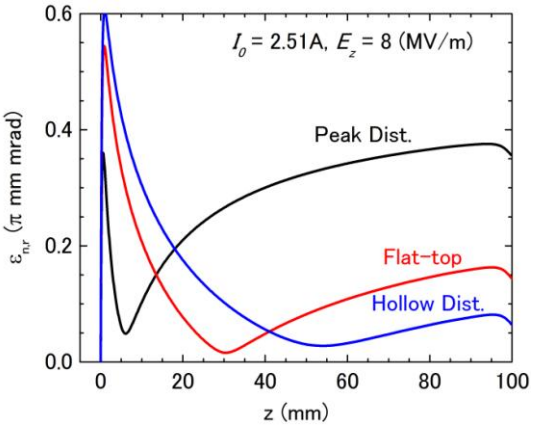


図 1：陰極上電流密度分布による影響

参考文献

[1] 増田 開, 他. 2015, *陰極近傍での空間電荷効果による電子ビームの径方向位相平面分布の自己線形化*, 日本原子力学会秋の年会予稿集.

*Hiroki Yamashita[1], Kai Masuda[1]
[1]Institute of Advanced Energy, Kyoto Univ.

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：203-5 Medical Reactor and Accelerator, Medical Physics

Thu. Sep 14, 2017 10:45 AM - 12:00 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 1:45 AM - 3:00 AM UTC | Room N N307 - N Block

[2N06-10] Medical Accelerator, Ion Accelerator

Chair:Hiroyuki Toyokawa (AIST)

10:45 AM - 11:00 AM JST | 1:45 AM - 2:00 AM UTC

[2N06] Monte-Carlo simulations for evaluation of the influence on the range and dose distribution of carbon ion beam by MRI magnetic field

*Shion Kakuda[1], Takeo Iwai[2], Fuyuki Tokanai[2], Tatsuhiko Sato[3] (1. Yamagata Univ., 2. Yamagata Univ. science sinica, 3. Japan Atomic Energy Agency)

11:00 AM - 11:15 AM JST | 2:00 AM - 2:15 AM UTC

[2N07] Examination of a Ge-68/Ga-68 Production Amount in a Medical Radionuclides Production System using an Electron Linear Accelerator

*Takahiro Tadokoro[1], Yuichiro Ueno[1], Yuko Kani[1], Sekimoto Shun[2], Ohtsuki Tsutomu[2] (1. Hitachi, Ltd. Reserch & Development Group, 2. Kyoto University Research Reactor Institute)

11:15 AM - 11:30 AM JST | 2:15 AM - 2:30 AM UTC

[2N08] The effects of tumor tracking gold markers on three dimensional dose distribution in case of spot scanning proton therapy

*Hiroaki Matsuura[1], Ueda Hideaki[1], Furusaka Michihiro[1] (1. Hokkaido Univ.)

11:30 AM - 11:45 AM JST | 2:30 AM - 2:45 AM UTC

[2N09] RF simulation of a 3-parts RFQ linac

*Tatsuya Hosokai[1], Syota Ikeda[1], Noriyosu Hayashizaki[2] (1. Tokyo Tech, 2. IIR, Tokyo Tech)

11:45 AM - 12:00 PM JST | 2:45 AM - 3:00 AM UTC

[2N10] Development of a compact neutron source using a 650MHz RFQ linac for industrial application

*Noriyosu Hayashizaki[1], Shota Ikeda[2], Tatsuya Hosokai[2] (1. IIR, Tokyo Tech, 2. Tokyo Tech)

モンテカルロシミュレーションで評価したMRI磁場による炭素線ビームの軌道と線量分布への影響

Monte-Carlo simulations for evaluation of the influence on the range and dose distribution of carbon ion beam by MRI magnetic field

*角田 紫音[1], 岩井 岳夫[2], 門叶 冬樹[2], 佐藤 達彦[3]
[1]山形大学大学院, [2]山形大学学術研究院, [3]日本原子力研究開発機構

重粒子線治療における照射精度を向上させる方法の一つとして提案されているMRI（核磁気共鳴画像法）を用いた照射中リアルタイム人体イメージングを検討している。本研究では、モンテカルロシミュレーションコードPHITSと近似式を用いて、MRI磁場がビーム軌道と線量分布に与える影響について検討した。
キーワード：重粒子線がん治療、MRI、モンテカルロシミュレーション

1. 緒言

現在重粒子線がん治療では、腫瘍の3次元的な位置や形状がビーム照射中においてリアルタイムに把握できていない。照射中のリアルタイムイメージングが可能となれば、治療の高精度化につながる。陽子線治療においては、低侵襲のMRI誘導陽子線治療が検討されて始めているが[1]、重粒子線治療においてはMRIの適用可能性を検討した例はない。本研究では検討の第一段階として、放射線挙動解析コードPHITS [2]を用いて、MRI磁場下で水ファントムに炭素線ビームを照射する条件でビーム軌道および線量分布を計算し、磁場の影響を評価した。

2. 計算条件

PHITSを用いて、半径10 cm×長さ40 cmの円柱型の水ファントムの底面に、ビーム径が1 mmの^{12}Cを100～430 MeV/uで照射した際のビーム軌道と線量分布を、磁場強度を変えて比較した。MRIの磁場強度は1.5 Tと3.0 Tの二種類に設定し、磁場の方向はビーム入射方向に対し垂直方向かつ一様と設定した。

3. 結果

図1に磁場強度3.0 Tでのビーム軌道の計算結果を示す。粒子はローレンツ力を受け偏向するが、水中で粒子が減速するにつれて曲率半径が小さくなり、徐々にシフトが大きくなる。結果、3.0 Tの磁場によりブラッグピーク位置はX軸方向に8.6 mm、入射方向に−0.22 mmシフトした。この軌道はBethe-Blochの式とローレンツ力より近似的に導出したビーム軌道（図中黒線）と良く一致した。また磁場により、末端でのビーム径が小さくなる効果も観測された。講演では、線量分布にMRI磁場が与える影響の評価に加え、陽子線との比較も行う。

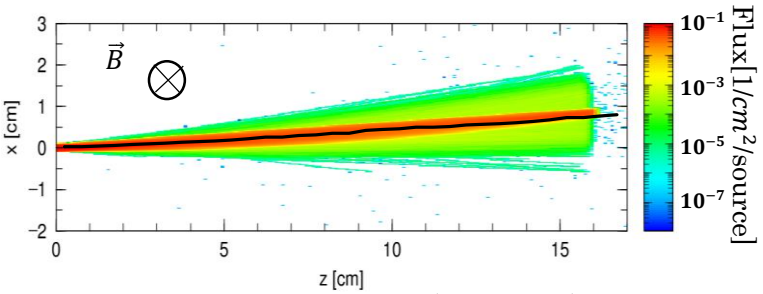


図1　磁場強度3.0 T内の^{12}C (290 MeV/u)の水ファントム中のFlux

4. 参考文献

[1] B.M.Oborn et al., Medical Physics 42, 2113(2015)
[2] T. Sato et al., J. Nucl. Sci. Technol. 50:9, 913-923 (2013)

*Shion Kakuda[1], Takeo Iwai[2], Fuyuki Tokanai[2] and Tatsuhiko Sato[3]
[1]Yamagata Univ., [2]Yamagata Univ. science sinica, [3]Japan Atomic Energy Agency.

電子線形加速器を利用した医療用核種製造システムにおける Ge-68/Ga-68 製造量の検討

Examination of a Ge-68/Ga-68 Production Amount in a Medical Radionuclides Production System using an Electron Linear Accelerator

*田所 孝広[1], 上野 雄一郎[1], 可児 祐子[1], 関本 俊[2], 大槻 勤[2]
[1]日立製作所 研究開発グループ, [2]京都大学 原子炉実験所

電子線形加速器を用いた Mo-99/Tc-99m 製造システムのターゲット部分に Ge-70 を適用することで、PET 用核種として期待されている Ge-68/Ga-68 を製造可能である。製造試験と計算結果との比較、及び、実規模システムでの製造量の評価結果を報告する。

キーワード：PET, 医療用放射性核種, Ge-68, Ga-68, 電子線形加速器, 製造システム

1. 緒言

これまで小型・高製造効率化が可能な電子線形加速器を利用した Mo-99/Tc-99m 製造システムを検討してきた。他の医療用核種製造も可能であればシステムの低コスト化が図れると考え、同システムの原料部分に Ge-70 を用いた Ge-68 の製造量を評価した。

2. Ge-68 製造量評価

2-1. 製造試験及び計算

京大原子炉の電子線形加速器を用いて発生させた制動放射線を天然Ge粉末試料に照射するGe-68製造試験、及び、モンテカルロ輸送計算コード PHITS により導出した制動放射線分布と Ge-70(γ,2n)Ge-68 反応断面積を用いた Ge-68 製造量計算を実施した。

2-2. 実機模システムでの製造量評価

35MeV においては, 2-1 の計算手法による評価誤差が小さいと考え、同手法を用いた実規模システム(加速エネルギ35MeV, 電流値1mA)での Ge-68 製造量を評価した。

3. 結果・考察

製造試験と計算結果との比較を図 1 に示す。35MeV 以上では、実験値と計算値が30%以内で合っているが、低エネルギ領域では乖離が大きいことがわかった。要因の一つに、電子ビーム形状が考えられる。実機模システムでの Ge-68 及び Ga-68 の製造量評価結果を図 2 に示す。20 時間の照射により、5.4×10^{8}Bq(約 3 回の PET 検査分)の Ga-68 が製造可能なことがわかった。

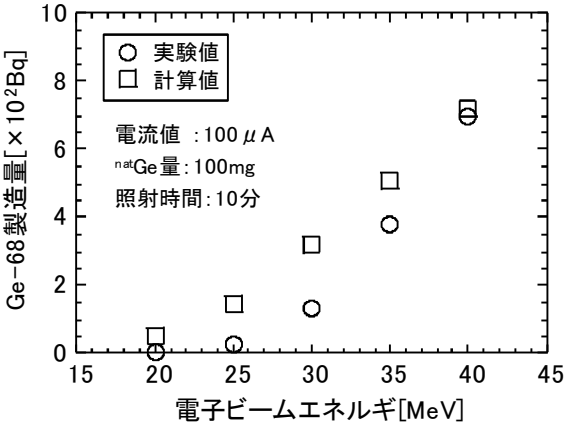


図1 基礎製造試験と計算結果の比較

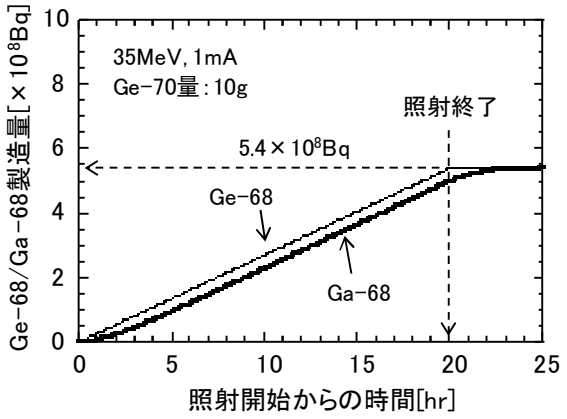


図2 実機模システムでのGe-68/Ga-68製造量評価結果

*Takahiro Tadokoro[1], Yuichiro Ueno[1], Yuko Kani[1], Shun Sekimoto[2] and Tsutomu Ohtsuki[2]
[1]Hitachi, Ltd., Research & Development Group., [2]Kyoto University Research Reactor Institute.

陽子線スポットスキャニング照射における
動体追跡用金マーカーの三次元線量分布に対する影響評価

The effects of tumor tracking gold markers on three dimensional dose distribution in case of spot scanning proton therapy

*松浦 弘明[1]，上田 英明[1]，古坂 道弘[1]
[1]北海道大学

陽子線スポットスキャニング照射における動体追跡用金マーカーの三次元線量分布に対する影響を解析的に計算するコードを作成した。金マーカーのようにスポットサイズよりも小さく、かつ密度の高い物質についても正しい線量分布を得ることができる。

キーワード：陽子線治療、ブラッグピーク、動体追跡照射技術、金マーカー、三次元線量分布計算

1. 緒言

陽子線スポットスキャニング照射において呼吸同期を行うために動体追跡用金マーカーが使用されるが、これは密度が高く、ビームサイズより小さいため、通常のペンシルビーム法では三次元線量分布を正しく計算することができない。そのため、新しい解析計算コードを開発した。

2. 計算方法

深部線量分布に関しては Bortfeld の式[1] を使い、金マーカーがある時とない時の計算を行った（図 1）。ビームの空間、および角度広がりに関しては一般化された Highland の近似式[2]を用い、金マーカーの両脇を通過するビーム 2 本と、金マーカーを通過するビームを重ね合わせ、吸収線量の二次元分布を計算した（図 2）。最終的により正確に計算するため以下のように計算を進めている。

まず全部が水と仮定したペンシルビームの計算から、本来金のあるべきところを水にかえ、そこを通過したものを引くことで金を通過しなかったビームプロファイルを計算する。これに金の部分を通過したビームのプロファイルを足し合わせることで計算を行う。

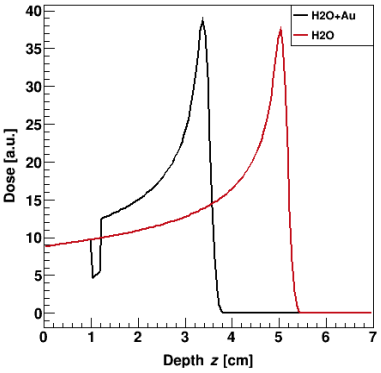


図 1.金マーカーがある場合とない場合の深部線量分布

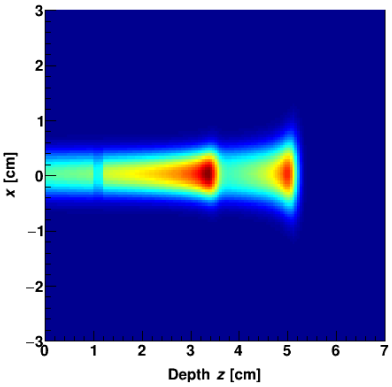


図 2.金マーカーがあるときの吸収線量分布

3. 結論

金の阻止能を正確に反映し、ブラッグピークよりも上流に置かれた金マーカーの三次元線量分布に対する影響を解析的に計算するコードの作成を行い、吸収線量の三次元分布を計算した。

参考文献

[1] T.Bortfeld, Medical Physics **24**, 2024 (1997)

[2]B.Gottschalk, et al. "Multiple Coulomb scattering of 160 MeV protons." NUCL INSTRUM METH B 74.4 (1993): 467-490.

*Hiroaki Matsuura[1], Hideaki Ueda[1] and Michihiro Furusaka[1], [1]Hokkaido Univ.

３体構造ＲＦＱ線形加速器の高周波電磁場解析

RF Electromagnetic Field Analysis of a 3-parts RFQ Linac

*細貝 達哉[1]、池田 翔太[1]、林崎 規託[2]
[1]東工大院、[2]東工大研究院

本研究では、機械的精度と電力効率に優れた 3 体構造 RFQ 線形加速器における、高周波電磁場解析結果の再現性を明らかにし、その特長を活かした設計方法の確立を目指している。
キーワード：3 体構造 RFQ 線形加速器、高周波電磁場解析

1. 諸言

高周波四重極（RFQ）線形加速器は、イオン源直後の低エネルギー領域における陽子や重イオンの加速に適しており、その高周波加速空洞の内部に配置された 4 つの対向する RFQ 電極間に生じる四重極電場と、さらに各電極の先端に与えられたモジュレーション（凹凸波形）が生じるビーム進行方向の電場成分により、ビームの収束と加速を同時に行う仕組みをもつ。高周波加速空洞は、形状によって決まる固有の共振周波数をもつ空洞共振器であり、その形状寸法が共振周波数を左右するため、高い精度で構成部品を製作し、かつ高い精度で組み立てることが要求される。そして前者については，機械加工技術の進歩・発展により，加速器として必要な精度が確保されてきているが，後者については，①真空容器に後から加速電極をボルトで固定する方法や，②真空ロウ付や電子ビーム溶接で接合する方法が用いられてきており，組み立て精度や電気的性能などの改善が必要とされていた。本研究が取り扱う 3 体構造 RFQ 線形加速器は、金属板または金属ブロックから RFQ 電極も含めて削り出した、センタープレートとメジャーベーンと呼ばれる 3 つの部品を溶接やロウ付など使わずにボルト組み立てするものであり、機械的精度と電力効率に優れており、アライメント誤差などの影響を最小限に抑えることが可能である[1]。

2. 電磁場解析

3 体構造 RFQ 線形加速器の製作プロセスには熱処理が存在せず、マシニングセンターにより精密切削加工された構成部品をボルトで組み立てる方式なので、高周波加速空洞の機械的精度を一貫管理できる。このため従来よりも設計精度の実現が容易になることから、本研究を通じて実機における高周波電磁場解析結果の再現性を明らかにし、その内容を設計プロセスにフィードバックできれば、将来的に電場分布調整用チューナーなどを減らせると考えている。完全対称構造のクアドラントをもつ理想的な高周波加速空洞であれば、その電磁場分布の精度は機械的精度のみに依存するが、実機においてはチューナー、真空ポート、カプラーポート、サービスポートなどの構造的非対称性が入り込んでしまうため、それらが電磁場分布に及ぼす影響を 3 次元高周波電磁場解析ソフトウェア CST MICROWAVE STUDIO [2]により解析し、さらにその結果がビーム加速にもたらす影響を評価した。

参考文献

[1] 四重極型加速器および四重極型加速器の製造方法（特許第 5317062 号）
[2] https://www.cst.com

---

*Tatsuya Hosokai[1], Syouta Ikeda[1], Noriyosu Hayashizaki[2]
[1].Tokyo Tech, [2].IIR,Tokyo Tech

６５０ＭＨｚ ＲＦＱ線形加速器を用いた産業用小型中性子源の開発

Development of a compact neutron source using a 650MHz RFQ linac for industrial application

*林崎 規託[1]，池田 翔太[2]，細貝 達哉[2]

[1]東工大研究院，[2]東工大院

運転周波数が 650 MHz の高周波四重極（RFQ）線形加速器と固体リチウムターゲットを組み合わせた，エントリータイプの産業用小型中性子源の開発を進めている。

キーワード：RFQ 線形加速器，産業用小型中性子源

1. 緒言

産業界が導入しやすいエントリータイプの小型中性子源の早期実用化に向けて，運転周波数が 650 MHz の高周波四重極（RFQ）線形加速器と固体リチウムターゲットを組み合わせた，陽子線ベースの小型中性子源の開発を進めている。

2. 中性子発生方法

加速器駆動型中性子源に用いられる代表的な中性子生成反応としては，陽子線による ^{7}Li(p,n)^{7}Be, ^{9}Be(p,n)^{9}B, 電子線による光核反応などがあり，それぞれ実用的な 1 次ビームの加速エネルギーは，2.3 MeV 以上，7 MeV 以上，30 MeV 以上といわれている。本研究では，条件によってはシンプルな中性子生成ターゲットを構成できることに加えて，放射性同位元素等による放射線障害の防止に関する法律および関係政省令の 2005 年 6 月改正施行により，橋梁の非破壊検査については比較的簡単な手続きで 4 MeV 未満の直線加速装置の移動使用が可能になったことも踏まえて，^{7}Li(p,n)^{7}Be を選択した。リチウムターゲットの方式としては固体型と液体型があり，ビームパワーの大きさとその冷却方法によって使い分けされるが，本研究はエントリーマシンとしての位置付けから取り扱いが容易な固体ターゲットを採用している。

3. 陽子加速器

産業用小型加速器中性子源のための陽子加速器として，加速エネルギーの安定性の点では静電型が最も好ましく，核データ測定用やホウ素捕捉中性子療法用の中性子源として導入された先例も存在するが，温室効果ガスである SF_6 ガスの利用に加えて関連設備を必要とすることから小型化には適さないと判断した。本研究は RFQ 線形加速器を用いるが，運転周波数 200 MHz で 2.5 MeV まで陽子を加速するにはイオン源を含めて 3 m 以上の長さを必要とするため，周波数を 650 MHz に変更して小型化を図るとともに，製作方法も 3 分割構造型を採用して高性能化かつ低廉化を実現することにした。陽子イオン源には構造がシンプルで壊れにくい電子サイクロトロン共鳴（ECR）型を採用した。陽子ビームの最大平均強度は 100 μA であり，最大ビームパワーは 250W を見込んでいる。

謝辞

本研究は，国立研究開発法人科学技術振興機構の研究成果展開事業「研究成果最適展開支援プログラム（A-STEP）」の支援を受けて実施されている。

---

*Noriyosu Hayashizaki[1], Shota Ikeda[2], Tatsuya Hosokai[2]

[1]IIR, Tokyo Tech, [2]Tokyo Tech

General Meeting

Thu. Sep 14, 2017 12:00 PM - 1:00 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room N N307 - N Block

[2N_GM] 「加速器・ビーム科学部会」第38回全体会議

[2N_GM] General Meeting

General Meeting

[2N_GM] 「加速器・ビーム科学部会」第38回全体会議

Thu. Sep 14, 2017 12:00 PM - 1:00 PM Room N (N307 - N Block)

[2N_GM]General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network：Particle Accelerator and Beams Science Division

Thu. Sep 14, 2017 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room N N307 - N Block

[2N_PL] Symposium of International Linear Collider and Superconducting Accelerator Technology

Chair: Jinfeng Yang (Osaka Univ.)

[2N_PL01] Scientific Significance of the International Linear Collider (ILC) Project

*Hitoshi Yamamoto[1] (1. Tohoku Univ.)

[2N_PL02] R&D on the Superconducting Accelerator of ILC

*Takayuki Saeki[1] (1. KEK)

[2N_PL03] Application of superconducting cavity technology and contribution as an industry

*Koichi Okubo[1] (1. MHIMS)

2017年秋の大会

加速器・ビーム科学部会セッション

国際リニアコライダ（ILC）と超伝導加速器技術
Symposium of International Linear Collider and Superconducting Accelerator Technology

ILC 計画とその科学的意義

Scientific Significance of the International Linear Collider (ILC) Project

*山本　均[1]
[1]東北大学大学院理学研究科

1. 歴史的背景

２０１２年、ジュネーブ郊外にある現在世界最大の素粒子物理学研究所 CERN において、素粒子の質量の起源として理論的に予言され、「神の粒子」とも呼ばれるヒッグス粒子が発見された。この発見により、素粒子の理論として現在もっとも完成した理論である「標準理論」のすべての粒子が出揃ったことになる。ただし、標準理論はいくつかの根本的な理論的矛盾をはらんでいるだけでなく、観測によってその存在がわかっている「暗黒物質」の候補となりうる粒子を含んでいない。また、ヒッグス粒子は宇宙全体をびっしりと満たすことによってすべての素粒子に質量を与えるが、どうして宇宙がそのような状態になったのかもわかっていない。これらの問題はヒッグス粒子の発見によってより喫緊の課題となった。したがって、ヒッグス粒子の発見は素粒子物理を完結したのではなく、素粒子物理学の新時代の幕を開いたといってよい。

2. ILC の科学的意義

2-1. ヒッグス・ファクトリーとして

国際リニアコライダー（International Linear Collider、ILC）は、ヒッグス粒子の発見が開いた素粒子物理学の新時代をリードすべく、国際的に推進されてきた次世代の電子陽電子衝突器である。上の問題を解決するために多くの新理論が提案されてきたが、それぞれの理論に現れるヒッグス粒子の性質が少しずつ違っていることが知られている。ILC のもっとも重要な目的は、その課題に応えるべく、ヒッグス・ファクトリーとしてヒッグス粒子の性質を高い精度で測定し、正しい新理論を洗い出し、新しい道を開拓することにある。必要な衝突エネルギーは約２５０GeV である。

CERN 研究所でのヒッグス粒子の発見は LHC と呼ばれる陽子陽子衝突器によってなされたが、LHC も今後ルミノシティの高度化が計画されている。ILC の電子陽電子衝突に比べて LHC の陽子陽子衝突は事象がはるかに複雑であり、結果として ILC の感度が相対的に高くなる。ヒッグス粒子の性質の精密測定に関して、ILC はその高度化された究極の LHC が数十基同時に走っているのと同程度の精度が得られると期待されている。

2-1. 衝突エネルギーの高度化

電子または陽電子を円形の軌道に沿って高エネルギーに加速した場合、電子はシンクロトロン放射によって大量の光子を放出してエネルギーを失う。そのため、あるエネルギー以上の電子陽電子加速器は円形では困難になる。一方、直線軌道に沿って加速するとそのようなエネルギー損失はなく、より高エネルギーへの加速が現実的となる。

線形衝突器である ILC の衝突エネルギーは、単に線形加速器をより長くするか、加速勾配を増やすことで高度化が可能である。衝突エネルギー３５０GeV まで高度化すれば、トップ・クォーク対を大量に生成することができる。トップ・クォークは標準理論の中でもっとも重い粒子であり、標準理論の欠陥を補うべく提案された多くの新理論でも、トップ・クォークの性質が標準理論からずれている。したがって、トップ・クォークの精密測定はヒッグス粒子の精密測定に次いで重要であると言って良い。

さらに衝突エネルギーを５００GeV まで高度化すれば、トップ・クォークとヒッグス粒子の反応係数

だけでなく、ヒッグス粒子の自己結合係数を直接測定することが可能になる。後者は、なぜヒッグス粒子が宇宙全体をびっしりと満たしたか、という重要課題に密接に関連している。

2-1. 新粒子の探索

CERN 研究所の LHC は現在衝突エネルギー１３TeV（１TeV=１０００GeV）で運転しており、近い将来１４TeV に高度化する予定であり、LHC は ILC より高いエネルギーまで新粒子の探索ができる。しかし、LHC では事象が複雑であるため新粒子を見逃す可能性も比較的に高い。一方、ILC は、その高い感度ゆえに、もし新粒子が生成されているなら粒子のタイプにかかわらずほぼ確実に発見されるだろうと考えられている。例えば、すでに発見されたヒッグス粒子の場合、LHC では約百万個のヒッグス粒子が生成された段階で発見されたが、ILC では数十個のヒッグス粒子が生成されれば発見できる。

2-2. ILC を取り巻く状況

国際設計チーム（Global Design Effort, GDE）は、２０１２年に ILC の技術設計書（Technical Design Report）を発表した。その後 ILC の国際推進組織は LCC (Linear Collider Collaboration)に引き継がれ、研究者サイドとして候補地を日本の北上山地に絞ることとなった。

現在日本政府は文科省の有識者会議において、ILC の科学的意義、技術と設計の成熟度、人材確保の可能性などを審議しており、１年以内には報告書が予定されている。もし日本政府が ILC に向けて本格的に動き出せば、国際交渉、ILC 研究所の建設、そして約１０年の建設期間を経て稼働することとなる。

---

*Hitoshi Yamamoto[1]

[1]Tohoku University, Graduate School of Science

2017年秋の大会

加速器・ビーム科学部会セッション

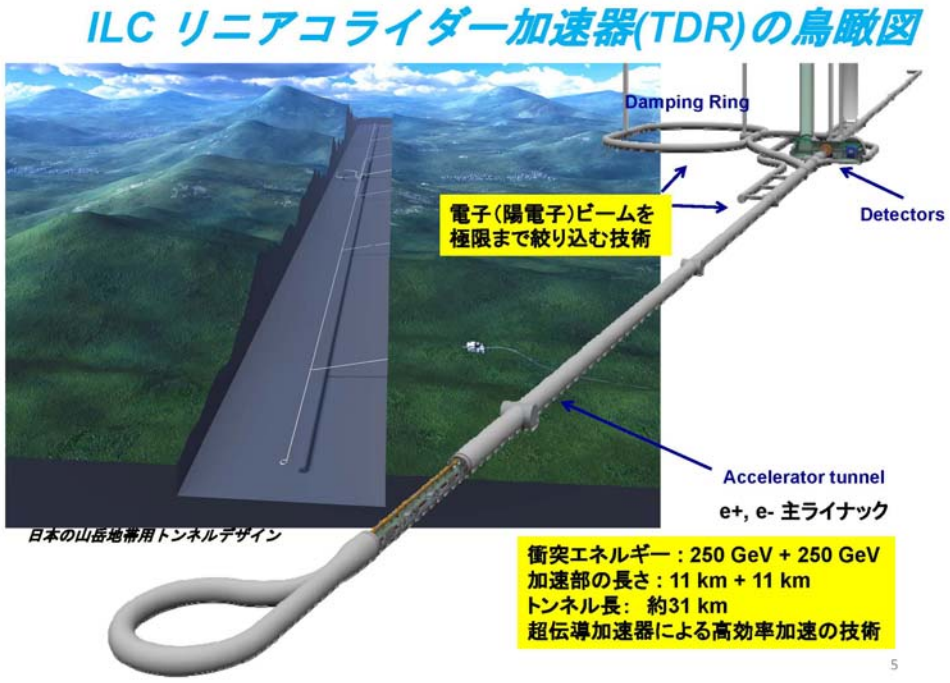
国際リニアコライダ（ILC）と超伝導加速器技術
Symposium of International Linear Collider and Superconducting Accelerator Technology

ILC 超伝導加速器の開発

R&D on the Superconducting Accelerator of ILC

*佐伯　学行[1]
[1]高エネルギー加速器研究機構（KEK）

国際リニアコライダー(ILC)は次世代のエネルギーフロンティアを担う電子陽電子加速器として、世界中の研究者の国際協力のもと研究開発・設計が行われています。ILC では最も基本的な素粒子である電子とその反粒子である陽電子を、それぞれ高いエネルギーまで加速してから正面衝突させます。ILC の衝突エネルギーは、250 GeV ~ 500 GeV (将来は 1 TeV) の領域をカバーし、その主ライナッは全長約 31 km(将来は ~50 km）にも及ぶ直線の地下トンネル内に設置されます。従来の電子陽電子円形加速器では、円軌道を周回する電子は放射光を放出してエネルギーを失う効果が強く（エネルギーの４乗でエネルギー損失が増える)、到達エネルギーの限界に達していました。この限界を超え、更なる高エネルギー加速器を実現するためには直線加速器が不可欠となります。しかし、円形加速器にはない直線加速器だけの難しさもあります。直線加速器では、電子（陽電子）ビームは主ライナックの加速部を一度しか通過しないため、加速効率を極限まで高める必要があります。また、電子ビームと陽電子ビームは加速後に 1 回しか衝突しませんから、ビームを極限まで絞り込んで衝突頻度を高める必要があります。このために、高いエネルギー効率で粒子を加速する「超伝導加速器技術」と、極限までビームを絞りこんで衝突頻度を高める「ナノビーム技術」が鍵を握ります。この二つの技術は、日本で長く培われ、世界をリードする分野です。本講演では、このILC 加速器の概要について詳しく解説いたします。



*Takayuki Saeki[1]
[1]High Energy Accelerator Research Organization (KEK).

2017年秋の大会

加速器・ビーム科学部会セッション

国際リニアコライダ（ILC）と超伝導加速器

Symposium of International Linear Collider and Superconducting Accelerator Technology

超伝導加速器の応用と企業の関わり

Application of superconducting cavity technology and contribution as an industry

*大久保光一[1]、仙入克也[1]、柳澤　剛[1]、沖平和則[1]、原　博史[1]、池田直昭[1]、松岡雅則[2]

[1]三菱重工メカトロシステムズ株式会社、[2]三菱重工株式会社

超伝導加速器は、1990 年前後に高エネルギー加速器研究機構 TRISTAN 計画における高エネルギー物理実験用加速器として初の営業運転が開始され、その後 KEKB 計画でも蓄積リングの加速空洞やクラブ空洞として活用されてきた。近年、海外では European XFEL や台湾放射光施設 TPS など、超伝導加速器の適用は増加してきている。三菱重工、三菱重工メカトロシステムズ（以下、「三菱重工グループ」と略す）は、高エネルギー加速器研究機構殿のご指導を仰ぎながら、超伝導加速器の主要部である超伝導加速空洞の製造技術開発を長年にわたり取り組んできており、またここ 10 年は超伝導加速器による国際リニアコライダー計画（以下、「ILC 計画」と略す）の開発に参画すると共に、その計画実現に向けた産・官・学連携での活動にも協力をしてきている。

今回の報告では、まず三菱重工グループがこれまでに取り組んできた超伝導加速空洞の開発事例として、TRISTAN 計画加速空洞、KEKB 計画でのクラブ空洞や ILC 計画と技術、仕様が比較的近いコンパクト ERL 用の入射・加速空洞を紹介する。これら過去に開発されてきた超伝導加速空洞は、多いものでも TRISTAN 計画の５連空洞が 40 台そこそこ（含む、予備機）の製造台数であったが、一方 ILC 計画で予定されている超伝導加速空洞の製造総数は、約 18,000 台である。超伝導加速空洞は、欧州、北米、アジアの３極で分担して製造することが計画されており、日本では全体の 1/3 の最大約 6.000 台の超伝導加速空洞を、加速電界 31.5MeV/m 以上かつ $Q_0 = 1 \times 10^{10}$ 以上という仕様を満たしながら、安定した品質の下、約５年間で製造を行わなくてはならない。そのために企業として、高い品質を維持した量産技術の開発が求められる。三菱重工グループでは、超伝導加速空洞の製造工程で比較的工数がかかりかつ空洞の性能を左右すると考えられている空洞赤道部の電子ビーム溶接プロセスの合理化検討や高度成形技術による溶接線本数低減などの製造技術開発に取り組んできている。今回は、ILC 計画向けに開発が進められている超伝導加速空洞の製造方案を紹介すると共に、上記に述べた製造技術開発の概要や成果について報告する。

次に超伝導加速器の開発を通じて、その成果を企業がどのように応用しているかについて論じる。超伝導加速器そのものを製品、とりわけ民生産業用に適用するには、まだ少し時間を要すると思われるが、超伝導加速器を構成する要素技術は、設計、製造・組立、検査のそれぞれの分野で多岐にわたり、その要素技術は企業の様々な製品に適用されている。またその多くの要素技術を習得した人材は企業として貴重な戦力となっており、その意義や開発成果を通じた研究機関と企業の関係のありかたについて一考する。

国内では先端加速器に対する国民理解の促進及び加速器技術の産業利用促進を行い、基礎科学分野の開拓、世界規模の課題解決貢献を目的とした、「一般社団法人　先端加速器科学技術推進協議会」が 2008 年に発足、国内企業 112 社、大学・研究機関 42 機関が参画している。その活動のひとつとして、ILC 計画実現の取り組みが行われており、三菱重工グループとしてもその活動に協力をしてきているので、最後にその紹介を行う。

---

*Koichi Okubo[1], Katsuya Sennyu[1], Takeshi Yanagisawa[1], Kazunori Okihira[1], Hiroshi Hara[1], Naoaki Ikeda[1], and Masanori Matsuokai[2]

[1]Mitubishi Heavy Industries Mechatronics Systems, LTD, [2]Mitsubishi Heavy Industries, LTD.

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：203-3 Application of Beams, Target

Thu. Sep 14, 2017 2:45 PM - 4:40 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 5:45 AM - 7:40 AM UTC | Room N N307 - N Block

[2N11-17] Various Measurements and Non-destructive Inspection by Using Particle Accelerators

Chair:Takafumi Kondoh (Osaka Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[2N11] Focused Ion Beam Tests and Material Compositional Analysis by the Micro Ion Beam Analysis System for Innovative Measurement and Analysis on Structural Materials

*Kimikazu Sasa[1], Akiyoshi Yamazaki[1], Satoshi Ishii[1], Masanori Kurosawa[1], Shigeo Tomita[1], Hiroshi Naramoto[1], Masao Sataka[1], Hiroshi Kudo[1], Shigetomo Shiki[2], Masataka Ohkubo[2] (1. University of Tsukuba, 2. AIST)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[2N12] Elemental analysis of concrete of reactor structure using PIXE analysis

*Koichi Kashimata[1], Naoto Hagura[1] (1. Tokyo City University)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[2N13] Investigate on measurement and method of airborne particulate matter in Kawasaki

*Keita Funyu[1], Naoto Hagura[1] (1. Tokyo City University)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[2N14] Suppression effect of water molecules on heavy-ion radiolysis of biomolecules in solution

*Shinji Nomura[1], Hidetsugu Tsuchida[1], Akihiro Kajiwara[1], Takuya Majima[1], Manabu Saito[1] (1. Kyoto Univ.)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[2N15] Development of A Mobile 3.95 MeV Electron Linac-driven Neutron Source for On-site Non-destructive-testing of Concrete Bridges

*Jean-Michel Antoine Bereder[1], Yuki Mitsuya[1], Yuya Takahashi[1], Katsuhiro Dobashi[1], Joichi Kusano[2], Yasushi Tanaka[3], Yoshinobu Oshima[4], Masahiro Ishida[4], Mitsuru Uesaka[1] (1. School of Engineering, Univ. of Tokyo, 2. Accuthera Inc., 3. IIS, Univ. of Tokyo, 4. PWRI)

4:00 PM - 4:15 PM JST | 7:00 AM - 7:15 AM UTC

[2N16] 3D Visualization of Inner Bridge using Portable High Energy X-ray Source and its Valuation

Optimisation of moving method of X-ray Source for Tomosynthesis

*Issei Ozawa[1], Hiroaki Takeuchi[1], Yuki Mitsuya[1], Katsuhiro Dobashi[1], Mitsuru Uesaka[1], Johichi Kusano[2], Eiji Yoshida[3], Yoshinobu Oshima[3], Masahiro Ishida[3] (1. Department of nuclear engineering and management, School of engineering, The Univ. of Tokyo, 2. Accuthera Inc., 3. Public Works Research Institute)

4:15 PM - 4:30 PM JST | 7:15 AM - 7:30 AM UTC

[2N17] Prallel Motion CT for Bridge Inspection by Portable High Energy X-ray Sources

*Mitsuru Uesaka[1], Ryota Yano[1], Issei Ozawa[1], Hiroaki Takeuchi[1], Yuki Mitsuya[1], Johichi Kusano[2], Yoshinobu Oshima[3], Eiji Yoshida[3], Masahiro Ishida[3] (1. Department of nuclear engineering and management, School of engineering, The Univ. of Tokyo, 2. Accuthera Inc., 3. Public Works Research Institute)

4:30 PM - 4:40 PM JST | 7:30 AM - 7:40 AM UTC

Time reserved for Chair

構造材料計測用マイクロイオンビーム分析装置による ビーム収束試験と材料組成分析

Focused Ion Beam Tests and Material Compositional Analysis by the Micro Ion Beam Analysis System for Innovative Measurement and Analysis on Structural Materials

*笹 公和[1]，山崎明義[1]，石井 聰[1]，黒澤正紀[1]，冨田成夫[1]，左高正雄[1]，楢本 洋[1]，工藤 博[1]，志岐成友[2]、大久保雅隆[2]
[1]筑波大学，[2]産総研

航空機などで使用される構造材料の開発促進のため、筑波大学 6 MV タンデム加速器においてマイクロイオンビーム分析装置の開発を進めている。現在、MeV イオンビームの収束試験では、約 1.5 μm のビーム径を達成している。マイクロイオンビームによる材料組成の試験測定を実施した結果を報告する。

キーワード：マイクロイオンビーム，イオンビーム分析，構造材料，水素・軽元素分析

1. 緒言

産業イノベーション創出において重要な航空機等で使用される構造材料の開発促進では、未活用情報を明らかにする先端計測技術の開発が求められている。つくばイノベーションアリーナ(TIA)では、SIP「革新的構造材料」により研究機関が連携して構造材料の先端計測拠点の形成を進めている。

2. 構造材料計測用マイクロイオンビーム分析装置によるビーム収束試験

筑波大学 6 MV タンデム加速器における構造材料計測用マイクロイオンビーム分析装置[1]は、ビームライン長が 8.73 m であり、Oxford Microbeams 社製 OM-2000 を用いてビーム収束をおこなう。これまでに、3 MeV の陽子ビームと 9 MeV の He^{2+}ビームのマイクロビーム形成試験を実施した。図 1 に陽子ビームを径 6 μm の Cu メッシュ(1,000 mesh/inch)にスキャニング照射した際の前方散乱陽子を計測した画像(100 μm × 100 μm)を示す。図 1 の解析結果から、ビーム径として約 1.5 μm を得ている。

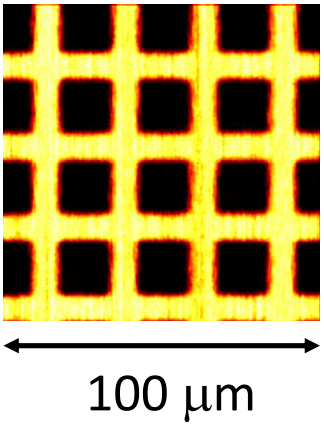


図 1 陽子マイクロビーム(3 MeV)を Cu メッシュに照射した際の前方散乱陽子画像.

3. マイクロイオンビームによる元素分布イメージング試験測定

ホウ素等の軽元素までの特性 X 線を計測できる検出器として、シリコンドリフト型検出器を導入している。陽子ビームによる PIXE と He ビームを用いた透過 ERDA により、材料中の軽元素と微量添加元素の分析及び元素分布イメージング測定を実施した。また、9 MeV の He^{2+}マイクロビームを用いた構造材料の添加元素の PIXE と水素の透過 ERDA による多元素同時計測法を開発した。本発表では、Cu メッシュとマイラー膜で形成した水素含有模擬試料を用いて実施した、元素分布イメージング試験測定結果について報告する。

4. 結論

構造材料計測用マイクロイオンビーム分析装置としては、初期目標値のビーム径である 2 μm 以下のビーム収束に成功した。構造材料中の水素・軽元素および添加微量元素の元素分布イメージング測定にも成功しており、今後は構造材料の元素組成分析研究を進める予定である。

謝辞 本研究は戦略的イノベーション創造プログラム(SIP)「革新的構造材料」の支援により実施している。

参考文献

[1] 笹 公和 他，日本原子力学会 2017 年春の年会，予稿集 1C10.

---

*Kimikazu Sasa[1], Akiyoshi Yamazaki[1], Satoshi Ishii[1], Masanori Kurosawa[1], Shigeo Tomita[1], Masao Sataka[1], Hiroshi Naramoto[1], Hiroshi Kudo[1], Shigetomo Shiki[2], Masataka Ohkubo[2], [1]Univ. of Tsukuba, [2]AIST

PIXE 分析法を用いた原子炉構造材コンクリート試料の元素分析

Elemental analysis of concrete of reactor structure using PIXE analysis

*樫又 恒一, 羽倉 尚人

東京都市大学

PIXE 分析法を用い廃止措置中の研究炉のコンクリート試料を測定した。放射化評価に影響を与える微量元素について NUREG 値と比較し原子炉構造材の組成評価における PIXE 分析法の適用可能性を検討した。

キーワード： 元素分析, PIXE 分析法, 廃止措置, 放射化評価

1. 緒言

原子炉廃止措置研究開発センター「ふげん」では原子力施設の廃止措置にあたって鋼材・コンクリートの元素分析について報告され、放射化評価において影響の大きい不純物についての分析結果が整理されている。この報告では、コンクリートについて、不純物の組成は NUREG 値と概ね一致する結果が得られたが、このデータは立地地域や建設時期によって変化する可能性があるので、施設ごとに検証することが望ましいとされている[1]。現在、東京都市大学原子力研究所の研究用原子炉(武蔵工大炉)は廃止措置中であり原子炉構造材の放射化評価は NUREG 値など文献値を元とした組成評価により行われた。本研究では、廃資材として主にコンクリート材を対象とする。コンクリート中の微量元素分析手法として PIXE 分析法を用い測定を行う。PIXE 分析法は小型の静電加速器から引き出される陽子ビーム等を用いることができ、低バックグラウンドで高感度な測定が簡易的に行える特徴を有している[2]。

2. 目的

武蔵工大炉の原子炉建屋壁から採取したコンクリートボーリング試料を PIXE 分析法にて測定、組成評価を行う。構造材放射化予測につなげることを検討する。

3. 方法

PIXE 分析法でのコンクリート試料測定結果を NUREG 値「ふげん」での測定値と比較、信頼性の確認を行う。またこれらの組成の違いから組成濃度比の違いにより遮蔽効果や生成する放射化物の量に違いが生じるか PHITS・DCHAIN-SP 計算コードを用い比較を行う。

4. 結果

コンクリート中の主要な元素のスペクトルが確認できた。Co など濃度の小さい元素は正確な定量が難しい傾向がみられたが、多数の元素が混在する試料での定量を行う事が可能であった。

廃炉に資する PIXE 分析法の適用初期の測定として有意義な結果を得られた。

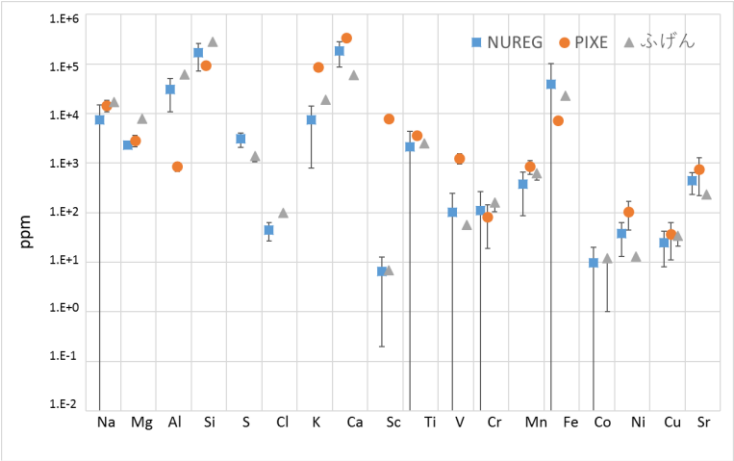


図 1. NUREG 値に対する PIXE 測定および「ふげん」の主要元素濃度の比較

参考文献

[1] 川太徳夫ほか,日本原子力学会和文論文誌 Vol.9,No.4,P405-418 (2010)

[2] 千葉廉ほか,日本原子力学会誌 Vol.26,No.10, P827-853 (1984)

*Koichi Kashimata , Naoto Hagura

Tokyo City Univ.

川崎大気浮遊塵の計測と計測法の検討

Investigation on measurement and method of airborne particulate matter in Kawasaki

*舟生　慶太[1]，羽倉　尚人[1]

[1]東京都市大学,

東京都市大学原子力研究所では､2002 年から継続して大気浮遊塵のサンプリング及び分析を実施している。これまでは､HP-Ge 半導体検出器によるγ線放出核種の測定と中性子放射化分析法による微量元素分析が実施されてきたが、新たに PIXE 分析法による分析を実施し、その結果を比較、検討することとした。

キーワード：大気粒子状物質(APM),HP-Ge 半導体検出器,PIXE 分析,中性子放射化分析,Be-7,Pb-210

1. 緒言

東京都市大学原子力研究所では 2002 年からハイボリューム・エア・サンプラ(吸入流量:毎分 700 ㎥)にシリカ製フィルター(アドバンテック製,QR-100,250×200×1.5mm)を用いて大気粒子状物質(APM)の採取を 1 週間ごとに行っている。2002 年にサンプリング及び分析を開始した当初は、大陸からの黄砂の影響に関する調査を主な目的としており､関連する同位体を HP-Ge 半導体検出器や中性子放射化分析法を用いて測定、分析してきた。2011 年 3 月以降は、福島における原子力発電所の事故に伴い放出された放射性セシウムの濃度の変化についても分析対象として加えている。こうした長期的な測定活動は、環境中の同位体の動態挙動を解析する上で、重要なデータとなると考えられる。例えば、太陽活動の指標とされる Be-7 や地殻中の Rn に由来する Pb-210 などの動きを把握することに寄与する。本研究では、大気浮遊塵試料の分析に関して、これまでの成果をまとめるとともに、最近の測定結果との比較を示す。また、分析手法として PIXE 分析法を用いることに関して検討を行ったので、その結果を報告する。

2. 実験方法

2-1. HP-Ge 半導体検出器測定用の試料準備と測定

測定の際に形状による不確かさが生じることを防ぐために、標準試料と同一形状の容器にフィルターを圧縮して納め､測定を実施する手順としている。このようにして形状をそろえた試料を当研究所内の HP-Ge 半導体検出器を用いて 80000 秒測定した。サンプリングは週に 1 回としており、Be-7 のような短半減期核種を捕らえるためにサンプリングから測定までの期間を開けないようにしている。

2-2. PIXE 分析用の試料準備と測定

2002 年のサンプリング開始当初から、HP-Ge 半導体検出器によるγ線放出核種の測定とともに中性子放射化分析法による微量元素分析を実施していた。そのためフィルター試料一部を中性子放射化分析法用の試料として一定のサイズに切り出すという手順にしている。本研究では、この中性子放射化分析法用の試料の一部を PIXE 分析用のサンプルとした。から 12 サンプルを選び、PIXE 法による測定を実施した。PIXE 分析法による測定は、東京工業大学先導原子力研究所 1.6MV ペレトロン・タンデム加速器を使用し、測定条件はエネルギー:2MV、ビーム電流:1nA、ビーム径:5㎜、照射時間:10 分とした。

3. まとめ

2002 年から 2017 年までの測定結果から、Be-7、Pb-210 の年次ごとの変動についてのデータを得た。また、試験に実施した PIXE 分析法の結果から、今後の測定方針を検討した。

参考文献

[1]　大野貴裕:東京都市大学原子力研究所所報

---

*Keita Funyu[1], Naoto Hagura[2]

[1]Tokyo City University

水溶液中の生体分子の高速重イオン放射線分解における水分子の抑制効果

Suppression effect of water molecules on heavy-ion radiolysis of biomolecules in solution

*野村　真史[1]，土田　秀次[1]，梶原 章弘[1]，間嶋 拓也[1]，斉藤 学[1]
[1]京大院工

人体に対する重イオン照射の影響を分子レベルで理解することを目的として、真空内液体分子線法を用いて水溶液中の生体分子の高速重イオン放射線分解を調べた。水溶液環境下では孤立系分子標的に比べて、分子の多重解離が抑制されることが示唆された。また、構造が複雑な分子標的では，孤立分子の放射線分解では生成されない水溶液環境固有の反応生成物が生じることが分かった。

キーワード：生体分子の放射線損傷，水溶液の放射線分解，重イオン照射

1. 緒言

生体分子の放射線損傷における液体環境の効果は、細胞内での損傷機構を理解する上で重要である。本研究では、生体分子含有水溶液への重イオン照射で生じた反応生成物の直接観測から、液体中の生体分子の放射線分解における水分子の効果の解明を試みた。

2. 実験

重粒子線治療の Bragg ピーク領域に相当する 4.0 MeV C^{2+}イオンを、液体分子線法により真空中に導入したアミノ酸（グリシン、プロリン、ヒドロキシプロリン）含有水溶液及び気相のアミノ酸分子に照射し、生じた反応生成物を TOF-MS 法で調べた。

3. 結果・考察

図にアミノ酸にプロリンを用いた時に生成した二次イオン質量スペクトルを示す。水溶液標的の主な二次イオンは、水分子由来のものと、溶質であるプロリン分子に水分子の解離で生じた H^+が付加したイオンやプロリン分子の分解イオンである。気相標的と比較すると、解離イオンにおいて、分子が多重分解したものが非常に少ないことが分かり、水溶液環境下では生体分子の分解が配位している水分子によって抑制されていることを示唆している。また、水溶液環境固有の生成物も検出された。発表では、水分子の抑制効果について、孤立分子標的の結果との比較及び各アミノ酸同士の比較から議論する。

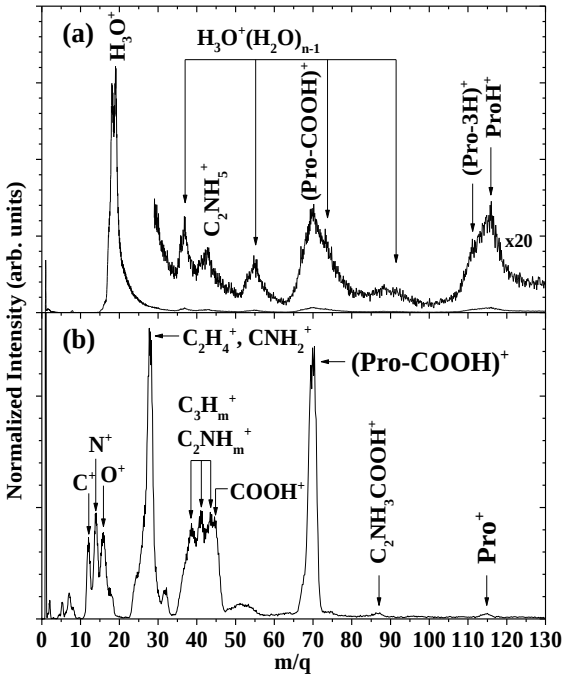


図　(a) 0.4 M プロリン($C_5H_9NO_2$)水溶液, (b) 気相プロリン標的の TOF スペクトル

参考文献

[1] S. Nomura et al., Nucl. Instrum. Methods Phys. Res., Sect. B 389-390 (2016) 28-32.

*Shinji Nomura[1], Hidetsugu Tsuchida[1], Akihiro Kajiwara[1], Takuya Majima[1] and Manabu Saito[1]
[1]Kyoto Univ.

コンクリート橋梁その場非破壊検査のための可搬型 3.95-MeV 電子ライナック駆動中性子源の開発

Developments of A Mobile 3.95 MeV Electron Linac-driven Neutron Source for On-site Non-destructive-testing of Concrete Bridges

*ベレデ ジャンミシェル[1]、三津谷 有貴[1]、高橋 佑弥[1]、土橋 克広[1]、草野 譲一[2]、田中 泰司[3]、大島 義信[4]、石田 雅博[4]、上坂 充[1]

[1]東京大学大学院工学系研究科、[2]（株）アキュセラ、[3]東京大学生産技術研究所、[4]土木研究所

抄録

本研究ではコンクリート内部の水分検出の手法として 3.95-MeV X バンド電子ライナックを用いた可搬型中性子源による後方散乱中性子水分検出システムを開発し、水分検出の性能を実証実験で確認した。鉄筋腐食リスク評価手法の開発の一環として、TOF 測定による測定精度の向上を行った。

キーワード： 非破壊検査、可搬型電子ライナック、橋梁検査、水分検出、中性子源

1. 緒言

高度経済成長期に多く建設されたコンクリ橋梁が寿命を迎えつつある。鉄筋コンクリ構造物における鉄筋腐食は構造全体の耐力低下につながり、余寿命減少における大きなファクターとなっている。鉄筋腐食の最大の原因は液状水が鉄筋に到達することによる酸化物イオンや塩化物イオンの侵入であり、コンクリート内部の水分検出は喫緊の課題である。本研究では既に開発および実橋梁での運用実績のある 3.95-MeV X 線源[1]と組み合わせた可搬型中性子源を用いた水分検出技術の開発を目標としている。

2. 水分測定システムの構成

本測定システムは可搬型 3.95-MeV ライナック駆動 X 線源とベリリウムターゲットを組み合わせ、$^{9}Be(\gamma,n)^{8}Be^{*}$の光核反応により中性子ビームを得る[2]。Be ターゲットは遮蔽のためのホウ酸レジン、鉛、そしてビームコリメータと組み合わされる（図 1）。発生中性子量は全立体角で約10^{7} n/s程度、ビーム出口での中性子束は約10^{4} n/s/cm^{2}程度である。検出器として ^{3}He 比例計数管を用いており、TOF 測定により減速された熱中性子を取得する。

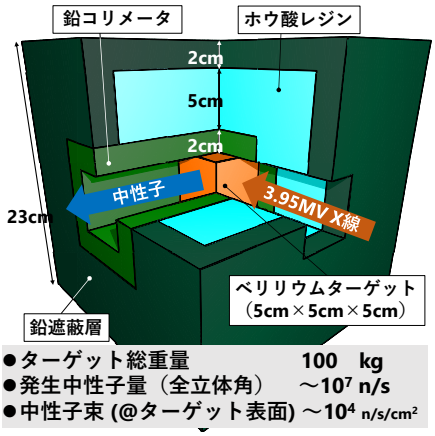


図 1 中性子ターゲットの概要

3. 水分検出実験

実証実験として、実橋梁の浸水状況を模擬した PC 橋梁シース管内への浸水検出実験、そしてコンクリートへの亀裂への浸水を測定することによる亀裂検出実験を行った。計測に当たっては Cd フィルターによって照射中性子の低速成分をカットし、TOF 測定により後方散乱中性子の熱中性子成分のみを計測することで測定精度の向上を試みた。

4. 将来の展望

11 月に茨城県幸久橋での世界初となる実橋梁での可搬型加速器駆動中性子源を用いた水分測定実験を行う。

参考文献

[1] M. Uesaka et al. : J. Phys. B: At. Mol. Opt. Phys. 47(2014) 234008 (9pp).

[2] L. Auditore et al., Nucl. Instrum. Meth. B, vol. 229, pp. 127143, 2005.

*Jean-Michel Bereder[1], Yuki Mitsuya[1], Yuya Takahashi[1], Katsuhiro Dobashi[1], Joichi Kusano[2], Yasushi Tanaka[3], Yoshinobu Oshima[4]、Masahiro Ishida[4]、Mitsuru Uesaka[1]

[1] The University of Tokyo, [2] Accuthera Inc., [3] Institute of Industrial Science, [4] Public Works Research Institute

可搬型高エネルギーX 線源による橋梁内部構造３次元可視化と健全性評価
トモシンセシスでの X 線源移動方法の最適化

3D Visualization of Inner Bridge using Portable High Energy X-ray Source and its Valuation
Optimisation of moving method of X-ray Source for Tomosynthesis

*小沢 壱生[1]、竹内 大智[1]、三津谷 有貴[1]、土橋 克広[1]、上坂 充[1]、草野 譲一[2]、吉田 英二[3]、
大島 義信[3] 、石田 雅博[3]
[1]東京大学, [2]（株）Accuthera, [3]土木研究所

橋梁の透過 X 線検査で内部構造を３次元可視化するトモシンセシス技術の再現精度向上を目指す。最大移動幅や移動幅などの X 線源のより良い移動方法をシミュレーションによって考察し、2017 年 6 月に行われた実橋梁検査に適用する。また、同年 7 月に行われた同橋の載荷試験の結果と、健全性評価との比較も紹介する。

キーワード：可搬型高エネルギーX 線源、非破壊検査、橋梁検査、トモシンセシス、画像処理

1. トモシンセシスの非破壊検査への応用

トモシンセシスとは、被写体に対し X 線源を移動させて様々な角度から撮像を行い、その撮像データを再構成することで検出器と平行な任意の断面に焦点を当てた画像が得られるという技術であり、歯科診療などの医療分野で主に用いられている。本研究では、可搬型 X 線源を用いて、主にコンクリート橋内部の構造材劣化を診断するためのトモシンセシスをテーマとする。

2. 計算シミュレーション

X 線源の①移動の刻み幅と②移動変位をパラメータとして変え、被写体内部の再構成画像の再現精度を比較した。①の刻み幅の大小は、精度の差への影響が少なかった。②の移動変位は、被写体正面からの変位を大きくすると精度が向上した。(Fig.1)　この知見を実橋梁試験に適用した。

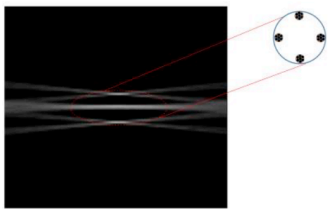


Fig.1 計算シミュレーションでのトモシンセシス結果の例

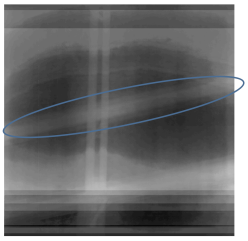


Fig.2 実橋梁のトモシンセシス結果

2-2. 実橋梁でのトモシンセシス結果

実橋梁内部の PC 鋼材を三次元的に視覚化できた。（Fig.2 は青線部分に焦点を合わせた画像）

参考文献

[1] 篠原広行、陳 欣胤、中世古和真、橘篤志、橋本雄幸、“断層映像法の基礎　第 37 回　トモシンセシス（ラミノグラフィ）”断層映像研究会雑誌、第 39 巻、第 2 号、2013、p.15-p.20.

*Issei Ozawa[1], Hiroaki Takeuchi[1], Yuki Mitsuya[1], Katsuhiro Dobashi[1], Mitsuru Uesaka[1], Johichi Kusano[2], Eiji Yoshida[3], Yoshinobu Oshima[3] , Masahiro Ishida[3]

[1]Univ. of Tokyo, [2]Accuthera Inc., [3]Public Works Research Institute

可搬型高エネルギーX 線源橋梁検査のための並進 CT 再構成

Parallel Motion CT for Bridge Inspection by Portable High Energy X-ray Sources

*上坂　充[1]，矢野亮太[1]，小沢壱生[1]，竹内大智[1]，三津谷有貴[1]，
草野譲一[2]，吉田英二[3]，大島義信[3]、石田雅博[3]
[1]東京大学，[2]アキュセラ、[3]土木研究所

本研究では、より高精度な橋梁内部構造の劣化状況推定のために、CT 断面再構成技術を適用することを検討している。従来の回転 CT よりも現場での実施がより簡易な、並進移動 CT について、950keV LINAC を用いて実証実験を行なった。

キーワード: 非破壊検査、X 線、LINAC、CT

1. 緒言

現在、高度経済成長期に建設された橋梁の老化による劣化が危惧されている。そのために、高精度な非破壊検査技術への需要が高まっており、本研究室では 950 keV/3.95 MeV の高エネルギーLINAC を用いた X 線非破壊検査システムを提案している。主な橋梁の劣化である、内部 PC ワイヤの断面減少を二次元的に確認するために、断面再構成が可能な並進移動 CT 移動技術の適用を検討している。

2. 並進 CT 実験

医療等で用いられている CT 技術は、被写体の周囲を回転することにより、再構成を行うが、位置合わせが困難な橋梁検査において、回転移動を実施するのは困難である。そこで、工業用フロー等で利用されている[1]、並進移動による再構成技術を実装し、950 keV LINAC を用いて実験を行なった。

図 1(上)に本実験で使用された、表面にレファレンスロッドが貼り付けられ、内部に鉄筋が 2 本とシース内に PC ワイヤ 1 本が配置されたコンクリートサンプルを示す。これを並行に移動することで、図 1(下)が得られた。この再構成画像からは、鉄筋、PC ワイヤ及びレファレンスロッドが見てとることができる。再構成画像におけるレファレンスロッドの太さを基準として、各内部構造の半径を推定したところ、誤差 10%(<1 mm)以内での推定に成功した。

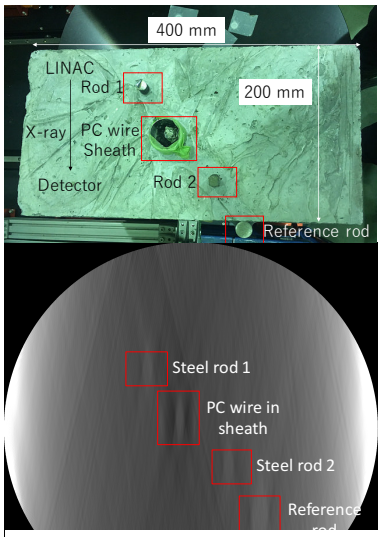


図 1 実験サンプル(上)と再構成画像(下)

3. 結論

並進移動 CT 実験によりが 10%(<1 mm)以内の PC ワイヤ径推定が可能であることが示された。今後は得られた断面画像に処理を施すことで、径推定精度を向上していくことを目指すとともに、3.95 MeV における実験、実橋梁における実証試験を行なっていく予定である。

参考文献

[1] 楊美花 and 楊海圏, IECIE Tech. Rep., vol. MBE2013−13, 2013.

*Mitsuru Uesaka[1], Ryota Yano[1], Issei Ozawa[1], Hiroaki Takeuchi[1], Yuki Mitsuya[1], Johichi Kusano[2], Eiji Yoshida[3], Yoshinobu Oshima[3] , Masahiro Ishida[3]

[1]Univ. of Tokyo, [2]Accuthera Inc., [3]Public Works Research Institute

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：203-1 Accelerator and Beam Acceleration Technology

Thu. Sep 14, 2017 4:40 PM - 6:30 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 7:40 AM - 9:30 AM UTC | Room N N307 - N Block

[2N18-24] Ion Accelerator and its Application, Component Technology Development

Chair:Kimikazu Sasa (Univ. of Tsukuba)

4:40 PM - 4:55 PM JST | 7:40 AM - 7:55 AM UTC

[2N18] Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation (Accelerator Technology)

(1)Development of Prototype system based on Superconducting Quarter Wavelength Resonator

*Kazutaka Ozeki[1], Osamu Kamigaito[1], Naruhiko Sakamoto[1], Kenji Suda[1], Kazunari Yamada[1], Yutaka Watanabe[1], Kensei Umemori[2], Eiji Kako[2], Hirotaka Nakai[2], Katsuya Sennyu[3] (1. RIKEN Nishina Center, 2. KEK, 3. MHI-MS)

4:55 PM - 5:10 PM JST | 7:55 AM - 8:10 AM UTC

[2N19] Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation (Accelerator Technology)

(2)Study of vaccuum window and target for high power beam

*Hiroki OKUNO[1], Naoya Ikoma[1,5], Aiko Takamine[1], TOmoya Sato[1], Noriyosu Hayashizaki[4], Hiroo Kondo[2], Shinichi Namba[3] (1. RIKEN Nishina Center, 2. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology, 3. Hiroshima university, 4. Tokyo Institute of Technology, 5. Nagaoka University of Technology)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[2N20] Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation (Accelerator Technology)

(3)Conceptual design of high-intensity compact cyclotrons for nuclear transmutation

*Mitsuhiro Fukuda[1], Hiroshi Toki[1], Ryoichi Seki[1], Tsutomu Shonoduka[2], Tetsuhiko Yorita[1], Hiroki Kanda[1], Kichiji Hatanaka[1], Hiroshi Ueda[3], Yuusuke Yasuda[1], Toshihiro Kume[1] (1. RCNP, Osaka University, 2. CYRIC, Tohoku University, 3. Graduate School of Natural Science and Technology, Okayama University)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[2N21] Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation (Accelerator Technology)

(4)Study of MERIT(Mulitplex Energy Recovery Internal Target) on Intense Negative Muon Production for Muon Nuclear Transmutation

*Yoshiharu MORI[1], Yoshihiro Ishi[1], Akihiro Taniguchi[1], Tomonori Uesugi[1], Yasuhiro Kuriyama[1], Hidefumi Okita[1], Akira Sato[2], Michikazu Kinsyo[3], Yasuhiro Miyake[4], Masahiro Yoshimoto[3] (1. kyoto universiry, 2. Osaka univeristy, 3. JAEA, 4. KEK)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[2N22] Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation (Accelerator Technology)

(5)Status of the Proof-of-Principle Experiment on MERIT Scheme

*Kota Okabe[1], Yoshihiro Ishi[2], Tomonori Uesugi[2], Yasuhiro Kuriyama[1], Michikazu Kinsho[1], Akihiro Taniguchi[2], Hidefumi Okita[2], Akira Sato[3], Yasuhiro Miyake[4], Yoshiharu Mori[2] (1. JAEA/J -PARC, 2. Kyoto Univ., 3. Osaka Univ., 4. KEK)

5:55 PM - 6:10 PM JST | 8:55 AM - 9:10 AM UTC

[2N23] Evaluation of thermal stress and buckling analysis for ADS beam window design

*Yuta Eguchi[1], Takanori Sugawara[1], Hironari Obayashi[1], Hiroki Iwamoto[1], Kazufumi Tsujimoto[1] (1. JAEA)

6:10 PM - 6:25 PM JST | 9:10 AM - 9:25 AM UTC

[2N24] Compensation of Focusing Effects with Pole Surface Coils for FFAG Accelerators"

*Mitsutaka Ueda[1], Hidehiko Arima[1], Nobuo Ikeda[1], Yujiro Yonemura[1], Naoya Motohashi[1], Yuhi Waga[1], Akira Takagi[2], Hisayoshi Nakayama[2], Yoshiharu Mori[3] (1. Kyushu Univ., 2. High Energy Accelerator Research Org., 3. Kyoto Univ.)

6:25 PM - 6:30 PM JST | 9:25 AM - 9:30 AM UTC

Time reserved for Chair

核変換による高レベル放射性廃棄物の大幅な低減・資源化（加速器技術）
（1）超伝導λ/4 型共振器プロトタイプシステムの開発

Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes
through Nuclear Transmutation (Accelerator Technology)
(1) Development of Prototype system based on Superconducting Quarter Wavelength Resonator

*大関 和貴[1]，上垣外 修一[1]，坂本 成彦[1]，須田 健嗣[1]，山田 一成[1]，渡邉 裕[1]，
梅森 健成[2]，加古 永治[2]，仲井 浩孝[2]，
仙入 克也[3]，原 博史[3]，宮本 明啓[3]，柳澤 剛[3]
[1]理研仁科センター，[2]高エネルギー加速器研究機構，[3]三菱重工メカトロシステムズ

Development status of a prototype system based on the superconducting quarter wavelength resonator, with the goal of developing element technologies for the high-intense linear accelerator for ions, is presented.

キーワード：線型加速器

理研仁科センターでは、大強度イオン線型加速器のための要素技術開発として、2014 年度よりλ/4 型超伝導空洞共振器（超伝導 QWR）に基づくプロトタイプシステムの開発を行ってきた。プロトタイプシステムでは、超伝導 QWR 本体の他、これを 2 台搭載可能なクライオモジュール、高周波電力 10 kW 対応の入力カプラー、共振周波数チューナーの開発・製作を行い、それら全てをクライオモジュールに組み込んで（図 1 参照）試験を行うことを目指している。

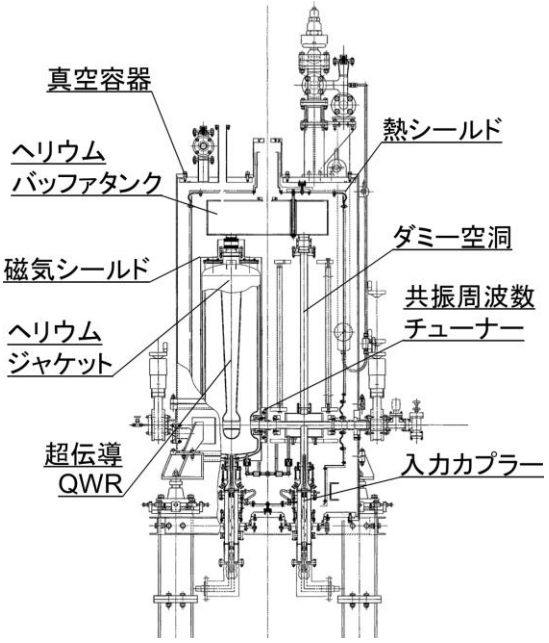


図 1:プロトタイプシステムの概観

2014 年度には超伝導 QWR 本体の設計、2015 年度には超伝導 QWR の部品製作、カプラーの設計、クライオモジュールの基本設計、2016 年度前半には引き続き超伝導 QWR の組み立ておよび表面処理、カプラーの製作、クライオモジュール部品の製作、チューナーの設計を行った。2016 年度後半より超伝導 QWR の単体試験を行い、ほぼ想定通りの性能を確認することができた。2016 年度末にはプロトタイプシステムが完成し、2017 年度よりクライオモジュールの冷却試験、超伝導 QWR の励振試験を行っている。本発表ではプロトタイプシステムの開発状況について報告する。

本研究は、総合科学技術・イノベーション会議が主導する革新的研究開発推進プログラム（ImPACT）の一環として実施したものです。

---

*Kazutaka Ozeki[1], Osamu Kamigaito[1], Naruhiko Sakamoto[1], Kenji Suda[1], Kazunari Yamada[1], Yutaka Watanabe[1],
Kensei Umemori[2], Eiji Kako[2], Hirotaka Nakai[2], Katsuya Sennyu[3], Hiroshi Hara[3], Akihiro Miyamoto[3], and Takeshi Yanagisawa[3].
[1]RIKEN Nishina Center, [2]KEK, [3]MHI-MS.

核変換による高レベル放射性廃棄物の大幅な低減・資源化（加速器技術）（2）大強度ビーム用真空窓と標的の開発の現状

Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation (Accelerator Technology)

(2) Study of vacuum window and target for high power beam

*奥野 広樹[1], 生駒 直弥[1,5], 高峰 愛子[1], 佐藤 智哉[1], 林崎 規託[4], 近藤 浩夫[2], 難波 愼一[3]

[1]理化学研究所　仁科加速器研究センター, [2]量子科学技術研究開発機構, [3]広島大学, [4]東京工業大学, [5]長岡技術科学大学

高レベル放射性廃棄物の核変換に必要な大強度ビーム用真空窓と標的の開発を行っている。真空窓については、大口径プラズマウィンドウ、標的については、湾曲した裏板を伴わない液体リチウム標的である。

キーワード：核変換、標的、真空窓

1. 緒言

現在 ImPACT 藤田プログラムでは、核変換による高レベル放射性廃棄物の大幅な提言と資源化のために、各要素技術開発が行われている。本講演では、大強度ビームの照射に耐えうるビーム窓の開発と湾曲した裏板を伴わない液体リチウム流の標的の開発について報告する

2. 大口径プラズマウィンドウ

プラズマウィンドウは、1995 年に発明され、アークプラズマによって繋がれた２つの領域に差圧を生じさせる真空インターフェースであり、典型的に 100 倍の効果が見込まれ、差動排気系を簡素化できる等の利点がある。実用化のためには、アークプラズマで満たされたチャンネルの部分の口径がビーム幅よりも大きい必要があるが、発明された当時のものは、2.3 mm 程度で、これまででも 8mm が最大径であった。我々は 20mm 程度の径を持つプラズマウィンドウを目指して開発を進めており、その試験用のプラズマウィンドウを作成し、ソレノイド磁場中で試験を実施した。試験の結果、10mm での試験では、プラズマの効果がギリギリ見えるが、20mm については、プラズマの効果がほぼ消失していたが、本講演では、プラズマ分光の結果も踏まえて、今後の見通しを考察する。

3. 液体リチウム標的

BNCT や IFMIF 等、中性子発生用としてもちいられる液体リチウム標的は、安定な膜を生成するために、湾曲した裏板がノズルのすぐ下流に設置され、それに沿って液体リチウムが噴出され、裏板においては、遠心力により液面が裏板に押さえつけられルため安定した膜の生成が可能になる。本件での液体リチウム膜は加速器内部に設置され、標的内でエネルギー損失した分を共振器により再加速して、再び同じエネルギーで標的に持って来るものを想定している。そのため、裏板を外した状態での液体リチウム膜を安定に生成する必要があり、その挙動を調べた。まず、10μ秒程度のストロボを炊くことにより、より膜の状態を詳細に調べたが、そのままでは、加速器内のビームの質を著しく劣化させる可能性があることがわかった。また、この表面状態を光コム距離計によって定量的に測定することに成功した。本講演では、試験の詳細データとともに、今後いかにしてこの液体表面のばらつきを抑えていくかについても議論する。

本研究は、総合科学技術・イノベーション会議が主導する 革新的研究開発推進プログラム（ImPACT）の一環として実施したものです。

*Hiroki Okuno[1], Naoya Ikoma[1,5], Aiko Takamine[1], Tomoya Sato[1], Noriyosu Hayashizaki[4], Hiroo Kondo[2] and Shinichi Namba[3]

[1]RIKEN Nishina Center, [2]QST, [3]Hiroshima Univ., [4]Tokyo Institute of Technology, [5]Nagaoka University of Technology

核変換による高レベル放射性廃棄物の大幅な低減・資源化（加速器技術）
(3)核変換のための高強度小型サイクロトロンの概念検討

Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation
(Accelerator Technology)
(3) Conceptual design of high-intensity compact cyclotrons for nuclear transmutation

*福田 光宏[1]，土岐 博1，関 亮一1，篠塚 勉[2]，依田 哲彦[1]，神田 浩樹[1]，
畑中 吉治[1]，植田 浩史[3]，安田 裕介[1]，久米 世大[1]
[1]阪大核物理研究センター，[2]東北大 CYRIC，[3]岡山大自然科学

高強度重陽子ビーム等を用いた長寿命核分裂生成物(LLFP)の核変換を安定且つ安全に高効率で行うため、比較的小型のサイクロトロンを多数組み合わせた加速器システムの検討状況について報告する。高強度化、エネルギー効率向上、低コスト化のための技術的課題や想定されるシステム構成などについても議論する。

キーワード：核変換、重陽子、サイクロトロン

1. 背景と目的

高レベル放射性廃棄物に含まれる長寿命核分裂生成物(LLFP)の内、再利用可能な有用資源を含む4種の元素(Pd, Cs, Se, Zr)について、短寿命核種もしくは安定核種へ核変換するための新しい核変換システムの検討を進めている。本研究では、重陽子ビームを直接 LLFP ターゲットに照射する方法によって核変換の効率を高めるため、比較的安価でハンドリングし易い高強度の小型加速器を多数組み合わせて複数のターゲットにビームパワーを分散させる核変換システムの概念検討を目的としている。

2. LLFP 核変換用サイクロトロンの概要

2-1. 目標性能

LLFP 核種と重陽子ビームの直接反応による核反応を効率良く行うため、最大 100MeV/n 程度の重陽子加速を想定し、サイクロトロン 1 台当たり 10mA 程度のビーム強度を目指す。この最大ビームパワー2MW を出力するため、30%以上のエネルギー効率を達成できる電磁石・RF システムを想定する。

2-2. 高強度化のための技術的課題

一体型の電磁石から構成される AVF サイクロトロンは、全体が数 m 以内に収まるコンパクト性に優れた加速器であり、量産効果による低コスト化も十分に期待できる。高強度化に当たっての課題は、入射アクセプタンスが小さいこと、入射部や中心領域での空間電荷効果の影響が大きいこと、負イオン加速の場合には荷電変換フォイルの耐久性に限界があること、正イオン加速の場合には 1 ターン当たりのエネルギー利得とターンセパレーションの増大が鍵を握ることなどが挙げられる。これに対してリングサイクロトロンの場合には、ターンセパレーションが大きく、空間的な自由度も大きいという利点があるものの、大型化が避けられない、空間電荷効果への対策、共振空洞のハイパワー化と省電力化などの課題がある。

なお、本研究は、総合科学技術・イノベーション会議が主導する 革新的研究開発推進プログラム（ImPACT）の一環として実施したものです。

---

*Mitsuhiro Fukuda[1], Hiroshi Toki[1], Ryoichi Seki[1], Tsutomu Shinoduka[2], Tetsuhiko Yorita[1], Hiroki Kanda[1], Kichiji Hatanaka[1], Hiroshi Ueda[3], Yuusuke Yasuda, Toshihiro Kume[1]

[1]RCNP, Osaka Univ., [2]CYRIC, Tohoku Univ, Okayama Univ.

Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation (Accelerator Technology)
(4) Study of MERIT (Mulitplex Energy Recovery Internal Target) on Intense Negative Muon Production for Muon Nuclear Transmutation

*Yoshiharu Mori[1] ,Akihiro Taniguchi[1],Yasutoshi Kuriyama[1] ,Tomonori Uesugi[1] ,Yoshihiro Ishi[1] , Masayuki Muto[1] ,Yuka Ono[1] ,Hidefumi Okita[1], Akira Sato[2], Michikazu Kinsho[3], Yasuhiro Miyake[3], Masahiro Yoshimoto[3] and Kota Okabe[3]

[1]Kyoto Univ., [2]Osaka Univ.,[3]JPARC-JAEA.

Abstract

An intense negative muon source for muon nuclear transformation to mitigate the long lived fission products of nuclear wastes, which is based on MERIT (multiplex energy recovery internal target) ring is presented. Negative muon production of more than 1016 /s can be obtainable with this scheme.

*This work was funded by ImPACT Program of Council for Science, Technology and Innovation (Cabinet Office, Government of Japan).

Keywords: LLFP, ERIT, nuclear transmutation, muon

1. Introduction

Reduction of nuclear wastes, especially long lived radioactive species such as long lived fission products (LLFPs) is one of the most important issues concerning energy production for society based on nuclear power plants. In muonic atom, the atomic nucleus absorbs a negative muon with large probability (95per cent), if the atomic number (Z) is more than 30 and then, it transforms to a stable nucleus by beta decay and the emission of several neutrons [1]. Long-lived cesium isotope,^{135}Cs (half-life:2.3 Myear), which is produced from the nuclear power plant in burning out one ton of enriched the nuclear fuel including 3per cent ^{235}U can be transformed to non-radioactive xenon isotopes within about five years, if the yield of negative muon is $10^{16}\mu^-$/s.

2. Production of negative muon

In order to realize the negative muon yield of $10^{16}\mu^-$/s, the 800MeV(500MeV/u) proton(deuteron) beam current of more than 3A is necessary if a thin lithium target of 1cm in thickness or a 1atm deuterium gas target is used and recovery of the beam energy loss by re-acceleration and use of a thinner target, the so called energy recovery internal target (ERIT) scheme [2], is useful and convenient to overcome these difficulties. For negative pion/muon production, the ERIT ring providing with simultaneous beam acceleration and storage at the orbit where a wedge target is placed is most adequate. A new type of ERIT named MERIT (Multiplex Energy Recovery Internal Target) for negative muons has been proposed [3].

3. Conclusion

A new scheme with multiplex energy recovery internal target (MERIT) has been proposed for efficient production of negative muons to mitigate the long-lived fission products in the nuclear wastes from the nuclear power plant with muon nuclear transformation. In this scheme, it is expected that a muon yield of $10^{16}\mu^-$/s can be obtained with an 800MeV/(500MeV/u) proton(deuteron) beam.

References

[1] S. Devons et al., Atoms, Advances in Nuclear Physic (edited by M.Baranger and E.Vogt), pp295-423(1969).

[2] Y. Mori, Nucl. Instr. Meth., PRS, Vol. A562, pp591-595 (2006).

[3] Y. Mori, International Workshop on FFAG'16, Imperial College London, UK, Sept.12(2016).

核変換による高レベル放射性廃棄物の口幅な低減・資源化 高強度負ミュオン生成法”MERIT”の原理実証試験の現状

Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation

Status of the Proof-of-Principle Experiment on MERIT Scheme

*岡部晃大[1]，吉本政弘[1]，石禎浩[2]，上杉智教[2]，栗山靖弘[2]，金正倫計[1]，谷口秋洋[2]，沖田英史[2]，佐藤朗[3]，三宅康博[4]，森義治[2]

[1] JAEA/J -PARC，[2]京都大学，[3]大阪大学，[4]高エネルギー加速器研究機構

長寿命核分裂片の軽減・処理を目的としたミュオン核変換のための高強度負ミュオン生成法：MERIT(Multiplex Energy Recovery Internal Target）の原理実証試験の現状について報告する。本研究は、総合科学技術・イノベーション会議が主導する 革新的研究開発推進プログラム（ImPACT）の一環として実施したものです。

*This work was funded by ImPACT Program of Council for Science, Technology and Innovation (Cabinet Office,Government of Japan).

キーワード：ミュオン核変換，加速器，高強度負ミュオン生成

1. 緒言

長寿命核分裂生成物の安定核種への変換と再利用を目的としたミュオン核変換を実現するための最重要課題である高効率ミュオン生成法についての研究開発を行っている。この生成法として、ビーム加速と貯蔵が両立可能なエネルギー回復型内部標的方式を用いたミュオン生成法：MERIT(Meson production Energy Recovery Internal Target)リングの研究開発を進めている。本研究では、MERIT 法による高効率・大強度の負ミュオン生成法についてそのフィジビリティについて研究し、それらに基づき MERIT ミュオン生成法の根幹技術である 1 次ビームの加速ならびに貯蔵の両立について、その基本原理実証を行う。

2. MERIT 原理検証試験の現状

MERIT 原理検証のため、京都大学原子炉実験所に設置されている ERIT(Energy Recovery Internal Target)-FFAG 蓄積リングを、ビーム加速と貯蔵が両立できるよう改造した。MERIT 法の根幹技術である広いエネルギー範囲に亘るビーム加速/貯蔵によるエネルギー回復を実証するには、ERIT-FFAG リングの磁極形状、及び、ビーム入射機構に大幅な改良が必要であった。

そこで、強度が期待できるナノカーボン材を利用し、負水素イオンビームを用いた荷電交換ビーム入射のための標的を開発した。検討段階では、ナノカーボン材で薄膜の製作が可能であるか否か不明であったが、製作方法や材料の調合等の検討を重ね、サイズは小さく、厚さは厚いまでも、薄膜としての形成に成功した。さらに、MERIT リングの炭素薄膜入射装置、及び、MERIT 入射用ビーム輸送ラインの開発を行った。ERIT-FFAG 蓄積リング本体については、MERIT 原理検証試験において必要な磁場分布を得るため、3 次元磁場計算最適化とそれに基づく磁極形状改造および磁場測定を行い、その結果をもとにした FFAG 電磁石の磁極改造を行った。本発表では MERIT 原理検証試験の現状について報告する。

---

*Kota Okabe[1], Masahiro Yoshimoto[1], Yoshihiro Ishi[2], Tomonori Uesugi[2], Yasuhiro Kuriyama[2], Michikazu Kinsho[1], Akihiro Taniguchi[2], Hidetoshi Okita[2], Akira Sato[3], Yasuhiro Miyake[4], Yoshiharu Mori[2]

[1] JAEA/J -PARC, [2] Kyoto Univ., [3]Osaka Univ., [4] KEK

ADS ビーム窓設計に係る熱応力評価及び座屈評価

Evaluation of thermal stress and buckling analysis for ADS beam window design

*江口 悠太，菅原 隆徳，大林 寛生，岩元 大樹，辻本 和文

日本原子力研究開発機構

加速器駆動核変換システム(ADS)の研究開発における最重要課題の一つであるビーム窓について、液体鉛ビスマスによる外圧、高温環境下における熱応力を考慮した非線形座屈解析結果について取りまとめる。熱流動、構造等の連成解析を実施することで、従来よりも成立性の高いビーム窓設計条件を得た。

キーワード：加速器駆動核変換システム(ADS)、ビーム窓、鉛ビスマス、熱応力解析、非線形座屈解析

1. 緒言

ADS の成立性に関わる重要な構造物であるビーム窓は、加速器と未臨界炉心の境界を成す構造物であり、液体鉛ビスマス(LBE)による外圧、腐食、陽子ビームによる発熱で生じる熱応力などの影響を受ける。過去の検討[1]では、1.5GeV、20mA の陽子ビーム条件で座屈応力 4.0 MPa を満たすビーム窓概念を提示したが、ビーム窓形状が複雑で製作上の課題があった。本評価では、より簡易な形状である半球状のビーム窓概念を提示するため、ビーム窓半径、ビーム窓板厚をパラメータとした熱流動と構造の連成解析を実施し、熱応力評価及び座屈応力評価を行った。

2. 解析条件

解析には ANSYS v17.2 を用い、2 次元解析モデルを用いた。構造解析の解析モデル Fig.1 に示す。ビームダクト部をフルスケール(6450mm)で模擬し、LBE の静水圧を考慮した。温度条件は STAR-CCM+コードによる熱流動解析で得られた温度分布を与え、ビーム窓半径を 180～235mm、およびビーム窓先端厚さを 1～4mm と変化させたパラメトリックサーベイを行った。

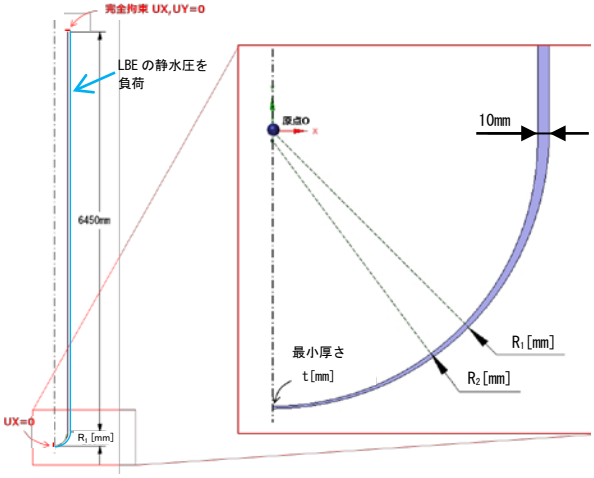


Fig.1 構造解析の解析モデル

3. 解析結果

熱応力を考慮したミーゼス応力の最大値と、設計応力値 Sm を比較した結果を Fig.2 に示す。今回検討した全てのケースで、ミーゼス応力の最大値は 3Sm より小さく、弾性挙動の制限を満たすことが確認された。また、座屈応力については、設計応力 1.0 MPa、安全率 3 の条件に対して、ビーム窓厚が 1.5mm 以上あれば全てのビーム窓半径において制限値を満足することがわかった。これらの結果とビーム窓材料の最高温度制限(550℃)を考慮して、最も座屈耐力が高い概念は、ビーム窓半径 235mm、ビーム窓厚 3.5mm のもので、座屈応力は 9.0MPa となった。

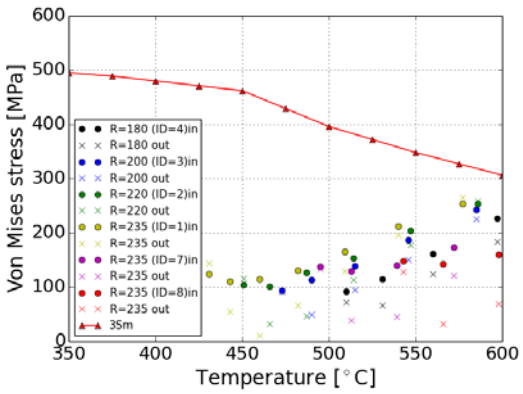


Fig.2 各ケースのミーゼス応力と設計応力値 Sm との比較

4. 結論

ビーム窓半径、板厚をパラメータとした構造解析を行い、成立性の高いビーム窓概念を得た。

本研究は、文部科学省 原子力システム研究開発事業により実施された「加速器駆動未臨界システムによる核変換サイクルの工学的課題解決に向けた研究開発」の成果である。

参考文献

[1] T. Sugawara, et al., JNST 47, 10, 953-962 (2010).

*Yuta Eguchi, Takanori Sugawara, Hironari Obayashi, Hiroki Iwamoto, Kazufumi Tsujimoto
Japan Atomic Energy Agency

FFAG 加速器におけるコイルを用いた集束力の補正手法に関する研究

Compensation of Focusing Effects with Pole Surface Coils for FFAG Accelerators

*上田 光貴[1]、有馬 秀彦[1]、池田 伸夫[1]、米村 祐次郎[1]、本橋 直也[1]、和賀 雄飛[1]、高木 昭[2]
中山 久義[2]、森 義治[3]
[1]九州大学、[2]高エネルギー加速器研究機構、[3]京都大学、

九州大学では FFAG 加速器において水平方向の集束力を補正し、加速中のビームの水平方向のベータトロンチューン制御を可能にするため、集束力補正コイルに関する研究を行っている。本研究では補正コイルの試作機を製作し、磁場測定によりその性能評価を行った結果、コイルを用いた集束力補正手法に関して知見が得られた。

キーワード：FFAG 加速器、補正コイル

1. 緒言

近年、二次粒子ビームを用いた素粒子・原子核研究の推進や加速器駆動未臨界炉といったエネルギー分野の開拓において、大強度のハドロンビームを生成できる加速器への要求が高まっている。その要求を満たす事ができる加速器の一つとして期待されているのが固定磁場強集束(Fixed Field Alternating Gradient; FFAG)加速器である。

FFAG 加速器の電磁石設計ではシンクロトロンと同様にベータトロン振動の安定性が保たれるように電磁石の集束力が決定される。従来、電磁石を構成する磁性体の磁気特性等により製作した電磁石の集束力が設計値と異なる場合は、追加磁極などを用いて磁極形状を変更することによって集束力の調整が行われていた。本研究では磁極表面に階段状に配置した空芯コイルを用いて集束力を補正する手法を提案する。電流値の異なる複数のコイルを用いて局所的に磁場勾配を変化させることで、高次の非線形磁場成分を含む FFAG 加速器の磁場分布を補正することができる。本手法を用いれば、磁極形状を変更することなく加速器の運転中に集束力を局所的に変化させることができる。

2. 研究内容

FFAG 加速器における集束力補正手法の原理検証を目的として補正コイルの試作機を製作し試験を行った。補正コイルの設計では三次元磁場計算コードとビーム軌道計算を用いて集束力の補正量を定量的に評価してコイルの配置や起磁力を決定した。製作した試作機を九州大学の 150 MeV FFAG 加速器の電磁石の磁極表面に配置して磁場測定を行い、設計手法の検証と集束力補正手法の有用性を評価した。実験結果から、コイルによる集束力の局所的な可変量を評価することにより、設計手法に関する知見が得られた。本発表では、補正コイル設計手法についての詳細と、磁場測定により得られた補正コイルの性能評価の結果を報告する。

---

*Mitsutaka Ueda[1], Hidehiko Arima[1], Nobuo Ikeda[1], Yujiro Yonemura[1], Naoya Motohashi[1], Yuhi Waga[1], Akira Takagi[2]
Hisayoshi Nakayama[2] and Yoshiharu Mori[3] [1]Kyushu Univ., [2]High Energy Accelerator Research Org., [3]Kyoto Univ.

Oral presentation | V. Fusion Energy Engineering：501-2 Fusion Reactor Material Science (Reactor and Blanket Materials, Irradiation Behavior)

Thu. Sep 14, 2017 9:30 AM - 10:35 AM JST | Thu. Sep 14, 2017 12:30 AM - 1:35 AM UTC | Room O Seminar room 1- Frontier Research in Applied Sciences Building

[2O01-04] Fusion Materials (Solid, Liquid blanket)

Chair:Masatoshi Kondo (Tokyo Tech)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2O01] Effect of non-stoichiometric composition on CO_2 absorption characteristics of a blanket candidate material Li_2TiO_3

*Tsubasa Takeda[1], Hodaka Nakamura[1], Akira Taniike[1], Yuichi Furuyama[1] (1. Graduate School of Maritime Sciences Kobe University)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2O02] Development of Innovative Technology for Lithium-6 Enrichment Using an Lithium Ionic Superconductor

*Tsuyoshi Hoshino[1] (1. QST)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[2O03] First-principles analysis of isotope effect in lithium ionic superconductor

*Keita Kobayashi[1], Tuyoshi Hoshino[1] (1. QST)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[2O04] Measurement of surface fluctuation of liquid Li free-surface jet using multi probes method

*Takafumi Okita[1], Shota Entani[1], Eiji Hoashi[1], Hiroo Kondo[2], Nobuo Yamaoka[1], Hiroshi Horiike[3] (1. Graduate School of Engineering Osaka University, 2. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology , 3. Fukui University of Technology)

10:30 AM - 10:35 AM JST | 1:30 AM - 1:35 AM UTC

Time reserved for Chair

ブランケット候補材料 Li_2TiO_3 の CO_2 吸収特性に対する非化学量論的組成の影響

Effect of non-stoichiometric composition on CO_2 absorption characteristics of a blanket candidate material Li_2TiO_3

*武田 翼，中村 穂高，谷池 晃，古山雄一
神戸大学大学院海事科学研究科

Li_2TiO_3 を Ar 等の雰囲気中で焼結することで非化学量論的組成の試料を作製し、CO_2 ガス雰囲気等に曝露した。試料中に欠陥を導入して生じた非化学量論的組成が、CO_2 吸収特性に与える影響を調べるために定量的に分析した。曝露した試料に対して NRBS 分析と XRD 分析を用い、試料の元素組成の変化と CO_2 吸収量、及び結晶性を調べた。

キーワード： ブランケット候補材料、Li_2TiO_3、NRBS、CO_2 吸収、非化学量論的組成

1. 緒言

固体ブランケット候補材料として有力視されている Li_2TiO_3 は、室温で CO_2 を吸収することが報告されている[1]。Li_2TiO_3 が CO_2 を吸収すると、材料表面に Li_2CO_3 の層が生成される。これをブランケット材料として使用すると、トリチウムの回収効率が低下する恐れがある。一方で、Li_2TiO_3 の CO_2 吸収特性に関する基礎研究は十分にはなされていない。本研究では Li_2TiO_3 の CO_2 吸収特性に寄与するパラメータとして、材料の組成比に着目した。試料の組成比を変化させることにより非化学量論的組成とし、CO_2 の吸収特性について非ラザフォード後方散乱分光法(NRBS)及び X 線回折法(XRD)を用いて分析した。

2. 実験

分析試料は、固相反応を用いて大気中で作製した。得られた試料を Ar 雰囲気中で再度焼結することで試料中に欠陥を導入し、非化学量論的組成とした。また、大気中で再度焼結して化学量論比の試料も作製した。これらの試料を室温で、CO_2 ガス雰囲気に曝露した。50 時間曝露ごとに NRBS を用いて分析を行い、試料表面近傍の元素組成を調べた。NRBS スペクトルから算出した炭素面密度を CO_2 吸収量として評価した。また、それぞれの試料に対して、CO_2 ガス曝露前後において XRD 分析を行い、得られた XRD スペクトルから結晶性を評価した。

2. 結果と考察

CO_2 ガス曝露前における非化学量論的組成と化学量論比の試料の Li_2TiO_3 の XRD スペクトルを、回折ピークの大きい 18°、35°、43°、63° 付近で比較した。これらの角度での XRD スペクトルの半値幅は非化学量論的組成の試料の方が大きくなった。XRD スペクトルの半値幅は分析試料の結晶性によって決定される。Ar 雰囲気中で焼結することで、非化学量論的組成の試料は酸素原子等の格子欠陥が導入され、XRD スペクトルの半値幅が大きくなった可能性が考えられる。

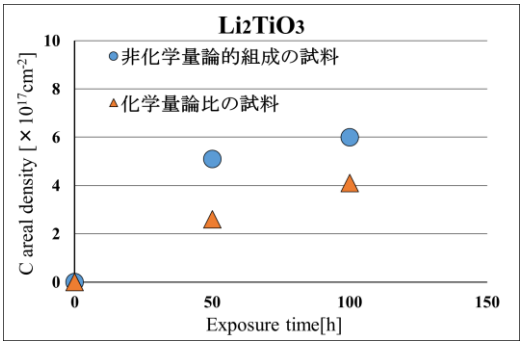


図　非化学量論的組成の試料と
化学量論比の試料における炭素面密度の値の時間変化

非化学量論的組成とした試料と化学量論比の試料に対して CO_2 ガス曝露し、NRBS 分析によってスペクトルを得た。炭素スペクトルから算出した炭素面密度の値を図に示す。この図において縦軸は炭素面密度、横軸は曝露時間である。どちらの試料においても、曝露時間の増加に伴って炭素面密度の値が増加した。その値は、非化学量論的組成の試料が 50 時間で 5.1×10^{17} [cm^{-2}]、100 時間では 6.0×10^{17} [cm^{-2}]となった。一方で、化学量論比の試料は 50 時間で 2.6×10^{17} [cm^{-2}]、100 時間では 4.1×10^{17} [cm^{-2}]となった。100 時間曝露時の炭素面密度の値を比較すると、非化学量論的組成の試料の値は、化学量論比の試料の値に比べて約 1.5 倍大きくなっている。これは、格子欠陥が試料の CO_2 吸収を促進する可能性を示唆している。

参考文献

[1] Yuichi Furuyama, et.al, Journal of Nuclear Materials 442 (2013) S442-S446

* TSUBASA TAKEDA, HODAKA NAKAMURA, AKIRA TANIIKE, YUICHI FURUYAMA
Graduate School of Maritime Sciences Kobe University

イオン伝導体による革新的リチウム同位体分離技術の開発

Development of Innovative Technology for Lithium-6 Enrichment Using an Lithium Ionic Superconductor

*星野 毅[1]

[1]量研

Li イオン伝導体を核融合燃料製造に必須な ^{6}Li の同位体分離膜とし、天然同位体比の水酸化リチウム(LiOH)水溶液からの ^{6}Li 同位体分離試験を行った結果、最大 ^{6}Li 同位体分離係数 1.04 と、海外にて実用化されていると考えられる水銀アマルガム法の ^{6}Li 同位体分離係数 1.06 と同等の、高い値が得られた。

キーワード：リチウム 6 濃縮、リチウム同位体分離、リチウムイオン伝導体、リチウム分離膜、トリチウム増殖材料

1. 緒言

核融合炉の燃料として必要なトリチウムは、核融合炉ブランケット内に装荷されるトリチウム増殖材料中のリチウム 6(^{6}Li)と中性子との核反応により生産する。しかしながら、天然のリチウム(Li)には ^{6}Li が最大で約 7.8%(残りはリチウム 7(^{7}Li))しか存在せず、核融合炉の定常運転に必要なトリチウム量を確保するためには、^{6}Li の存在比を約 90%に濃縮した Li が必要となる。^{6}Li は ^{7}Li より移動度が高いことから、セラミックスイオン伝導体を ^{6}Li 分離膜とし、^{6}Li と ^{7}Li の分離試験を行った。

2. 実験

天然同位体比の Li 含有溶液として、0.1M の LiOH 水溶液 10L を原液として用い、海水リチウム回収技術と同様の手法にてイオン伝導体に電圧を 5V 印加し、Li を原液側から回収液側へ移動させた後、回収液中の ^{6}Li の割合を分析する電気透析試験を行った。

3. 結論

7 日間の電気透析の結果、試験期間中、^{6}Li の割合は天然比の 7.8%を大きく上回る約 8.0%を維持しており(図 1)、^{6}Li 同位体分離係数は最大で 1.04 と、^{6}Li と ^{7}Li の移動速度には差があり、計算シミュレーション等から予測される同位体拡散定数比の平方根$(D_6/D_7)^{1/2}$に近い値を得た。

また、海外にて実用化されている同位体分離技術は水銀アマルガム法であり、その ^{6}Li 同位体分離係数は 1.06 と考えられていることから、同等の高い値が得られる革新的手法の基盤技術確立に見通しを得た。

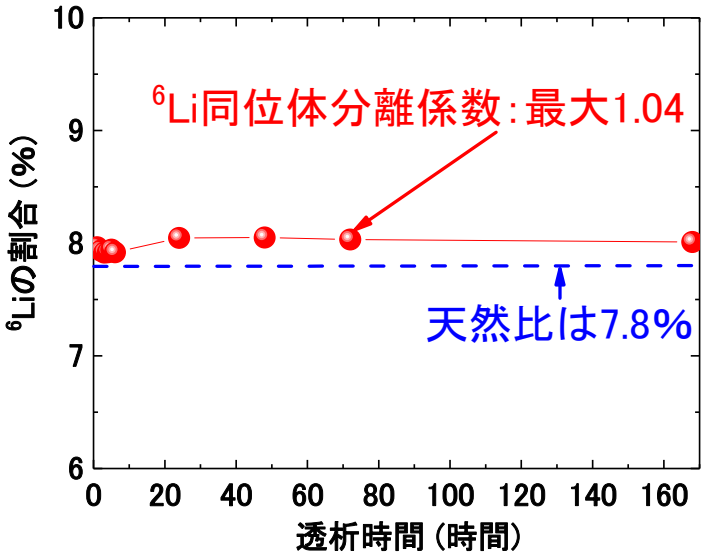


図 1 イオン伝導体を ^{6}Li 分離膜とした同位体分離試験結果
(回収液中の ^{6}Li 割合は天然比 7.8%より高い)

*Tsuyoshi Hoshino

[1]QST

第一原理計算によるイオン伝導体におけるリチウム同位体効果の解析

First-principles analysis of isotope effect in lithium ionic superconductor

*小林 恵太[1], 星野 毅[1]
[1]量研

第一原理計算を用い、リチウムイオン伝導体中におけるリチウム 6 とリチウム 7 の同位体効果に関する解析を行った。リチウムイオン伝導体における同位体効果に関しては①量子効果、②相関効果が大きな役割を果たすことを明らかにした。

キーワード：リチウム 6 濃縮、リチウム同位体分離、リチウムイオン伝導体、第一原理計算、トリチウム増殖材料

1. 緒言

核融合炉の燃料であるトリチウムはリチウム 6(^{6}Li)と中性子との核反応により生成されるが、天然のリチウム(Li)には約 7.8%しか存在せず、核融合炉の定常運転には約 90%程度に濃縮された ^{6}Li が必要となる。リチウムイオン伝導においては高い同位体効果が表れうることが報告されており[1]、^{6}Li と ^{7}Li の分離に応用可能であると考えられる。今回、第一原理計算等によりリチウムイオン伝導体中における ^{6}Li と ^{7}Li の同位体効果に関する解析を行った。

2. 計算手法

Nudged Elastic Band 法とフォノン計算を組み合わせ、Li イオンが単位時間当たりに安定サイトから安定サイトに飛び移る頻度（ジャンプ頻度）を第一原理計算(VASP)により導出した。更に第一原理計算により導出したジャンプ頻度を用い、キネティクスモンテカルロ法を実行することにより ^{6}Li と ^{7}Li の拡散定数比を導出した。

3. 結論

まず、Li イオンが狭い領域から広い領域を通過する構造を持つイオン伝導体の場合に、量子効果により同位体移動度の違いが大きくなることを明らかにした。また、^{6}Li, ^{7}Li 及び空孔間での相関効果により同位体拡散比が小さくなることを示した。同位体効果を最大にするには Li イオンが狭い領域から広い領域を通過し、且つ空孔機構が弱い物質が好ましいという物質設計の指針を得た。

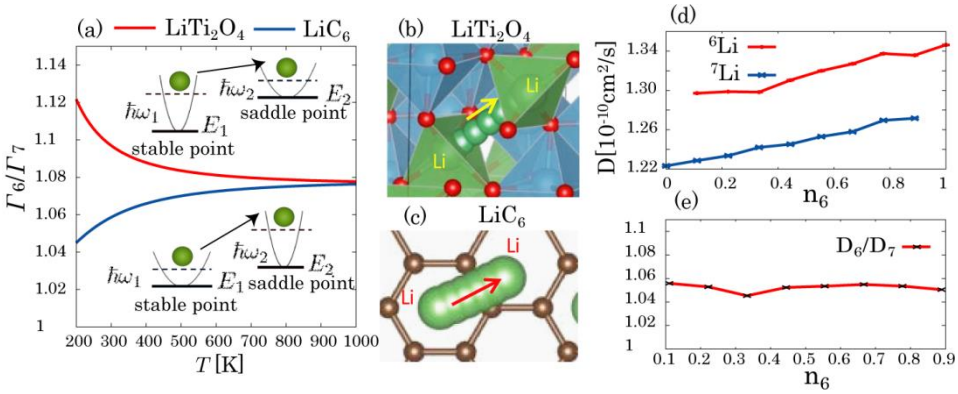


図 1 (a): $LiTi_2O_4$ (b), LiC_6 (c)における ^{6}Li、^{7}Li のジャンプ頻度比 Γ_6/Γ_7 の計算結果。 結晶構造により量子効果の寄与が異なる。 (d)-(e): キネティックス・モンテカルロ法により計算した $LiTi_2O_4$ における ^{6}Li, ^{7}Li の拡散定数(d), 及び拡散定数比(e). 横軸は結晶中の ^{6}Li 濃度である.

参考文献

[1] S.Shioya, T.Nagasaki, T.Matsui, H.Shihematsu, Solid state ionics 161 (2003) 55

*Keita Kobayashi[1], Tsuyoshi Hoshno[1]
[1]QST

多点プローブ法を用いた液体金属 Li 自由表面流の表面変動計測

Measurement of surface fluctuation of liquid Li free-surface jet using multi probes method

*沖田 隆文[1]，圓谷 彰太[1]，帆足 英二[1]，近藤 浩夫[2]，山岡 信夫[1]，堀池 寛[3]
[1]大阪大学大学院工学研究科，[2]量子科学技術研究開発機構，[3]福井工業大学

国際核融合炉材料照射施設（IFMIF）では、液体 Li 噴流がターゲットとして採用される。これまで大阪大学 Li ループと EVEDA Li Test Loop (ELTL)において Li 噴流の自由表面変動計測が行われており、本発表では、多点プローブ法による流路幅方向中心と側壁近傍の二地点における表面変動計測の結果を報告する。
キーワード：液体リチウム、IFMIF、自由表面噴流、表面変動、多点プローブ法

1. 背景

国際核融合材料照射施設（IFMIF）では、D-Li 反応を利用して核融合炉内中性子場を実現する。IFMIF では、ビームからの入熱の除去の観点から、ターゲットとして自由表面を伴う液体 Li 高速噴流が採用される。これまで、大阪大学の液体 Li 循環装置及び EVEDA Li Test Loop(ELTL)において、電気接触式液面計やレーザープローブ法を用いた自由表面変動の特性評価が行われてきた[1,2]。本研究では、接触計測法による表面変動量分布を取得するために、多点プローブ法による流路幅方向二点同時計測を実施した。

2. 実験体系

大阪大学の液体 Li 循環装置に 2 本の計測針を持つ電気接触式液面計を設置した（図.1）。ノズル出口下流 135 mm 地点において、流路幅方向中心と流路側壁から 10 mm 地点（2 点間距離：25 mm）の 2 地点での表面変動の計測を同時に行った。

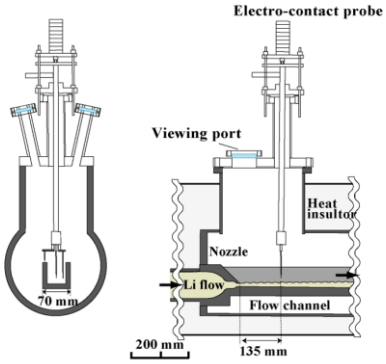


図.1　実験体系

3. 実験結果

図.2 に Li 噴流の平均流速ごとの噴流平均厚さとその変動幅を示す。側壁近傍において表面変動が大きく、流速の増加に伴って変動幅も増加している。平均厚さについて、側壁近傍において小さくなっており、流速の増加に伴って漸近している。これは、Li と SUS304 との濡れ性による側壁近傍の噴流形状の変化と、定在波が測定地点において発生しているためと考えられる。

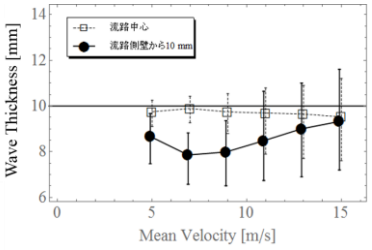


図.2　噴流厚さ vs.流速

4. まとめ

電気接触式液面計を用いて、複数地点における Li 噴流表面変動の同時計測を実施した。側壁近傍では壁面からの定在波の影響を受けていることが分かった。

参考文献

[1] T. Kanemura, et. al., *Fusion. Eng. Des.*, Vol.98-99, Oct. 2015, pp.1991-1997

[2] T. Okita, et. al., *Proc. NURETH15*, NURETH15-186, Pisa, Italy, 2015

---

*Takafumi Okita[1], Shota Entani[1], Eiji Hoashi[1], Hiroo Kondo[2], Nobuo Yamaoka[1], Hiroshi Horiike[3]

[1]Osaka University, [2]National institutes for Quantum and Radiological Science and Technology, [3]Fukui University of Technology.

Oral presentation | V. Fusion Energy Engineering：501-2 Fusion Reactor Material Science (Reactor and Blanket Materials, Irradiation Behavior)

Thu. Sep 14, 2017 10:35 AM - 12:00 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 1:35 AM - 3:00 AM UTC | Room O Seminar room 1- Frontier Research in Applied Sciences Building

[2O05-09] Fusion Materials (Corrosion, Mechanical Testing Method)

Chair:Eiji Hoashi (Osaka Univ.)

10:35 AM - 10:50 AM JST | 1:35 AM - 1:50 AM UTC

[2O05] Anticorrosion of ferritic steel in HF-containing FLiNaK by adding Ti powder

*Gaku YAMAZAKI[1], Juro YAGI[1,2], Teruya TANAKA[1,2], Takashi WATANABE[2], Akio SAGARA[1,2] (1. The Graduate University for Advanced Studies, 2. National Institute for Fusion Science)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[2O06] Experimental study on compatibility of reduced activation ferritic martensitic steel with flowing Pb-17Li

(3)Nanoindentation study on corrosion-erosion dynamics

*Masatoshi Kondo[1], Yoshimitsu Hishinuma[2], Tanaka Teruya[2], Takeo Muroga[2], Takayoshi Norimatsu[3] (1. Tokyo Institute of Technology, Institute of Inovative Research, Laboratory for Advanced Nuclear Energy, 2. National Institute for Fusion Science, Department of Helical Plasma Research, 3. Osaka university, Institute of Laser Engineering)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[2O07] Oxide Formation Procedure of F82H HIPed Interfaceon First wall of Blanket for Fusion Reactor

*Takeshi Kanda[1], Hirotatsu Kishimoto[1], Naofumi Nakazato[1], Tamaki Shibayama[2], Hiroyasu Tanigawa[3] (1. Muroran Institute of Technology, 2. Hokkaido University, 3. QST)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[2O08] Characterization of the HIP joint interfaces by torsion test: Effects of degassing and surface finish

*Takashi Nozawa[1], Ryuji Ohsone[2], Hiroyasu Tanigawa[1] (1. QST, 2. MTC)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[2O09] Evaluation of mechanical properties of ion-irradiated Single crystal Fe by micro-pillar compression test

*RIKI SHIMURA[1], RYUTA KASADA[1], SATOSHI KONISHI[1], MASAMI ANDO[2], HIROYASU TANIGAWA[2] (1. Institute of Advanced Energy, Kyoto University, 2. QST)

11:50 AM - 12:00 PM JST | 2:50 AM - 3:00 AM UTC

Time reserved for Chair

Ti 微粒子添加による HF 含有 FLiNaK 中でのフェライト鋼の防食

Anticorrosion of ferritic steel in HF-containing FLiNaK by adding Ti powder

*山崎 樂[1]，八木 重郎[1,2]，田中 照也[1,2]，渡邉 崇[2]，相良 明男[1,2]

[1]総合研究大学院大学，[2]核融合科学研究所

溶融塩ブランケットに対する Ti 微粒子の新たな有用性である犠牲防食効果の検証を試み，μm サイズを添加した HF 含有 FLiNaK 中でのフェライト鋼 SUS430 板の腐食量の減少を確認した。現在，粒径及び添加量への依存性を計測中であり，そのモデリングを進めている。

キーワード：溶融塩ブランケット，腐食，フッ化水素，チタン，犠牲防食

1. 緒言

溶融塩ブランケットに対する Ti 微粒子の有用性が一層高まりつつある。ヘリカル炉 FFHR における自己冷却型液体ブランケットの冷却材候補に溶融塩 FLiNaBe (LiF-NaF-BeF_2)が挙げられる。FLiNaBe は低水素溶解度であるものの，相良が水素吸蔵微粒子混合を提案し[1]，その後に八木らが Ti 微粒子を使用して溶融塩 FLiNaK (LiF-NaF-KF)での実効的な水素溶解度の向上を実証した[2]。他方，FLiNaBe では，中性子との核反応により生成した TF による構造材料の腐食が懸念されている。そこで新たに本研究では，Ti が構造材料に比べ卑な金属であることに着目し，Ti 微粒子による犠牲防食効果[3]を期待し，溶融塩環境での防食可能性を実験した。

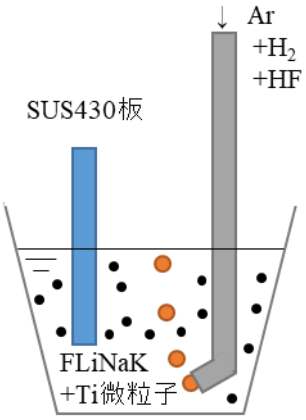


図1 実験概略図

2. 実験手法・結果

TF, FLiNaBe，及び低放射化フェライト鋼の模擬材料として，それぞれ HF，FLiNaK，及び SUS430 を使用し，μm サイズの Ti 微粒子(μTi)の添加量に対する腐食減量を測定した。腐食の原因を HF に限定できるように，異種金属接触腐食を防止するための絶縁構造を持つ，HF と反応しにくい Ni 及びその合金を使用した実験装置を製作し，H_2O 等の不純物による腐食を低減するため FLiNaK 作製及び腐食実験を Ar 雰囲気下で実施した。μTi をそれぞれ 0, 150, 300 mg 添加した 550℃，30 mL の FLiNaK 中に，HF を平均 4×10^{-7} mol/s で導入しながら，40×10×0.3 mm の SUS430 板の約半分を 6 時間浸漬した(図 1)。μTi を 150 mg 以上分散させると，腐食量が HF を添加しなかった程度にまで減少した(図 2)。

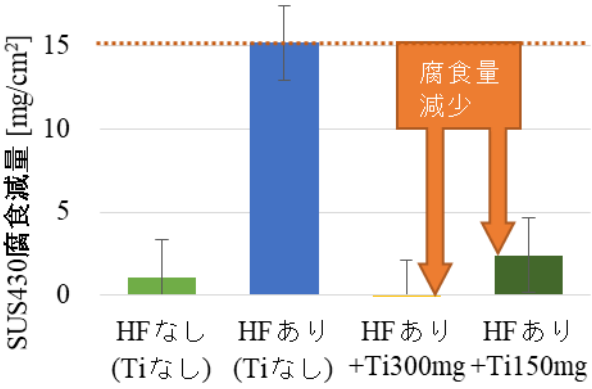


図2 SUS430の腐食に対するμTiの防食効果

3. 結論

Ti 微粒子を添加する防食法が溶融塩ブランケット環境に適用可能であると示唆された。ただし，実効水素溶解度が最も大きくなるのは，nm サイズの Ti 微粒子を 0.1wt%添加した場合である[2]。そこで現在，防食効果の Ti 微粒子径及び添加量への依存性を計測中であり，そのモデリングを進めている。

参考文献

[1] A. Sagara et al., *Helical reactor design FFHR-d1 and c1 for steady-state DEMO*, Fusion Eng. Des. 89 (2014) 2114.

[2] J. Yagi, et al., *Hydrogen solubility in FLiNaK mixed with titanium powder*, Fusion Eng. Des. 98 (2015) 1907.

[3] 藤井哲雄, *基礎からわかる金属腐食*, 日刊工業新聞社 (2011).

*Gaku YAMAZAKI[1], Juro YAGI[1,2], Teruya TANAKA[1,2], Takashi WATANABE[2] and Akio SAGARA[1,2]

[1]The Graduate University for Advanced Studies (SOKENDAI), [2]National Institute for Fusion Science.

鉛リチウム流動場における低放射化フェライト鋼の共存性に関する研究
(3) ナノインデンテーション法によるコロージョン・エロージョンダイナミクスの解析

Experimental study on compatibility of reduced activation ferritic martensitic steel with flowing Pb-17Li

(3) Nanoindentation study on corrosion-erosion dynamics

*近藤 正聡[1]，菱沼 良光[2]，田中 照也[2]，室賀 健夫[2]，乗松 孝好[3]

[1]東工大先導原研，[2]核融合研，[3]阪大レーザー研

Corrosion and corrosion-erosion behaviors of a RAFM steel in a flowing Pb-17Li were investigated by means of corrosion tests with a non-isothermal mixing pot at 773K up to 1000 hours. Mechanical properties of the corroded surfaces of the steels were analyzed by means of a nanoindentation technique. The dynamic behaviors of corrosion-erosion was discussed based on the results of nanoindentation analysis.

キーワード：液体ブランケット，材料共存性，コロージョン・エロージョン，ナノインデンテーション

1. 緒言 核融合炉の液体燃料増殖材として鉛リチウム合金(Pb-17Li)が期待されているが、構造材料との共存性が課題とされている。これまでの研究成果により窒素や酸素等の溶存非金属不純物の影響は徐々に明らかになってきた。一方、構造材料の深刻な減肉に繋がりかねないコロージョン・エロージョンのメカニズムについては、腐食して脆くなった材料表面が流れにより破壊される事が原因となりうると示唆されているものの、その詳細なメカニズムは明らかにされていない。本研究の目的は、Pb-17Li に浸漬した低放射化フェライト鋼表面の力学的特性を評価する事により、コロージョンからエロージョン発生に進展する原因を明らかにする事である。

2. 実験方法 低放射化フェライト鋼 JLF-1 (Fe-9Cr-2W-0.1C)の柱状試験片を非等温型 Pb-17Li 攪拌ポットに装荷し、500 時間および 1000 時間の腐食試験を実施した。試験片の一部は、Pb-17Li 合金から取り出した後に液体 Li を用いて洗浄した。この柱状試験片を用いて、ナノインデンテーション測定を実施した。ナノインデンテーション測定は、(a)未浸漬試料(未研磨)、(b)500 時間浸漬試料、(c)1000 時間浸漬試料の 3 種類に対して 100mN～1000mN の範囲の荷重で実施した。

3. 実験結果 鋼材表面の腐食層の深さは、電子顕微鏡を用いた断面組織分析より、最大で 10μm 程度である事が分かった。この腐食層では、Fe や Cr の濃度が減少し、粒内および粒界に鉛が拡散している事が分かった。これに対してナノインデンテーション測定では、荷重が 1000mN の条件で、押し込み深さは約 4μm に到達する事が分かった。これにより、本測定では腐食層に相当する部分の力学的特性を測定している事がわかった。

図 1(a)、(b)に、押し込み硬さ(Hit)と押し込み弾性率(Eit)を示す。腐食層の押し込み硬さは、Pb-17Li に浸漬した事により、15%程度減少している事が分かった。一方、押し込み弾性率は、再表面近傍において、20%程度上昇しているという事がわかった。押し込み硬さの低下は、腐食による鋼材組成の変化や腐食により発生したポーラス組織によるものと考えらえる。押し込み弾性率の上昇は、鉛合金のような柔らかい金属が組織内に拡散した為であると考えられる。

コロージョンによる腐食層の機械的特性の低下は限定的であるため、エロージョン発生に至る原因としては鋼材微細組織の境界に沿った鉛合金の拡散の寄与が大きいと考えられる。

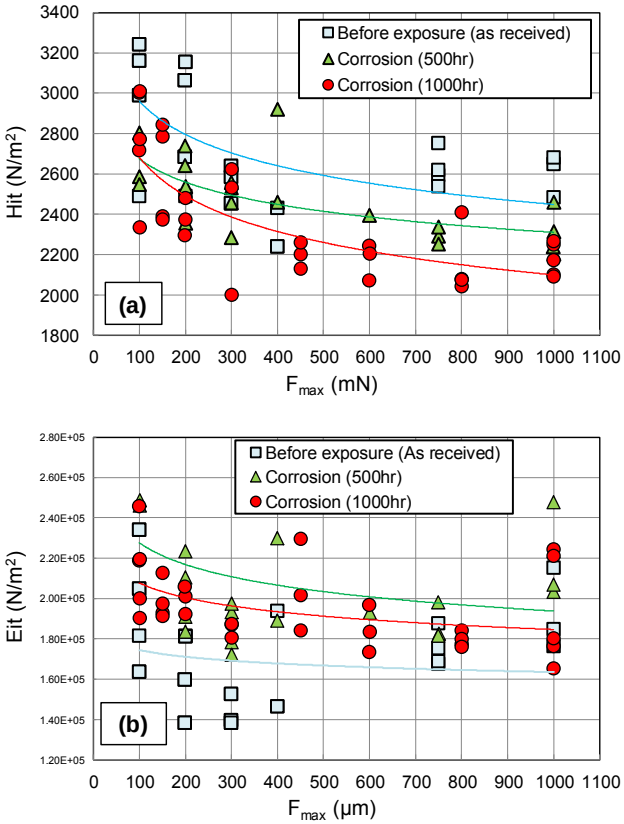


図 1 ナノインデンテーション測定の結果

(a) 押し込み硬さ (b) 押し込み弾性率

*Masatoshi Kondo[1], Yoshimitsu Hishinuma[2], Teruya Tanaka[2], Takeo Muroga[2], Takayoshi Norimatsu[3]
[1]Tokyo Tech., [2]NIFS, [3]Osaka univ.

核融合炉ブランケットの F82H 鋼 HIP 接合界面における酸化物形成過程

Oxide Formation Procedure of F82H HIPed interface on the First wall of Blanket for Fusion Reactor

*神田 健[1], 岸本 弘立[1], 中里 直史[1], 柴山 環樹[2], 谷川 博康[3]
[1]室蘭工業大学, [2]北海道大学, [3]QST

ケイ素酸化物の形成メカニズムの解明を目的とし、HIP 接合前処理である脱気処理前後及び HIP 接合後における界面近傍微細組織を評価した。

キーワード：F82H HIP 接合 脱気処理 接合前表面処理

1. 緒言

現在建設中の ITER に装荷予定の TBM 第一壁は F82H 鋼製部材の HIP 接合により作製される。HIP 接合部にはケイ素酸化物が形成され、接合部の靭性は母材と比較して低い靭性を示す。本研究では、ケイ素酸化物の形成メカニズムの解明を目的とし、HIP 接合前処理である脱気処理前後及び HIP 接合後における界面近傍微細組織の評価を行った。

2. 実験

供試材には F82H 鋼を用いた。脱気処理前後における界面近傍の微細組織観察では、供試材を 10mm×10mm×2.5mm の試験片に加工後、機械研磨、電解研磨の 2 種類の表面処理を施した。それぞれの表面処理を施した試料を二個ずつ用意し、一方には、温度 600℃、保持時間 10 時間、真空度 1.0×10^{-3}Pa の脱気処理条件と同様な熱処理を施し、XPS を用いて熱処理前後の表面近傍における元素分析を行った。また、HIP 接合後における接合界面近傍の微細組織観察では、F82H 鋼製 TBM モックアップの接合界面が T 字になる三重点部を直径 3mm、厚さ 0.25mm で切り出して、ディスク状試験片に加工後、アルミナ研磨剤を用いたバフ研磨により試料表面を鏡面にし、SEM、TEM、EPMA を用いて接合界面近傍の微細組織観察及び元素分析を行った。

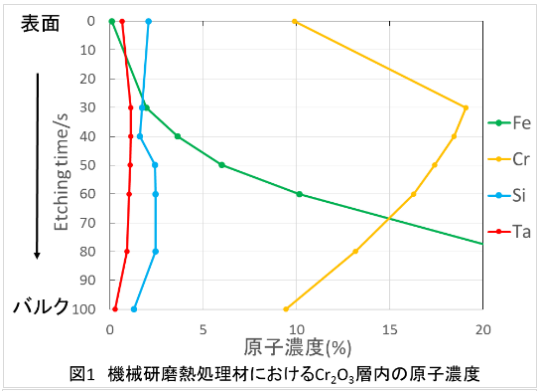


図1 機械研磨熱処理材におけるCr_2O_3層内の原子濃度

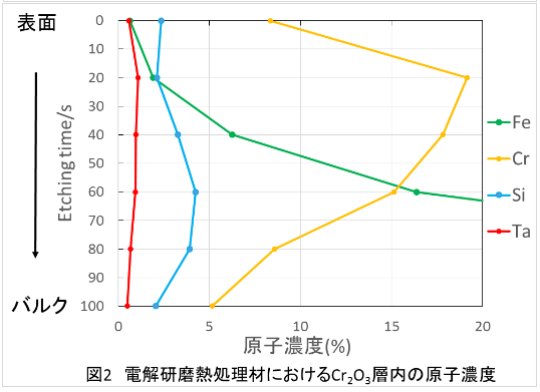


図2 電解研磨熱処理材におけるCr_2O_3層内の原子濃度

3. 結果・考察

図 1、図 2 に XPS による機械研磨熱処理材、電解研磨熱処理材の界面近傍の元素分析結果を示す。XPS の結果から、機械研磨熱処理材、電解研磨熱処理材それぞれの表面には酸化クロム層が形成されており、酸化クロム層直下においてケイ素酸化物濃度の増加が見られる。HIP 接合プロセスでは接合前表面処理によらず、脱気処理及び HIP プロセス時の熱履歴により、材料内部から表面へのケイ素拡散が生じ、HIP 界面近傍でケイ素酸化物の濃度が上昇することが示唆された。接合前表面処理はケイ素濃縮の程度、あるいは他の元素分布の状態、組織の状態を変化させ、結果として靭性を改善させていると考えられる。

*Takeshi KANDA[1], Hirotatsu KISHIMOTO[1], Naofumi NAKAZATO[1], Tamaki SHIBAYAMA[2], Hiroyasu TANIGAWA[3]
[1]Muroran Institute of Technology, [2]Hokkaido University, [3]QST,

HIP 接合界面のねじり試験による健全性評価：脱ガス及び表面処理影響

Characterization of the HIP joint interfaces by torsion test: Effects of degassing and surface finish

*野澤 貴史[1]，大曽根 龍次[1,2]，谷川 博康[1]
[1]量研，[2]金属技研

熱間等方圧加圧（HIP）接合のプロセス条件の最適化検討のため，HIP 前処理の脱ガス工程を系統的に調査した．電解研磨による表面処理に一定の効果が確認されたが，それ以上に部品脱ガスの重要性が指摘された．特にギャップコンダクタンスの確保により良好な HIP 接合界面が達成される見通しが得られた．

キーワード：熱間等方圧加圧（HIP）接合，低放射化フェライト鋼，ねじり試験，脱ガス，表面処理

1. 緒言

HIP 接合技術は核融合ブランケット構造体の接合技術の一つとして開発が進む．これまでに，HIP 接合界面の品質確保のため，接合界面での酸化物介在物の制御が重要との結論を得ている．そこで当グループでは酸化物の形成に強く影響を及ぼしうる酸素の供給に着目し，具体的には HIP 処理前の脱ガス行程について，基材の表面処理と併せてプロセス条件の整理を進めている．本研究では，様々な前処理条件のモデル HIP 材を対象とし，実機の薄肉構造部の評価のため新たに開発を進めるねじり試験法により評価した．

2. 実験方法

様々な表面状態（加工まま，機械研磨まま，電解研磨，酸洗等）の低放射化フェライト鋼 F82H 基材から HIP 接合体を製作した．また，接合界面部分のコンダクタンスを確保するため，接合界面に約 0.1㎜ の段差を設けた基材も準備した．これらの部品は 600℃（1 時間）で脱ガスをした後に，カプセルケーシング若しくは直接溶接により封じられ，その後 600℃（5.5 時間）で再度加熱脱気を行った．HIP 条件は，1100℃，150MPa，2 時間とし，すべての試験体で一定とした．また，HIP 処理後には，980℃（0.5 時間），760℃（1.5 時間）の熱処理を行った．HIP 接合界面の評価は，室温のねじり試験により行った．

3. 結果及び考察

部品組み立て前に 600℃の脱ガス処理を施すことで，良好な HIP 接合界面特性が得られる見通しを得た．その上でさらに，基材の接面のギャップコンダクタンスを確保することで引き続き行うカプセルケーシング後の加熱脱気が良く達成され，母材並みの界面接合強度が得られる見通しを得た．一方，基材の直接溶接では溶接時の酸素混入の影響が懸念される結果を得た．また，表面処理の影響評価の結果，電解研磨処理において HIP 接合界面の品質改善に一定の効果が期待される結果を得た．しかしながら，データのばらつきから，現時点で必ずしも明確な優位性までは見出せなかった．本発表では、ねじり試験後の破断面観察及びシャルピー衝撃試験結果と併せて，詳細について議論する．

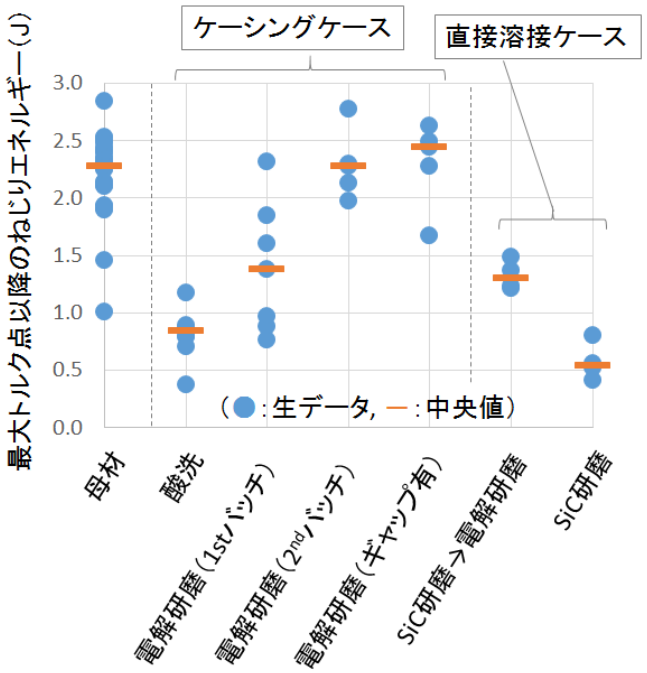


図 1　様々な条件で作製した HIP 接合体及び母材のねじり試験における最大トルク点以降のねじりエネルギー（主にき裂生成及び進展に要するエネルギー）の特徴

*Takashi Nozawa[1], Ryuji Ohsone[1,2] and Hiroyasu Tanigawa[1]
[1]QST and [2]MTC

マイクロピラー圧縮試験よるイオン照射した Fe 単結晶の強度特性評価

Evaluation of mechanical properties of ion-irradiated Single crystal Fe by micro-pillar compression test

*志村　力[1]，笠田　竜太[1]，小西　哲之[1]，谷川　博康[2]，安堂　正巳[2]

[1]京都大学，[2]量研機構

本研究では、マイクロピラー圧縮試験によって Fe 単結晶の材料表面での強度特性および変形挙動におよぼす Fe イオン照射影響を調べることを目的とする。

キーワード：イオン照射、ナノインデンテーション、マイクロピラー、強度特性

１．序論　重イオン照射法における照射損傷範囲は、材料表面から数 μm の深さに限られるため、これまでの強度特性評価法はナノインデンテーション硬さ試験に限定されていた。近年、集束イオンビーム装置（FIB）を用いた微細加工技術とナノインデンテーション装置を組み合わせた超微小試験技術（Ultra-Small Testing Technologies; USTT）用いることによって、材料の局所領域における強度のみならず変形挙動を調べることが可能になっている。そこで本研究では、USTT のひとつであるマイクロピラー圧縮試験によって、Fe 単結晶の強度特性および変形挙動に及ぼす Fe イオン照射影響を調べることを目的とする。

２．実験方法　京都大学 DuET により 6.4MeVFe^{3+}イオン照射した Fe(110)単結晶の表面において、直径 1μm、高さ 2μm のマイクロピラーを FIB によって作製し、フラットパンチを装着したナノインデンター（Nanoindenter G200）による圧縮試験を行った。本来、荷重負荷速度一定制御であるナノインデンテーション装置ではあるが、ソフトウェアの改良によって変位速度一定制御とした。

３．結果と考察　非照射材と照射材におけるマイクロピラー圧縮試験の結果、図のような公称応力 - 公称ひずみ曲線が得られた。照射材と非照射材を比較すると、照射材において降伏応力の増大が見られるとともに、高荷重領域において急峻な荷重低下が繰り返し見られた。これは、照射欠陥とすべり変形に寄与する運動転位の相互作用によって生じた転位チャネリングによる局所的なひずみ速度の増大に、変位速度一定制御が追随しきれなかったためと考えられる。変形前後のマイクロピラーの観察結果については当日報告する。

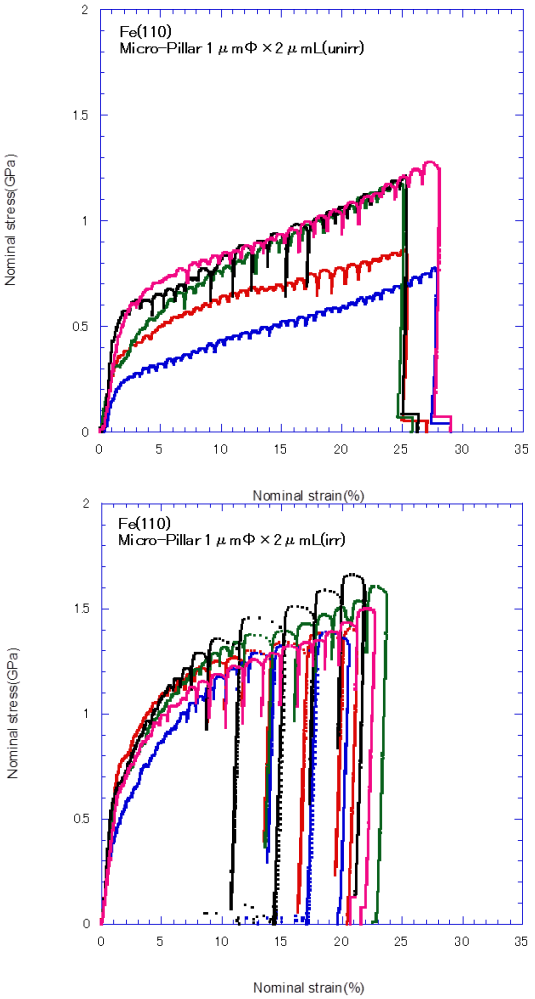


図　イオン照射前後の Fe(110)単結晶に対するマイクロピラー圧縮試験で得られた公称効力 -公称ひずみ曲線。

*Riki Shimura[1], Ryuta Kasada[1] ,Satoshi Konishi[1], Hiroyasu Tanigawa[2] and Masami Ando[2]

[1]Kyouto Univ., [2]QST

General Meeting

Thu. Sep 14, 2017 12:00 PM - 1:00 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room O Seminar room 1- Frontier Research in Applied Sciences Building

[2O_GM] 「核融合工学部会」第49回全体会議

[2O_GM] General Meeting

General Meeting

[2O_GM]「核融合工学部会」第49回全体会議

Thu. Sep 14, 2017 12:00 PM - 1:00 PM Room O (Seminar room 1- Frontier Research in Applied Sciences Building)

[2O_GM]General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network：Fusion Engneering Division

Thu. Sep 14, 2017 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room O Seminar room 1- Frontier Research in Applied Sciences Building

[2O_PL] Innovative fusion reactor concepts aiming at further expansion of social acceptance

Chair: Ryuta Kasada (Kyoto Univ.)

[2O_PL01] Assessment of Fusion Development Targets under Global Energy Scenarios

*Keii Gi[1] (1. RITE)

[2O_PL02] Investigation of the Biomass-Fusion Hybrid Concept for Fuel Production

*Satoshi Konishi[1] (1. Kyoto Univ.)

[2O_PL03] Investigation of the volumetric fusion neutron field for transmuation of MA

*Hidetoshi Hashizume[1] (1. Tohoku Univ.)

[2O_PL04] Disucussion

2017年秋の大会

核融合工学部会セッション

社会受容性の更なる拡大を志向する核融合炉概念の検討
Innovative Fusion Reactor Concepts Aiming at Further Expansion of Social Acceptance

（１）世界のエネルギーシナリオにおける核融合エネルギー開発目標の分析

(1) Assessment of Fusion Development Targets under Global Energy Scenarios

*魏 啓為[1]，佐野 史典[1]，秋元 圭吾[1]，原型炉設計合同特別チーム[2]
[1]地球環境産業技術研究機構，[2]原型炉設計合同特別チーム

1. はじめに

2015 年 12 月に国連気候変動枠組条約（UNFCCC）COP21 で採択され、2016 年 11 月に発効したパリ協定は、各国が提出する約束草案および低炭素発展戦略と、世界全体の長期目標を特徴とする気候変動対策の新たな国際枠組みである[1]。また、2015 年 9 月に国連サミットで採択された持続可能な開発目標（Sustainable Development Goals, SDGs）では、先進国を含む国際社会全体の開発目標として、2030 年を期限とする包括的な 17 の目標を設定している[2]。エネルギーは社会経済活動の源であり、気候変動対策のみならず、持続可能な開発目標においても極めて重要である。日本政府は、エネルギー・環境イノベーション戦略（2016 年 4 月閣議決定）、エネルギー基本計画（2014 年 4 月閣議決定）、科学技術基本計画（2016 年 1 月閣議決定）、科学技術イノベーション総合戦略 2017（2017 年 6 月閣議決定）、地球温暖化対策計画（2016 年 5 月閣議決定）などにより、エネルギー科学技術の研究開発および展開を推進している。

核融合エネルギーは燃料資源が豊富であり、発電過程で温室効果ガスを排出せず、少量の燃料から大規模な発電が可能であると共に、安全性の面でも優れた特性を有することから、超長期の基幹的エネルギー源として研究開発が進められている。日本では 2015 年 6 月に原型炉設計合同特別チームが設置され、2020 年頃の中間チェック&レビューに向けて原型炉設計活動が展開され始めた。また、文部科学省原型炉開発総合戦略タスクフォースによって原型炉開発に向けたアクションプランが取りまとめられており、量子科学技術研究開発機構、核融合科学研究所、産業界、大学等のオールジャパン体制で、原型炉に向けた研究開発が進められようとしている。一方で、原型炉に向けた重要なマイルストーンとなる ITER 計画は、世界 7 極による物納方式という複雑なマネジメントのため、建物や真空容器等の建設を中心に遅れが生じ、運転開始が 2025 年、核融合運転開始が 2035 年とスケジュールが延期され、プロジェクトのコストが大幅に増加する見積もりである（増額のうち日本負担分は約 560 億円）[3]。日本の核融合研究開発の歴史は 60 年近くにのぼり、その開発の性質上、大型プロジェクトにならざるをえず、莫大な投資が必要となる。アクションプランにおいて「核融合エネルギー開発ロードマップ/原型炉設計活動に関する社会連携活動の実施」が挙げられているように、ITER 計画に次ぐ原型炉プロジェクトを進めるためには、核融合エネルギーが社会経済にもたらす効果や原型炉設計活動を実施する意義を、社会に対して具体的に示していく必要がある。

弊所では、原型炉設計の延長線上にある具体的な技術・システムを考慮した上で実現可能な核融合発電炉のモデルプラントを想定し、社会経済における不確実性や多様な開発目標と共に、2℃目標や 2100 年正味温室効果ガス排出ゼロ（ゼロエミッション）の目標に相当する脱炭素シナリオにおける核融合エネルギーのポテンシャル評価を進めている。本講演では、核融合開発シナリオに対する核融合エネルギー導入ポテンシャル評価として、パリ協定 2℃目標に相当する低炭素開発シナリオの下で、複数の社会経済シナリオに基づき、核融合エネルギー開発シナリオを条件としたエネルギーシステム分析を紹介する。

2. 世界エネルギーシナリオ分析の概要

2-1. 世界エネルギーシステムモデル DNE21+とシナリオ設定

世界エネルギー・温暖化対策評価モデル DNE21+（Dynamic New Earth 21+）は、世界を 54 地域に分割し、エネルギー生産・転換・消費のプロセスとエネルギー技術（設備、コスト、効率など）および CO_2 対策技

術を明示的にモデル化した動学的線形計画モデルである[4]。温暖化対策を想定しないベースラインにおける化石燃料価格、ボトムアップ的にモデル化している主要部門の経済活動量やサービス需要、そして各種技術の設備費や効率等は外生的な入力となっており、世界全体の割引後（割引率 5%）累積総エネルギーシステムコストが最小となるように、エネルギーフローおよび設備ストックが決定される。本分析では、将来の社会経済における不確実性、2℃目標の CO_2 排出経路における不確実性、核融合エネルギー開発における不確実性の組み合わせにおいて、世界全体で限界削減費用均等化の下で、世界および日本のエネルギーシステムの分析を行った。

2-2. 社会経済シナリオ

近年、気候変動研究コミュニティでは、社会経済シナリオの不確実性を考慮しつつ、気候変動緩和・影響・適応について整合的な分析・評価を行い、科学的な知見を集約するため、国際的分析において共有社会経済シナリオ（Shared Socio-economic Pathways, SSPs）が開発された[5]。SSP は、叙述的ストーリーライン、定性的シナリオ、そして統合評価モデルによる定量的シナリオから構成される。本分析では、SSP1: Sustainability（持続可能性）、SSP2: Middle of the Road（中位）、SSP5: Fossil-fueled Development（化石燃料発展）の 3 つの社会経済シナリオを、将来の社会経済における不確実性として用いた。SSP における定性的なシナリオおよび DNE21+への定量化は、文献[6]を参照されたい。

2-3. CO_2 排出経路

パリ協定における 2℃目標は、産業革命前からの全球平均気温上昇を 2℃より十分低く保持する、という目的であるが、達成時点や経路については言及していない。また、地球温暖化を巡る科学的不確実性として、平衡気候感度（温室効果ガス濃度が倍増し、その濃度で安定化したとき最終的に到達する気温上昇幅）が挙げられる。IPCC 第 5 次評価報告書ではそれは 1.5～4.5℃の範囲と指摘されたが、最良推定値は専門家により合意されなかった[7]。ゆえに、気候感度に不確実性の幅が大きいため、気温上昇抑制目標をある一定レベルに定めても、許容される温室効果ガス濃度レベルや排出量レベルには大きな幅が生じる。本分析では、気候感度の想定および温度経路が異なる 4 つの CO_2 排出経路を、2℃目標相当の CO_2 排出経路における不確実性として設定した[6]。

2-4. 核融合開発シナリオ

本研究では、現状 R&D と強化 R&D の 2 つのケースを設定した。核融合発電炉の導入可能時期は、ITER 計画の参画地域では 2050 年、その他地域のうち DNE21+において核分裂炉が利用可能な設定である地域（核不拡散などを考慮）では 2070 年とし、耐用年数は 40 年、設備利用率は 90%と設定した。設備費は、現状 R&D ケースでは 8.5$/W、強化 R&D ケースでは 6.6$/W とし、燃料・バックエンド費は 2.0$/MWh と想定した。また核融合発電炉の拡大制約（DNE21+の 77 地域区分において各地域最大 2GW/yr）を設定した。

3. 分析結果

2℃目標の達成には抜本的な脱炭素化とエネルギーシステムの転換が必要であり、その対策コストは、理想的な場合においても世界全体で GDP 比数%～10 数%が必要となる。日本の CO_2 排出経路は、早い場合で 2070 年からネットゼロエミッションとなる。現状 R&D ケースでは、主に日本において核融合発電が導入され、21 世紀後半に CO_2 排出量を急減する排出経路の場合にその導入量が多い。強化 R&D ケースでは、日本や韓国のみならず、EU28、インド、中国などにおいても導入されうるが、米国やロシアでは導入されない。SSP1 を除き、2100 年における日本での核融合発電炉の導入量は CO_2 排出経路によらず、新設拡大制約の限界に当たる 90GW のポテンシャルをもつ。

電源構成に占める核融合発電は、世界全体でみるとわずか（最大で 4%程度）であるが、日本では 2100 年に最大で半分近くとなる。2℃シナリオでは、2100 年にはゼロエミッションとなるため、発電部門でのゼロエミ電源への転換に加えて、最終エネルギー利用においても化石燃料から電気もしくは水素への燃料転換が大きく行われ、日本では特に 21 世紀後半に水素利用が著しく拡大する。開発シナリオで想定した核融合発電炉は他の電源に比べて相対的に高価であるため、核融合の導入はコスト競争力が低いゼロエミ電源（水素、利用ポテンシャルの低い太陽光・風力・水力・地熱、軽水炉）と CCS（Carbon Capture and Storage,

二酸化炭素回収・貯留）付き火力の一部を代替し、CCS の量を低減し、21 世紀後半における天然ガスと水素の輸入量の削減（水電気分解による国内製造にシフト）に大きく貢献する。

本分析では、世界全体での最適な 2℃目標達成を想定しており、特に現状 R&D ケースでは相対的に高価な設備費を見込んでいるため、必ずしも日本で温暖化対策コストが低下するわけではない。現状 R&D ケースでは、温暖化対策コストが 21 世紀後半において世界全体で-30 (-103～+18)億$/yr、日本で+14 (-88～+143)億$/yr となる。強化 R&D ケースでは、温暖化対策コストが 21 世紀後半において世界全体で-161 (-355～-23)億$/yr、日本で-56 (-197～+86)億$/yr となる。日本において対策コストが増加する CO_2 排出経路の場合では、核融合の導入により最大 20%程度の CO_2 排出量が追加的に削減される。

2℃シナリオでは化石燃料の使用が大幅に減少するため、核融合オプションがない場合でも 21 世紀後半に日本のエネルギー自給率が最大で 40%近くに上昇する一方、21 世紀中庸から後半にかけてのエネルギーシステムコスト、とりわけエネルギー輸入コストが急増する。核融合発電が導入可能となれば、21 世紀末に日本のエネルギー自給率を最大で 70%近くまで改善できる可能性があり、核融合オプションがない場合と比べて、21 世紀後半のエネルギー輸入コストを-176 (-330～-11)億$/yr 削減できる。21 世紀後半には、2015 年の 2～3 倍の電力価格となるが、核融合発電の導入により-10 (-22～-0.3) %のコスト低下が見込まれる。

4. おわりに

本研究では、世界エネルギーシステムモデル DNE21+を用いて、将来の社会経済の不確実性、パリ協定 2℃目標に相当する CO_2 排出経路の不確実性、核融合エネルギー開発の不確実性の下で、2100 年までの世界全体および日本のエネルギーシステムを分析した。2℃目標を達成するためには、2100 年には世界全体でネガティブエミッションが必要となり、抜本的な脱炭素化とエネルギーシステムの転換が必要不可欠である。今回想定した核融合発電炉の設備費は他の電源と比べると相対的に高価であるが、日本においてはゼロエミッションを達成する方策が限られているため、核融合発電炉は 21 世紀後半に最大限に導入されうる。世界全体では、日本および韓国に加えて、強化 R&D ケースで EU28、インド、中国においても大きく導入されるが、米国やロシアでは導入されない。21 世紀後半に CO_2 排出量を急減する排出経路の場合に、その導入量は大きくなる。日本では、核融合の導入によってコスト効率的な水素供給システムが輸入水素および天然ガス改質から水電気分解に一部シフトし、エネルギー自給率の向上とエネルギー輸入コストの低減をもたらし、温暖化対策によって高騰する電力価格の低下に貢献することが分かった。核融合炉では高エネルギーをブランケットで得ることができるため、高温水蒸気電解による水素製造を原型炉設計・開発のオプションとすることも、核融合発電炉の経済性向上に資すると考えられる。今後の課題として、核融合発電炉および他の電源の想定における感度解析、それを考慮した上での核融合エネルギーの導入条件の評価、エネルギー安全保障やマクロ経済影響といった多様な開発目標の観点からの分析、が挙げられる。

参考文献

[1] UNFCCC, “Adoption of the Paris Agreement” (2015). http://unfccc.int/resource/docs/2015/cop21/eng/l09.pdf

[2] UN, Sustainable Development Goals (2015), http://www.un.org/sustainabledevelopment/sustainable-development-goals/

[3] 文部科学省, “ITER 計画の新たなスケジュール及びコストについて”, 第 8 回核融合科学技術委員会 (2016)

[4] RITE, RITE GHG Mitigation Assessment Model DNE21+ (2015). http://www.rite.or.jp/Japanese/labo/sysken/about-global-warming/download-data/RITE_GHGMitigationAssessmentModel_20150130.pdf

[5] D.P. van Vuuren et al., “The Shared Socio-economic Pathways: Trajectories for human development and global environmental change”, Global Environmental Change 42 (2017) 148-152

[6] RITE, 地球温暖化対策技術の分析・評価に関する国際連携事業 平成 28 年度成果報告書 (2017)

[7] IPCC WG1, Climate Change 2013: The Physical Science Basis, Cambridge University Press (2013)

*Keii Gi[1], Fuminori Sano[1], Keigo Akimoto[1] and Joint Special Design Team for Fusion DEMO[2]

[1]Research Institute of Innovative Technology for the Earth (RITE), [2]Joint Special Design Team for Fusion DEMO

2017年秋の大会

核融合工学部会セッション

社会受容性の更なる拡大を志向する核融合炉概念の検討

Innovative Fusion Reactor Concepts Aiming at Further Expansion of Social Acceptance

（２）燃料製造のためのバイオマスハイブリッド核融合炉概念の検討

(2) Investigation of the Biomass-Fusion Hybrid Concept for Fuel Production

*小西哲之[1]

[1]京都大学エネルギー理工学研究所

核融合エネルギーを用いて廃棄物バイオマスの吸熱反応により水素等の燃料を製造するバイオマスハイブリッド概念の意義を紹介する。核融合の実用化が期待される将来のエネルギー市場は現在と大きく異なる。本概念は核融合の市場性社会受容性の可能性を広げる一方、核融合炉のエネルギー収支要件を緩和する。本講演ではこの概念を軸に、エネルギーとしての核融合研究開発の意義そのものにも踏み込んだ議論を提起する。

キーワード：バイオマス、燃料製造、核融合エネルギー、社会受容性、エネルギー市場、地球環境問題

1. 緒言

本セッションは「社会受容性の更なる拡大を志向する核融合炉概念の検討」と題しており、「核融合研究者が作りたい」というより、「社会が必要とするエネルギー」の観点で研究開発の目標を再検討している。２０世紀半ば高度成長期のエネルギー観ではもはや核融合の意義は説明できない。化石燃料は枯渇するかなり以前に人類はカーボンバジェットを使い切る。今世紀半ばに大規模グリッドはすでに低炭素電源で飽和する一方、成長市場は低炭素燃料と中小グリッドに移る。核融合はその未来型エネルギーシステムにおいてその意義を示さなければならない。

演者らは約１２年前に核融合熱を用いて廃棄物バイオマスの吸熱反応により水素や石油代替燃料を製造するバイオマスハイブリッド概念を提唱した[1]。今般政府で検討された「核融合分野における研究開発計画」（案）の「大目標」にも実は「バイオマスからの燃料や化学品等の製造・利用技術の研究開発等にも取り組む」ことが第５期科学技術基本計画に対応して検討されている[2]。それに該当する具体的研究は国内外ともに本報告以外にはおそらく行われていない。最近提示された「原型炉研究開発の推進に向けて」でも、エネルギー市場環境の激変が指摘されている。本講演では、このバイオマスハイブリッド概念の持つ意義の考察をアップデートする。

2. バイオマスハイブリッドの基本概念

本概念で利用するのは（$C_6H_{10}O_5$）n/6+ n/6$H_2$0 → nH_2 + nC0 - 136n［kJ］の吸熱反応であり、熱力学的平衡により高温ほど効果的である。図１に示すように、実験的には 700℃以上で進行し、900℃で約 95％のセルロースのガス化が実証されている。この反応を核融合等の外部熱源で行った場合のエネルギー収支を図 2 に示す。廃棄物バイオマスを代表するセルロースから水素と一酸化炭素の混合ガスが得られ、さらにシフト反応により水素燃料に変換するが、核融合エネルギーをすべて吸熱で利用し、排熱しないうえにバイオマスが本来持つ化学エネルギーも利用す

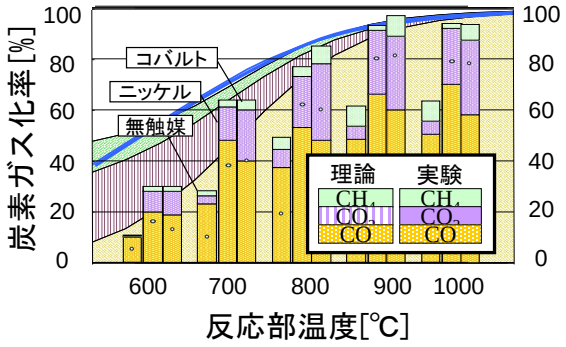


図１　セルロースの吸熱分解反応。

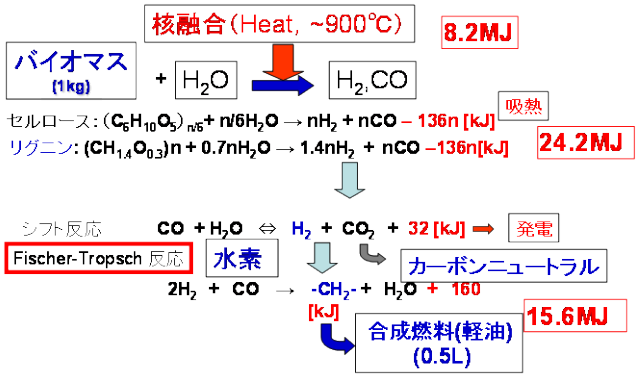


図２　核融合によるバイオ燃料のエネルギー収支。

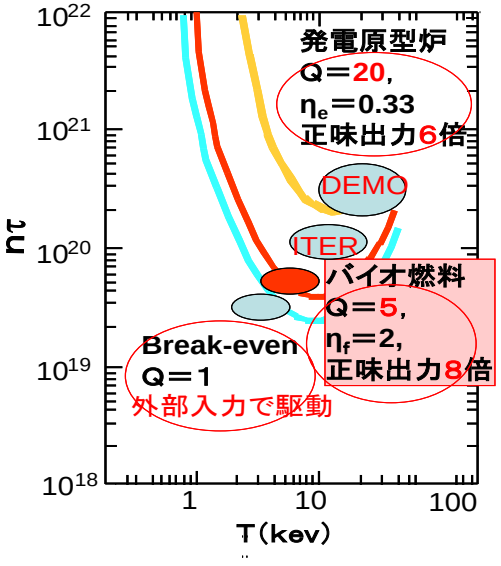


図３　バイオ燃料製造を考慮した核融合炉のエネルギー増倍。

るため、核融合による熱供給に対して 2.7 倍のエネルギー増倍となる。フィッシャートロプッシュ合成で軽油代替燃料を 1kg の原料から 0.5 リットル得ることもできるが、発熱反応を伴うので排熱を伴い、エネルギー増倍率は 2 倍である。いずれの場合も二酸化炭素を排出するがバイオマス起源であるためカーボンニュートラルとみなされ、石油代替の低炭素燃料として大きな市場可能性を持つ。

図 3 はローソン図上で本概念の特徴的な意義を示す。エネルギー利用効率が最大 270%に達するので、効率約 1/3 の熱機関を用いる発電炉で Q>20 が正味エネルギー供給のために必要なのに対し、核融合装置本体でのエネルギー増倍率 Q への要求は約 5 で同等の正味出力が取り出し可能となる。ITER レベルのプラズマより低性能でもそのままエネルギープラントとなりうることになる。

3. バイオマスハイブリッドプラントの社会・市場適合性

本来このバイオマス燃料化概念は、従来の核融合炉設計で行われていた、現在の研究開発で可能な装置を構想する方向とは逆の、「社会が必要とするエネルギーに核融合が対応するとどうなるか？」という視点に立って検討されている。前節に示したように本概念は、結果的に従来考えられていた発電専用の原型炉よりプラズマへの要求は低く、ITER が建設可能であればエネルギー利用ができる。しかし本検討の中心的な課題は社会適合性にあり、社会に必要なエネルギー像を求めたとき核融合の早期実用化に有利な点があったにすぎない。一方、ベースロード発電が必ずしも核融合の市場化に適する保証はない。

将来社会において、二酸化炭素排出ゼロは必要条件であり核融合のメリットではない。エネルギー需要の約 3/4 は燃料にあり、電力ではない。一方他の先行する電源―再エネ、原子力、CCS 付石炭火力は負荷追従性がない一方、燃料供給能力は乏しい。要するに「クリーンエネルギー」後発の核融合は、負荷追従電力と低炭素燃料の供給は市場導入の可能性に大きく影響する。

先進国の電力需要は今後大きく伸びることはなく、電力グリッドは再エネ等の比率拡大に伴い調整力が悪化する。電力市場の自由化に伴い、分散化・双方向化も進む。図 4 に将来の電力システムの概念を示す。大規模グリッドの下で、様々なローカル電源が存在し、電力の流れは一方向ではない。核融合は大規模グリッドに接続しても、ローカル電源への燃料供給により負荷追従能力を持つ。

バイオマスハイブリッド概念は、廃棄物回収ロジスティックスと不可分であり特徴的なコスト構造を持つ。我が国には本概念に対応できる廃棄物（ゴミ）回収チェーンがすでに構築されているが、その回収範囲を考えると、１GW以下の核融合出力のプラントが妥当であり、それより大きいとサプライチェーンが構築困難になる。図５に、関西を想定したフローの分析を示す。可燃ごみは有償で回収されるので原料コストは負であり、輸送や貯蔵、最終廃棄物処分を考えても製品コストは負になりうる。農業や林業の廃棄物も利用可能であるが、廃棄物バイオマスの種類や輸送経路、発生パターンによりコストや供給量

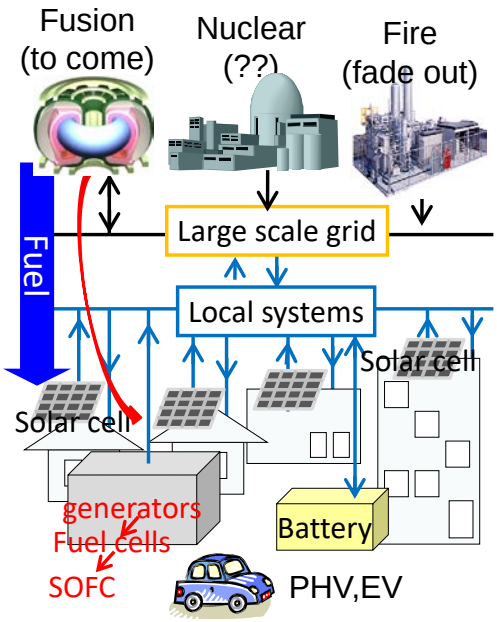


図４将来の電力システムと核融合。

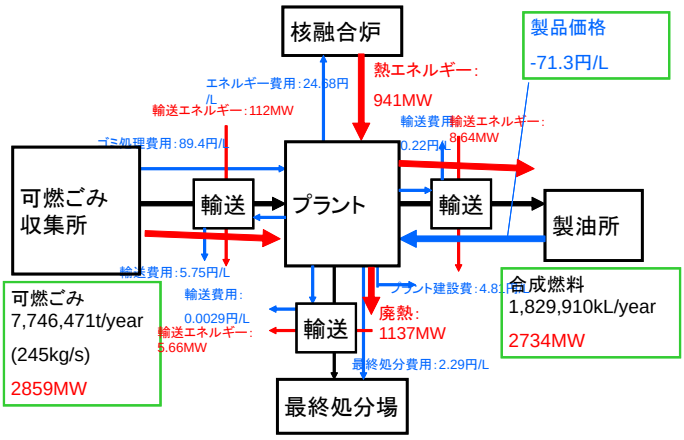


図５　廃棄物バイオマス燃料化のフロー分析

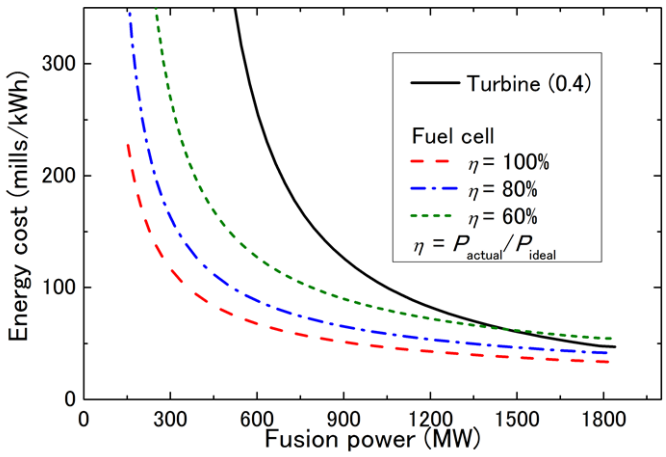


図６　タービン発電と燃料電池発電のコスト比較

制限が大きく異なることは注意を要する。
バイオマスハイブリッドでは生成する燃料ガスを分散電源（燃料電池およびコジェネ）に供給することで、電力供給の枢要を担うことになる。自由化した電力市場では需要対応性で価格が決まる。発電プラントにおける核融合出力への発電方法のコスト感受性を図 6 に示す。タービンによる発電はスケールメリットが大きいが、小出力では成立しがたい。燃料電池発電は発電効率が本来高い一方、スケールメリットは働きにくい。[3]
これに加えて、図 4 に示したようにローカル電源としてすでに燃料電池が普及していれば、プラント側で発電装置として設備する必要はなく、かつ消費者サイドではコジェネレーションによりエネルギー効率はさらに高くなる。このような形式での発電は、今後の自由化電力市場においてベースロードでの価格競争が厳しい一方、負荷追従電源は高単価でグリッドパリティを得られる。燃料製造は、電力市場に限っても大規模発電よりもメリットが大きい。
廃棄物バイオマス処理では核融合炉は発電より小出力に向くほか、パルス運転でもよく、また電力需要に合わせて起動できる。大規模なうえ起動電力の大きな核融合は、今後の調整力現象を考えればグリッド適合性に難点があるがこの問題が緩和できる。ことに新規電力需要の増加が期待される途上国ではグリッドは小規模、未成熟であり、この概念は市場性を大きく拡大することになる。
「社会が必要とするエネルギー」を検討した結果がバイオマス燃料化であり、これは熱源の種類を問わない。高温ガス炉でも可能であり、むしろ核融合と同等以上に技術的には対応することができる。炉の規模でも適応性は高く、排除する理由はない。ただ将来市場、とくに途上国を想定したとき、核融合と高温ガス炉等の核分裂炉を比較すれば、核燃料サイクル（供給および廃棄物）と核拡散の制約差はありうる。
もう一つの核融合の利点の可能性は「離隔距離」である。核融合も核分裂も、設置される限りは公衆へ与えうる被曝は同等に規制される。想定外事象を含め、最大の公衆被曝（シーベルト・人）あるいは仮想健康被害は同じであり、違うとすれば放出核種がトリチウムとなる核融合はより需要地に近接できるかもしれない。バイオマスサプライチェーンからは、廃棄物発生源との近接性は先進国途上国共に利点になりえるし、特に交通機関が未成熟な場合では重要である。

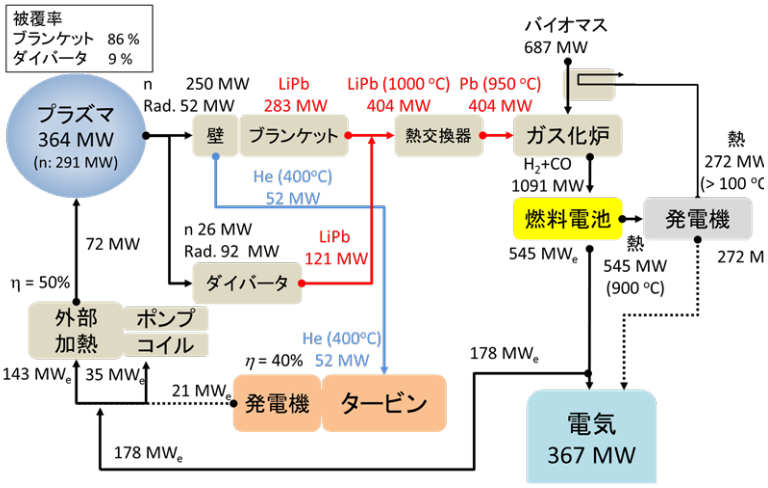


図 7 バイオマスハイブリッド核融合プラントのエネルギー収支

５． 核融合のテクノロジーに対して

前述のようにバイオマスハイブリッドは、核融合原型炉に対してエネルギー増倍率要求を大幅に軽減する。しかも、安定性や定常運転、需要への応答性、未着手のプラズマ燃焼制御の要件も改善される。この結果、バイオマスハイブリッド概念は（先行する核分裂ハイブリッドと同様に）核融合の実現可能性を時期的に早める効果を持つ。プラズマへの要求性能は、ITER が建設できた現時点でのプラズマ技術と大きく変わらず、要求熱出力が数百MW領域にあることから、ＩＴＥＲ類似装置はそのまま本概念で核融合エネルギーが実用を展望できることを意味する。少なくとも「ITER 実現後に原型炉」という路線上にはない。
他方、工学課題は必ずしも容易とは限らず、少なくとも確立からは程遠い。最低 700℃、理想的に 900℃、という取り出し熱は原子力や火力プラントでは可能でも核融合では実証されていない。ブランケットは先進ブランケットの領域であり大きな課題となる。詳細は別途報告してあるが、演者らはブランケット熱媒体には LiPb を想定してＲ＆Ｄを行い、900℃での熱交換を含むプロセス技術も小規模で実証した。ブランケットは DCLL 類似構造であるが、SiC 断熱材に冷却パネル構造を用いれば DCLL レベルの技術で 900℃の熱取り出しは可能である。図 7 に 900℃を取り出せる LiPb ブランケットを用いたプラント概念とエネルギーフローを示す。主要なエネルギー利用は吸熱ガス化反応であるが、ダイバータや反応器の排熱は発電に利用する。このプラントはトカマクを想定しているが、プラズマに関しては閉じ込め方式を特定する必要はなく、ヘリカル、レーザー、他多くのプラズマに対しても、ブランケットが核反応の起こるプラズマと空間的に離れて設置でき、熱媒体を自由に選択できるという核融合炉に固有の特徴を有する限り、どの方式でも適用可能である。
化学プロセスでは高圧を要しないため、安全性の確保において高圧の圧縮性媒体を用いないという特徴的な利点をもつ。また排熱のための熱媒体を用いないため環境放出（特にトリチウム）は、大きく軽減される可能性がある。しかし一方製品燃料は消費材であり、そのトリチウム濃度管理が課題となる。もっとも核融合では軽水炉条件での熱交換や蒸気発生さえもがトリチウムを考えれば未着手に近い。
核融合の社会的受容性においては、バイオマスハイブリッドはエネルギー利用者すべてが潜在的トリチ

ウム発生源となる。核融合はいずれにしても定常時トリチウム放出の問題を避けられないが、この点は立地点に放出源が存在する核融合発電や従来の原子力施設立地問題とは大きく異なる問題構造を持つ。

５．将来展望―人類の持続可能性に向けて

電力市場は先進国においては自由化の大きな流れの中にあるが、そこではスポット取引で大きな価格変動がある一方、消費者サイドから見ればマージナルコストの低下が進んでいる。自由市場でなく国家政策が電力システムを構築する途上国でも発電コストの動向自体は実は同様であり、電力エネルギーそれ自体の価格は下落し、インフラや設備投資の比重が逓増している。さらに世界全体のＧＤＰは成長を続けてもエネルギー原単位は逓減している。電力の限界費用が極小となる世界において、エネルギー技術の価値は、地球大気からの二酸化炭素除去能力で決まる。核癒合の真の重要性はここにある。

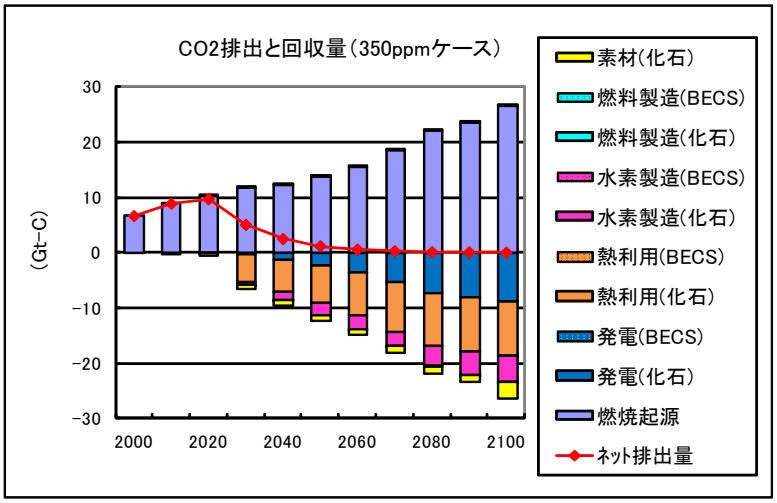


図８バイオマスハイブリッドシステムを用いた人類活動のゼロエミッション化

バイオマスハイブリッド核融合のコンセプトは、植物の光合成により生成した有機物の燃料媒体への転換にその根幹があり、廃棄物バイオマスから可燃性物質（燃料）を取り出す一方、炭素を二酸化炭素だけではなくグラファイトの形で遊離、貯蔵することができる。この場合、投入エネルギーはバイオマスの炭化に主に用いられ、水素燃料は核融合出力から製造されるが、主要な製品は結局のところ大気中から植物により回収された二酸化炭素の固定隔離である。パリ協定で合意された気候変動対策では、発電における二酸化炭素炭素放出は今世紀後半以降ほとんどないことになっている。しかし二酸化炭素濃度の安定化にはバイオマスによる大気中からの回収とＣＣＳを組み合わせた“ＢＥＣＳ”によって他の放出源と合計でのゼロエミッションとしなければならない。

電力需要が 21 世紀後半に安定化したのちは、人類のエネルギー利用は限界費用ゼロに達し、その役割の大きな部分は二酸化炭素回収にその重点を移す。図８に、このシナリオ例を示す[4]。すべてのエネルギーセクターで二酸化炭素を回収し、発電のみならず熱利用、水素製造も加えて、植物からの回収分は他の回収できない燃焼等の放出分と相殺し、ネット排出量をゼロとすることが可能である。核融合に限らず、エネルギー利用のすべての技術は、バイオマス利用と二酸化炭素隔離に寄与することが求められる。再エネ、原子力がすでに飽和した人類の電力需要の太宗を担っても、核融合はバイオマスＣＣＳの経路でさらにその役割の重要性を増すことになる。「遅れてきたクリーンエネルギー：核融合」の存在意義は、ここに存在する可能性がある。ことにＣＣＳは、その適地や埋設容量に制約が予想されている。これに対し、ＣＯ２還元に必要なエネルギーを核融合熱で供給し、木炭とすることで、常温常圧で大量の炭素を大気から隔離することができる。

人類が今世紀以降、持続可能な形で地球上で活動を続けるためには、二酸化炭素バランスを含めて循環型の物質エネルギーシステムを構築する必要がある。核融合は、単に発電技術の一つとしてではなく、バイオマス燃料化を通じた循環システムに人類が移行する方法となりうる技術なのである。

以上のような考察は、単なるプラント概念の提示ではなく、いくつかの点で「なぜ核融合を研究するのか？」という根源的設問に立ち戻る良い機会を与えている。このセッションでは、核融合の、そしてエネルギー研究開発の、原点を振り返るような議論を惹起するための素材の提示を意図している。

参考文献

[1] S.Konishi, “Potential Fusion Market for Hydrogen Production Under Environmental Constraints”,*Fus.Sci.Technol* **47(5)**, 1205(2005).

[2] http://www.mext.go.jp/b_menu/shingi/gijyutu/gijyutu2/074/attach/1381826.htm 核融合科学技術委員会（第９回）資料 2-1 核融合分野における研究開発計画（案）第２章　環境・エネルギーに関する課題への対応 2017.

[3] K.Ibano et al.,” Neutronics and pumping power analyses on the Tokamak reactor for the fusion-biomass hybrid concept”, *Fus.Sci.Technol* **88(11)**, 2881(2013).

[4] K.Tokimatsy et al., “Role of innovative technologies under the global zero emissions scenarios”,*Appl.Energy.*,**162(15)**1483, 2016.

*Satoshi Konishi[1], [1]Kyoto University, Institute of Advanced Energy

2017年秋の大会

核融合工学部会セッション

社会受容性の更なる拡大を志向する核融合炉概念の検討
Innovative fusion reactor concepts aiming at further expansion of social acceptance

（3）MA 処理のための核融合炉中性子場の検討
(3) Investigation of the volumetric fusion neutron field for transmuation of MA

*橋爪　秀利[1]，遊佐　訓孝[1]
[1]東北大学

1. はじめに

現在、国際協力に基づいてフランスにてトカマク型磁場閉じ込め核融合実験炉 ITER の建設が進められており、制御された核融合の実現が現実的な段階へと着実に進歩してきている。すなわち、核融合炉への期待が高まっているが、同時に日本−EU で進められているトカマク型核融合炉の原型炉の設計においては、ダイバータに対する熱負荷・中性子負荷に対する非常に高い要求に答えることが工学的に非常に難しいことから、核融合出力を当初の 300 万 kW 程度から 200 万 kW 程度に下げることで炉心プラズマとダイバータの設計に裕度をもたせる、あるいは、出力を維持するために、核融合炉のサイズを大きくし設計することを目指している。しかしながら、現状の核融合炉設計においては、莫大な建設コストの問題が工学的・経済的重要課題となっており、低コスト化を目指した研究開発が進められてはいるものの、将来のエネルギー源としての核融合炉の見通しは決して明るく無く、発電コストから見た核融合炉は、競争力が非常に弱い状況にある。

一方、安価で持続的に電力を供給できる原子力発電においては、核燃料の再処理によって発生する**高レベル廃棄物（FP）**や**マイナーアクチノイド（MA）**の処分方法として地層処分が考えらえているが、依然として処分地の見通しはついていない。

そこで、核融合反応で発生する、超高エネルギーの 14MeV 中性子と、**FP** や **MA** を組み合わせることによって、核燃料サイクルにおける高レベル廃棄物の地層処分以外の選択肢を示すことにより、現在の原子力エネルギー問題を解決すると同時に、核融合炉に対する大規模発電によるコスト低減の要求を緩和することによって、核融合炉の近い将来における意義を明確にすることを最終的な目標とし、本報告では、従来の核融合炉の設計条件を用いて、**MA** の核変換評価の結果を示し、将来のシナリオの例を提案する。

2. 評価モデルと解析結果

2-1. 想定している核燃料サイクル

図 1 に想定している核燃料サイクルを示す。従来の U-Pu サイクルについてはそのまま維持することを大前提とし、ガラス固化体として廃棄されていた FP・MA を核融合炉で利用するシステムを考えている。従って、核分裂炉で発生する高速中性子（＜2MeV）で核分裂に至るウランやプルトニウムは、核融合炉には極力装荷せず、初期段階に不純物と

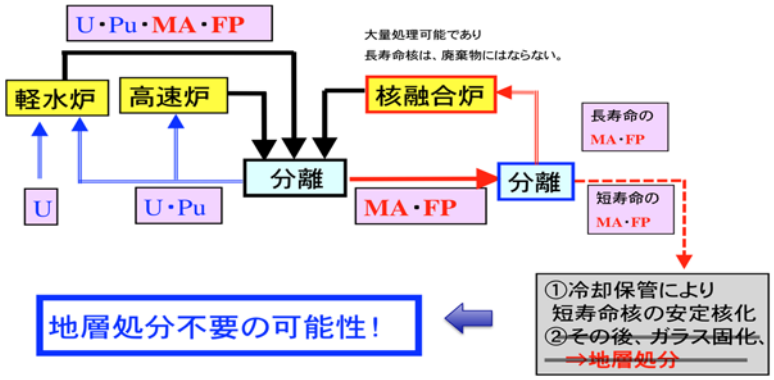


図 1　核燃料サイクルの 2 ループ化の概念図

*Hidetoshi Hashizume[1] and Noritaka Yusa[1]
[1]Tohoku Univ.

して含まれるものと核変換によって成されたものが核融合炉中に存在することとなる。なお、核融合炉で生成された Pu は、分離後、従来の U-Pu サイクルで使用される。このように、本提案では従来の高速炉の計画と共存しており、平成 28 年 1 月 22 日に閣議決定された「**第５期科学技術基本計画**・第３章（１）① i」エネルギーの安定的な確保とエネルギー利用の効率化」「１」に記載されている、

「将来に向けた重要な技術である核融合炉等の革新的技術、核燃料サイクル技術の確立」

という両課題を同時に解決する内容でもある。

なお、Cs, Sr といった主たる核分裂生成物については、図２に示すように、核の結合力（8MeV 程度）を超えたところから (n,2n)反応断面積が増えるという特性を活かし、14MeV の中性子に対する中性子増倍材としての利用方法が提案されている「２」。

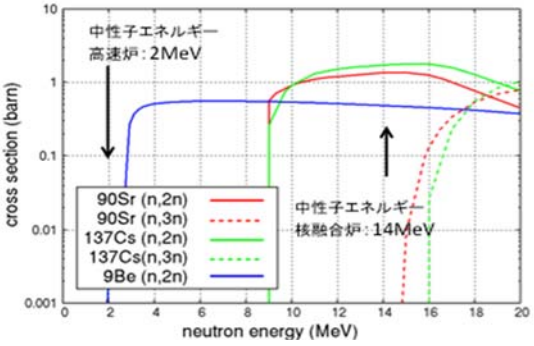
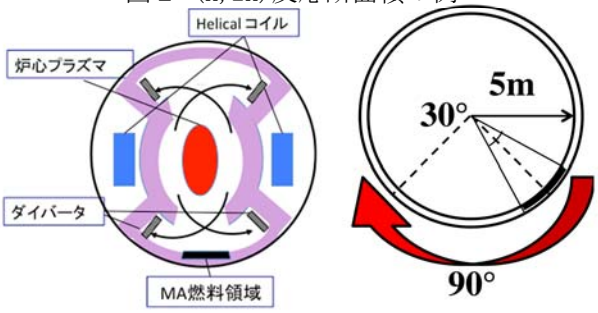


図２ (n, 2n)反応断面積の例

2-2. 解析で用いたモデルと結果

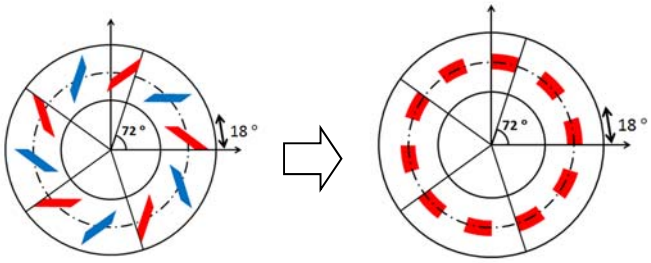
現状の核融合炉の研究において、ITER 計画でのプラズマ核融合出力は 50 万 kW となっており、この条件は、今後達成されるものと思われる。本評価では、極端に大きな核融合出力を仮定せずに、ITER の２倍となる 100 万 kW と仮定し、対象とする炉設計としてヘリカル型核融合炉 FFHR を選んだ「３」。 MA の装荷位置としては、図３に示すように、プラズマに対向しており中性子負荷が非常に大きいが、熱負荷は小さいダイバータ領域のヌル点の鉛直部近傍の領域を想定している。なお、ヘリカル炉では、ダイバータ領域が螺旋状に存在しているので、図４に示すようにモデル化を行い、計算体系を簡略化している。評価には、モンテカルロ法に基づく中性子輸送コード MVP-2.0（核断面積ライブラリーは、JENDL4.0）を用いた。



a）装荷位置の例　　b）装荷範囲

図３ ヘリカル炉における MA 燃料装荷領域の例（垂直断面図）

表１に代表的なパラメータと結果をまとめて示してあり、核融合出力 100 万 kW の核融合炉に、**80 ton の MA** を 25.7m^3 の領域に装荷した場合のサポートファクタ（100 万 kW の原子力発電所から１年間に発生した MA の何倍を核融合炉１年間で消滅できるかという値）は、**22.6** となっている。また、12.8m^3 の領域に 80ton を密に装荷してもサポートファクタは 28.3 となり、それほど増加しない。炉心発熱密度は、CANDU 炉(重水減速の原子炉で天然ウランを利用した原子炉)の密度とほぼ等しくなる。すなわち、現在の ITER の核融合反応出力 50 万 kW の数倍程度の核融合出力のプラズマで、電気出力 100 万 kW 級の原子力発電所 40 基程度の使用済み核燃料から新たに発生する高レベル廃棄物を消滅させることが可能となることを示している。



a）実際の装荷位置　　b）モデルでの装荷位置

図４ ヘリカル炉における MA 燃料装荷領域の例（水平断面図）

また、TBR については、Flibe を増殖材として使用している場合には、より簡易的なモデルを用いた解析の結果、MA 導入により TBR が増加していることが得られている。例えば、球対称のモデルにおいて、10%の体積を MA に置き換えると約 1.4 倍の TBR、20%の場合には約 1.6 倍という結果が得られており、核融合炉の一部に MA を導入しても、TBR の減少は問題にならないと考えられる。

表１　　評価結果

核融合出力 [MW]	1,000		Calder Hall /AGR	CANDU	BWR /PWR
燃料(MA)装荷量 [ton]	80				
厚さ [cm]	10	20			
炉心体積 [m³]	12.8	25.7	449/540	280	75/40
MA体積比 [vol.%]	46.8	23.4			
核分裂出力 [MW]	590	280	225/1500	3425	3800
発熱密度 [W/cm³]	55.7	13.6	0.5/2.8	12.2	51/95
サポートファクタ [-]	28.3	22.6			

Calder Hall,AGR :
ガス冷却原子炉(イギリスで開発)
CANDU 炉 :
重水素を利用した原子炉（カナダで開発）

3. 導入のシナリオ

図５には、核融合炉を導入した場合の、MA のインベントリーの変化が示されている。この例では

2050 年：１基目（核融合出力 100 万 kW）80 トンの MA を装荷
2075 年：２基目（核融合出力 150 万 kW）20 トンの MA を装荷
2100 年：３基目（核融合出力 200 万 kW）80 トンの MA を装荷
（１基目：廃炉とし、その中に残っている MA は３基目へ）

というスケジュールを考えている。
なお、核融合炉の定期点検による停止期間や、再処理プラント等にある MA のインベントリーは考えていないので、あくまでも近似的な評価となっている。

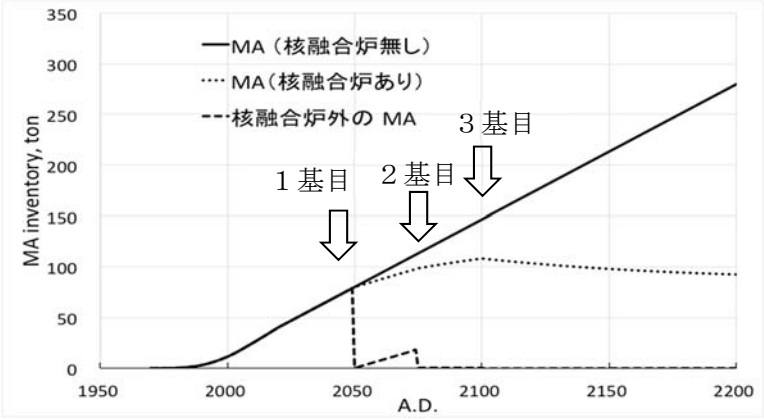


図５　核融合炉の導入によるマイナーアクチノイドの総量変化

核融合炉の導入がない場合には、MA 廃棄物の量が単調に増加して行くが、2050 年に核融合炉を導入することにより、80ton の MA が核融合炉で燃料として装荷される。2100 年の段階で、２基の核融合炉（１基目は廃炉）を稼働させることによって、MA の量は緩やかに核融合炉内で燃焼され減少して行く。

このように、ITER の２～３倍の規模の核融合炉を２基導入することで、高レベル廃棄物の問題が解決される可能性があり、核分裂発電との共存により、核融合炉の導入に対する社会的受容性が格段に向上する。結果として、核融合炉の導入段階においては、発電は主たる目的ではなく、発電効率を高めるためのブランケットの設計が不要となり、ブランケットの役割をトリチウムの増殖に特化させることにより、設計の自由が格段に高まり、実現の見通しの高い核融合炉の設計が可能となる。また、本来の目的である核融合発電については、１基目の核融合炉の運転を進めながら、検討を行うことができる。

4. まとめ

核分裂炉にはない、大量の単色高速中性子を発生するという核融合炉の特徴を活かした、核融合炉の導入シナリオの検討を行った。14 MeV の中性子の利用は核破砕という視点からは有効であり、核融合炉は現在の核燃料サイクルとの共存をはかりながら、高レベル廃棄物の地層処分以外の選択肢を提供する手段として非常に魅力的である。このことは、将来の核融合炉の導入の際に強く要求されている、安価な電力を直接供給するという現在の設計の制約条件を緩めることが可能となり、核融合炉での消滅処理を行いながら発電コストを下げる方策を検討することができ、核融合炉を稼働させながら将来の発電炉としての発展につなげることができるというシナリオが考えられる。

今後の課題として

１）MA 燃料の形態、２）効率的な分離技術の開発、３）MA 燃料部の詳細な核熱設計と安全性の評価、４）TBR の詳細な評価、５）既存の核融合炉設計との整合

などの課題があり、今後、研究を進める予定である。

参考文献

「１」内閣府ホームページ　http://www8.cao.go.jp/cstp/kihonkeikaku/5honbun.pdf
「２」例えば、Cs については、H. Hashizume et al., Fusion Science and Technology 60-2 (2011) 523-527
「３」A. Sagara, et al., Fusion Engineering and Design 89 (2014) 2114-2120

謝辞

本研究を進めるにあたり、「日本保全学会・核融合中性子の高度利用による消滅処理検討委員会」のメンバーの方々、及び、「超高速中性子と高レベル廃棄物の有効利用による革新的核変換核融合炉の提案（科学研究費補助金・挑戦的研究（開拓）課題番号 17H06231)」の研究者の方々のサポートに深く感謝いたします。

Planning Lecture | Technical division and Network | Fusion Engneering Division

[2O_PL] Innovative fusion reactor concepts aiming at further expansion of social acceptance

Chair: Ryuta Kasada (Kyoto Univ.)

Thu. Sep 14, 2017 1:00 PM - 2:30 PM Room O (Seminar room 1- Frontier Research in Applied Sciences Building)

[2O_PL04]Disucussion

現在、文部科学省核融合科学技術委員会原型炉開発総合戦略タスクフォースでは、核融合原型炉の建設に向けたアクションプランが検討されている。本アクションプランでは、核融合炉による電力供給に必要な技術開発を着実に進展していくことに加えて、社会に必要とされる核融合炉の在り方を社会と協創していくことの重要性が指摘されている。そこで、世界のエネルギーシナリオにおける核融合エネルギー開発目標の分析結果の紹介を踏まえて、新たな応用としてバイオマスハイブリッド核融合炉やMA処理のための核融合炉中性子場の活用に関する検討状況を示し、学会員との議論を深める。

©Atomic Energy Society of Japan

Oral presentation | V. Fusion Energy Engineering：501-2 Fusion Reactor Material Science (Reactor and Blanket Materials, Irradiation Behavior)

Thu. Sep 14, 2017 2:45 PM - 4:35 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 5:45 AM - 7:35 AM UTC | Room O Seminar room 1- Frontier Research in Applied Sciences Building

[2O10-16] Fusion Reactor Materials (Reduced Activation Ferritic Steel, Beryllium Neutron Multiplier)

Chair:Ryuta Kasada (Kyoto Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[2O10] Microstructural change of fatigue-tested F82H-BA07 Steel under multiaxial loadings

*Ken-ichi Fukumoto[1], Takamoto Itoh[2], Hiroyasu Tanigawa[3], Hideo Sakasegawa[3], Takashi Onitsuka[1] (1. RINE/Univ. of Fukui, 2. Ritsumeikan Univ., 3. QST)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[2O11] Statistical nature of the irradiation data of reduced activation ferritic/martensitic steel F82H

*Hiroyasu Tanigawa[1], Hideo Sakasegawa[1], Takanori Hirose[1], Takashi Nozawa[1] (1. QST)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[2O12] Analysis on inhomogeneous deformation of neutron-irradiated dissimilar-metals joint for fusion reactors

*Takuya Nagasaka[1,2], Haiying Fu[3], Masanori Yamazaki[4], Takeshi Toyama[4], Wenhai Guan[5], Shuhei Nogami[5], Hisashi Serizawa[6], Hiroyasu Tanigawa[7] (1. National Institute for Fusion Science, 2. The Graduate University for Advanced Studies, 3. Southwestern Institute of Physics, 4. Institute for Materials Research, Tohoku University, 5. Graduate School of Engineering, Tohoku University, 6. Joining and Welding Research Institute, Osaka University, 7. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[2O13] Chemical compatibility between EUROFER and ceramic breeder under dry and moist atmospheres

*Keisuke Mukai[1,2], Maria Gonzalez[3], Regina Knitter[1] (1. Karlsruhe Institute of Technology, 2. Kyoto University, 3. CIEMAT)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[2O14] Status of R&D of advanced neutron multiplier in ITER-BA activity

(23)Preliminary Granulation of Be-Zr-Ti ternary beryllide

*Jae-Hwan Kim[1], Peter Kurinskiy [1], Suguru Nakano [1], Yoshiaki Akatsu [1], Masaru Nakamichi [1] (1. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology)

4:00 PM - 4:15 PM JST | 7:00 AM - 7:15 AM UTC

[2O15] Status of R&D of advanced neutron multiplier in ITER-BA activity

(24)Optimization study on $Be_{12}V$ pebble granulation

*Petr Kurinskiy[1], Jae-Hwan Kim[1], Suguru Nakano[1], Yoshiaki Akatsu[1], Masaru Nakamichi[1] (1. QST, Fusion Energy Research & Development Directorate, Rokkasho Fusion Institute)

4:15 PM - 4:30 PM JST | 7:15 AM - 7:30 AM UTC

[2O16] Status of R&D of advanced neutron multiplier in ITER-BA activity

(25)Preliminary thermal properties of beryllides as advanced neutron multiplier

*MASARU NAKAMICHI[1], JAE-HWAN KIM[1], PETR KURINSKIY[1], SUGURU NAKANKO[1], YOSHIAKI AKATSU[1] (1. QST)

4:30 PM - 4:35 PM JST | 7:30 AM - 7:35 AM UTC

Time reserved for Chair

多軸疲労変形した F82H 鋼の微細組織変化

Microstructure of fatigue-tested F82H-BA07 steel under multiaxial loadings

*福元　謙一[1]，鬼塚　貴志[1]，伊藤　隆基[2]，酒瀬川　英雄[3]，谷川　博康[3]

[1]福井大学原子力研，[2]立命館大，[3]量研機構

本研究は立命館大学で行われた F82H 鋼への疲労試験で得られた結果を基に、微視組織変化の評価を、疲労負荷経路に対する転位密度や粒の大きさ等の微視組織変化の観点から調査した。ひずみ範囲の大小および負荷経路にかかわらず、初期から転位が粒内に形成され、サイクル数の上昇とともにラス構造結晶粒の内部に転位網が形成され、結晶粒の微細化が疲労負荷の蓄積とともに進行することがわかった。

キーワード : 低放射化フェライト鋼, 低サイクル疲労挙動, 非比例多軸疲労試験, 微細組織変化, TEM 観察

1. 緒言

核融合炉ブランケット構造材料の候補材である F82H 鋼への疲労試験で得られた結果を基に、微視組織変化の評価を、疲労負荷経路に対する転位密度や粒の大きさ等の微視組織変化の観点から調査し、F82H 鋼の寿命特性に関わる微視組織、変形・破壊挙動の情報を取得することを目的とする。

2. 実験方法

F82H 鋼円筒試験片を用いた低サイクル疲労試験(非比例多軸疲労試験)を立命館大にて実施し、疲労破損寿命および変形特性の取得を行った。試験は 573K の大気中において、ミーゼス基準の相当全ひずみ制御、ひずみ速度 0.2%/s で行った。引張・圧縮負荷(Push-Pull loading、以後 PP 負荷)、繰返し純ねじり負荷(Reversed-Torsion loading、以後 RT 負荷)およびそれらの混成負荷である円形負荷(Circle loading、以後 CI 負荷)の 3 種類の負荷経路で疲労試験を実施した。ここで、PP 負荷は単軸負荷、RT 負荷は多軸負荷に分類されるが、ともに応力・ひずみの主軸方向が時間的に変化しない比例負荷である。CI 負荷は軸ひずみとせん断ひずみが 90 度の位相差で負荷され、応力ひずみの主軸方向が時間的に変化する非比例負荷である。PP 負荷、RT 負荷、CI 負荷は核融合炉に掛かることが想定される複雑な疲労に類似したエッセンスを持つと定義された負荷経路である。試験後変形特性の変化のメカニズムを明らかにするために、同試験片を用いた中断試験を立命館大にて行い、試験後福井大原子力研にて微視組織観察用試験片を FIB で試料を用いて採取した。微細組織観察は福井大学にて TEM 観察を行った。

3. 結果

ひずみ範囲 1.0%における微視組織観察結果を図 1 に示す。ひずみ範囲の大小および負荷経路にかかわらず、初期の 50 サイクルから転位が粒内に形成されている。サイクル数の上昇とともにラス構造結晶粒の内部に転位網が形成され、結晶粒の微細化が疲労負荷の蓄積とともに進行することがわかる。結晶粒微細化の傾向は CI および RT で顕著に観察された。詳細は当日報告する。

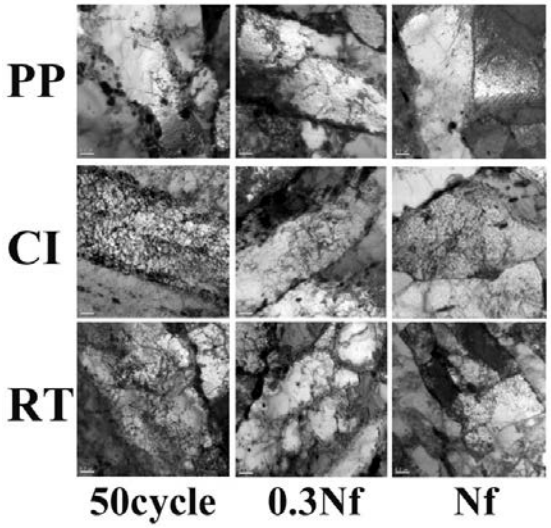


図 : ひずみ範囲 1.0%における各負荷経路および中断条件の表面直下の微細組織 TEM 観察写真。Nf は破損寿命

*Ken-ichi Fukumoto[1], Takashi Onitsuka[1], Takamoto Itoh[2], Hideo Sakasegawa[3] and Hiroyasu Tanigawa[3]

[1]RINE/ Univ. of Fukui, [2]Ritsumeikan Univ. and [3]QST Aomori.

低放射化フェライト鋼 F82H 照射データの統計的性質

Statistical nature of the irradiation data of reduced activation ferritic/martensitic steel F82H

*谷川 博康，酒瀬川 英雄，廣瀬 貴規、野澤 貴史
量研

低放射化フェライト鋼 F82H 開発においては、許容照射量の定義を目標として中性子照射による照射後特性データを取得してきているが、照射実験の制約上少数のデータ点から統計的推定を行う必要がある。その推定の前提となるデータの統計的性質について分析を行った。

キーワード：核融合炉、ブランケット構造材料、F82H、特性データ、統計的性質

1. 緒言

低放射化フェライト鋼 F82H は、様々な機械的特性データについて非照射および照射材について取得されてきている。これらのデータに基づき F82H の特性および照射による特性変化は定義される。一般的に材料規格においては、ヒート間、部材形状依存等に起因するばらつきを想定して一定規模のデータ点数による特性規格値の定義が求められるが、照射実験の制約上同規模のデータ取得は困難である。このため、照射後特性は少数のデータ点による定義にならざるを得ない。通常データのばらつきは正規分布が仮定され整理される。一方、照射材は一般的に脆化傾向を示すことから、内部欠陥や傷の影響が顕著となり、結果として極値分布を示すことが予想される。このような特性データの統計的性質を定義することは、データ点数要求値を定義することと同義であり、重要である。本講演では、F82H のデータベースを分析し、その統計的性質の変化について評価した結果について報告する。

2. 解析手法

照射データ解析においては、F82H-IEA ヒートの照射データを主たる解析対象とした。解析にあたっては、各照射条件におけるデータ点に対しメディアンランクの近似式 $F(i) = (i-0.3)/(N+0.4)$ ；N:標本数、i:順位 により順序統計量を算出した。脆化による内部欠陥等の影響が平均値に対して低い特性値を与える傾向にあると考えワイブル分布累積確率値 $P(i)=\ln(-\ln(1-F(i)))$を算出し、これを対数プロットすることによりワイブル形状パラメータ m を求めて評価を行なった。

3. 結果および考察

300℃で照射された F82H-IEA ヒートの微小平板試験片（SS-J3）の室温引張試験結果について、引張強度、全伸びについて解析を実施した。その結果、引張強度については非照射条件では約 95 の大きな m 値を示し収束性の高い正規分布を示すことが確認され、照射後についても相対的に低い m 値（19）を示すものの、極端に極値分布化する傾向は確認されなかった。一方全伸びについては、非照射についても相対的に低い m 値を示し、照射後については照射量の増大に伴い、m 値が低下する傾向が示された。これは低温照射により延性が失われ、ゲージ部に含まれる欠陥等に起因した低延性が発現する傾向を反映していると類推されるが、同時に微小試験片による評価に起因した体積効果を反映していることが考えられる。本発表では、靭性データ解析結果についても議論する。

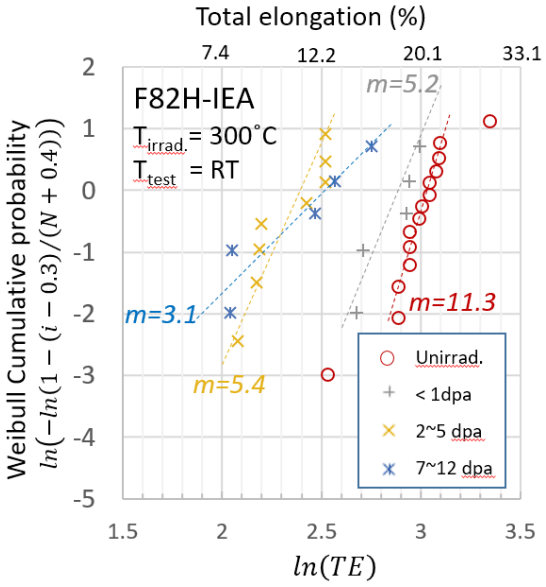


図 F82H-IEA の 300℃照射前後の室温における破断伸びのワイブル累積確率分布。

*Hiroyasu Tanigawa, Hideo Sakasegawa, Takanori Hirose and Takashi Nozawa
QST.

中性子照射した核融合炉用異材溶接継手における不均一変形の解析

Analysis on inhomogeneous deformation of neutron-irradiated dissimilar-metals joint for fusion reactors

長坂琢也[1,2], 付海英[3], 山崎正徳[4], 外山健[4], 管文海*[5], 野上修平[5], 芹澤久[6], 谷川博康[7]

[1]核融合科学研究所, [2]総合研究大学院大学, [3]西南物理研究院, [4]東北大学金属材料研究所,

[5]東北大学大学院工学研究科, [6]大阪大学接合科学研究所, [7]量子科学技術研究開発機構

*現　日本原子力研究開発機構

低放射化フェライト鋼 F82H と 316L ステンレス鋼の異材溶接継手を中性子照射した。照射後の機械特性評価を行うとともに、継手の不均一変形を有限要素法で解析することにより接合強度を推定した。

キーワード：核融合炉ブランケット, 電子ビーム溶接, 衝撃試験

1. 緒言

核融合炉ブランケットと炉外機器の接続のために、低放射化材料と一般工業材料との異材接合が必要である。本研究では、異材接合材の照射特性を明らかにし、接合条件の最適化における指針を得ることを目的とする。核融合炉用低放射化フェライト鋼 F82H と 316L ステンレス鋼の異材溶接継手の中性子照射後機械特性、及び有限要素法計算による接合材の不均一変形の解析結果について報告する。

2. 実験方法

F82H と SS316L の 7 mm 厚の板材をつき合わせて電子ビーム溶接を行った。680℃×1 h の溶接後熱処理（Post-weld heat treatment: PWHT）で F82H 側熱影響部（Heat-affected zone: HAZ）の焼入れ硬化相の焼き戻しを行った。シャルピーV ノッチ微小衝撃試験片及び、SSJ 型微小引張試験片を中性子照射した。照射は BR-II にて、295℃で 5.6×10^{23} n m^{-2}（E > 1 MeV）にて行った。損傷量は Fe 換算で 0.1 dpa である。

3. 結果と考察

継手の室温引張試験では、破断位置は SS316L 母材であり十分な接合強度を確認した。

非照射と比較して、照射後は全ての試験温度で衝撃吸収エネルギーが低下した。しかし、溶接金属、HAZ にノッチを加工した場合でも、照射後の F82H 母材よりも吸収エネルギーが大きかった。HAZ では比較的大きな照射硬化が観測されたが、それでも延性－脆性遷移温度は-100℃以下で、継手として十分な延性を持つことが示された。

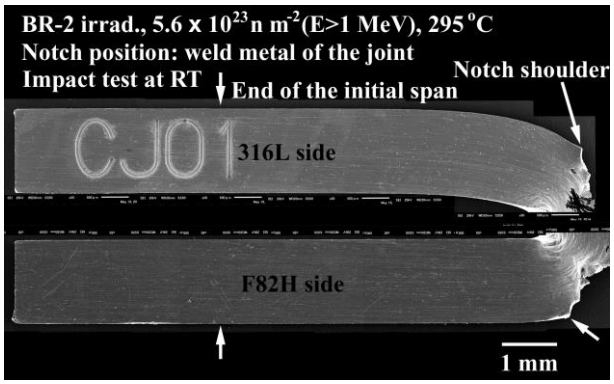


図 1　衝撃試験後の異材溶接継手の形状

図 1 に、室温衝撃試験後の継手の試験片形状を示す。矢印で示したノッチの肩の位置の比較より、F82H 側よりも 316L 側の変形が大きい。スパンの端からノッチの肩までの長さ変化より、試験片長手方向の平均塑性歪は、F82H で 2.0%、316L で 6.4%であった。316L 母材が大きく変形することで吸収エネルギーを上昇させ、さらにノッチ周辺の応力緩和をしていると考えられる。亀裂発生前の継手の変形を有限要素法で解析した結果、溶接金属内最大引張応力は 1540 MPa であった。接合強度はこれ以上と推定できる。

4. 結論

中性子照射後の異材溶接継手は衝撃試験で十分な延性を示した。継手の 316L 母材部分が大きく変形することにより、接合部と F82H 母材の変形が抑制され、応力は緩和される。この不均一変形を有限要素法で解析することにより、接合強度は 1540 MPa 以上あると推定できた。

*T. Nagasaka[1,2], H. Y. Fu[3], M. Yamazaki[4], T. Toyama[4], W. H. Guan[5], S. Nogami[5], H. Serizawa[6], H. Tanigawa[7]

[1]NIFS, [2]SOKENDAI, [3]SWIP, China, [4]IMR, Tohoku Univ., [5]Graduate school of Eng., Tohoku Univ., [6]JWRI, Osaka Univ., [7]QST

Chemical compatibility between EUROFER and ceramic breeder under dry and moist atmospheres

*Keisuke Mukai[1,2], Maria Gonzalez[3] and Regina Knitter[1]
[1]Karlsruhe Institute of Technology, [2](present address) Kyoto University, [3]CIEMAT

Abstract: Chemical compatibility test between EUROFER steel and ceramic breeder (Li_4SiO_4 + 20 mol% of Li_2TiO_3) was carried out under dry and moist atmospheres. The formation of the corrosion layer on the EUROFER specimens was critically enhanced by moisture. The growth rate was controlled by diffusion process through the oxide layers.

Keywords: compatibility, ceramic breeder, EUROFER, RAFM, fusion DEMO, HCPB blanket

1. Introduction

Addition of water vapor to the reference sweep gas (He + 0.1%H_2) has been considered for European HCPB DEMO blanket to reduce tritium permeation through structural steel and to facilitate tritium release from ceramic breeder pebbles. However, an increase of moisture may have a critical impact on the chemical compatibility between structural steel and ceramic breeder. The influence of moisture on corrosion characteristics of EUROFER reduced activation ferritic martensitic (RAFM) steel was investigated by using two-phase ceramic breeder (Li_4SiO_4 with 20 mol% of Li_2TiO_3).

2. Results & Discussion

A EUROFER plate and a ceramic breeder pellet were contacted and heated at 623, 823, and 1073 K for up to 12 weeks under dry (0.01-0.03 vol.% H_2O) and moist (0.13-0.24 vol.% H_2O) atmospheres. In the breeder pellet, the decomposition of Li_4SiO_4 phase into Li_2SiO_3 was critically enhanced by the increased humidity. The thickness of the double oxide layer, composed of Fe-rich outer and Cr-rich inner oxide, on the EUROFER (figure 1) showed parabolic growth rates for all the heating temperatures. The fitting curves yielded the effective diffusion coefficient at 623 K under dry and wet atmosphere as 1.6×10^{-14} and 4.5×10^{-14} cm^2/s, respectively. From the diffusion coefficient, a possible thickness of the corrosion layer on EUROFER structural steel after a 2-year use was predicted.

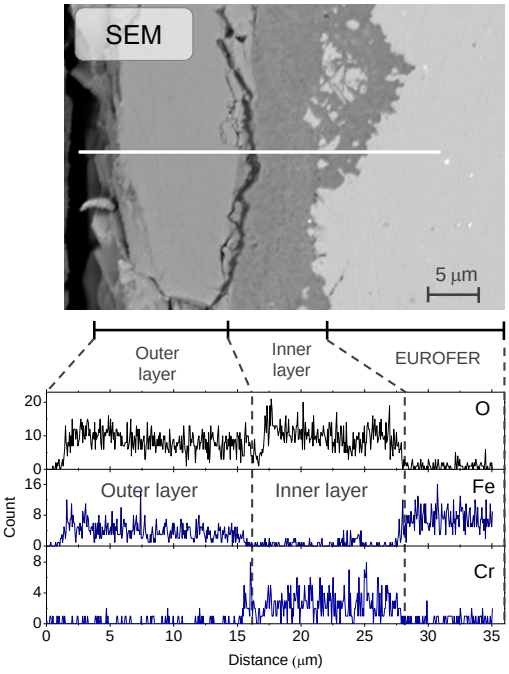


Figure 1 Corrosion layer on the EUROFER surface after 672 h at 1073 K and element depth profile by energy-dispersive x-ray (EDX).

発表言語: 日本語 (Language for presentation: Japanese)

ITER-BA 活動における先進中性子増倍材料の研究開発の現状
(23) Be-Zr-Ti 系の 3 元系ベリライド微小球の製造試験

Status of R&D of advanced neutron multiplier in ITER-BA activity

(23) Preliminary Granulation of Be-Zr-Ti ternary beryllide

*金 宰煥[1]，クリンスキー ピーター[1]，中野 優[1]，赤津 孔明[1]，中道 勝[1]

*量子科学技術研究開発機構

現在、高温での安定性に優れたベリリウム金属間化合物(ベリライド)の製造技術の開発研究及びその特性評価を進めている。本発表では、Be-Zr-Ti 系の 3 元系ベリライドに着目し、高 Be 原子密度でかつ、Be 相を含まない組成の探索を実施している。本発表では、その造粒試験結果について報告する。

キーワード：DEMO，中性子増倍材，3 元系ベリライド，均質化処理

1. 緒言

原型炉（DEMO）開発に向けた先進中性子増倍材料として、高温での安定性に優れたベリライドの製造技術の開発研究及びその特性評価を ITER-BA 活動を中心に進めている。今回は、Be-Zr-Ti 系の３元系ベリライド微小球の造粒試験を行い、その微小球の表面・断面の組成分析などについて報告する。

2. 実験法

ベリライド微小球は、量研機構が確立した、1）プラズマ焼結合成法によりベリライドを合成し、2）そのプラズマ焼結製ベリライドを造粒原料として用いて、回転電極造粒法により製造した。先ず、Be-Zr-Ti の組成比$Be_{13}Zr_{1-x}Ti_x$に対して、X=0.1，0.3，0.5，0.7，0.9 と組成比をパラメータにして、800℃で 2.5 分間のプラズマ焼結条件で造粒原料となる電極棒を製造した。そして、そのベリライド電極棒を用いて、回転電極造粒法でアーク電流 80A、回転数 6000rpmの条件で造粒した。そして、各々の微小球についてEPMA・SEM装置、XRD装置などを用いて、組成分析などを行った。

3. 結果及びまとめ

$Be_{13}Zr_{1-x}Ti_x$（x=0.1～0.9）組成のベリライド微小球の表面・断面観察した結果、全ての組成比のベリライド微小球においてBe相が存在することが明らかになった。また、Zr組成比（1-ｘ）が 0.1 と 0.3 になると包晶反応から形成されたBe、$Be_{12}Ti$、$Be_{17}Ti_2$相と少量の$Be_{13}Zr$相が確認された。一方、図１に示したように、その比が 0.5、0.7、0.9 になることによって細かい組織である$Be_{13}Zr$相が形成されていることが確認できた。本発表ではこれらより詳細な微小球性状について報告する。

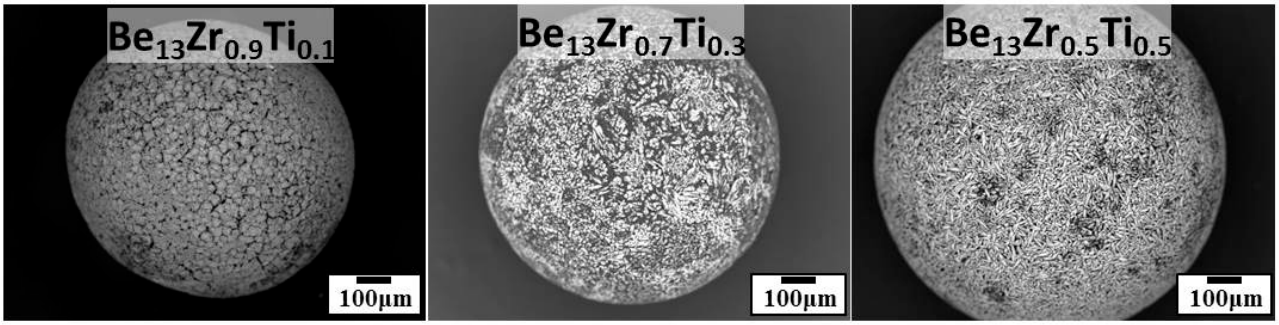


図１． Be-Zr-Ti の 3 元系ベリライド微小球の表面写真

*Jae-Hwan Kim[1], Petr Kurinskiy, Suguru Nakano, Yoshiaki Akatsu, Masaru Nakamichi

*National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology

Status of R&D of advanced neutron multiplier in ITER-BA activity (24) Optimization study on $Be_{12}V$ pebble granulation

*Petr Kurinskiy[1], Jae-Hwan Kim[1], Suguru Nakano[1], Yoshiaki Akatsu[1], Masaru Nakamichi[1]

[1]QST, Fusion Energy Research & Development Directorate, Rokkasho Fusion Institute

Beryllium intermetallic compounds (beryllides) are, currently, the most promising materials as advanced neutron multipliers in Japan and the EU in the DEMO R&D of the International Fusion Energy Research Centre (IFERC) project as a part of Broader Approach (BA) activities. In this study, granulation yield properties and characterization of $Be_{12}V$ pebbles will be reported.

Keywords: neutron multiplier, beryllide, granulation

1. Introduction

Spherical $Be_{12}V$ pebbles having the sizes of about 1mm were fabricated using Rotating Electrode Method (REM). The influence of the rotation speed of Be-V rods under constant discharge current on the yield properties of granulation process is presented.

2. Summary

2-1. Experimental

Be-V rods were centrifugally melted using W electrode in the chamber of REM apparatus in atmosphere of high-purity helium (Fig. 1). Rotation speeds equaled to 4500, 5000 and 5500 rpm were used to melt, consequently, two electrodes under each condition while current value remained 60A. Estimated yield properties are shown in Fig. 2.

2-2. Characterisation

Investigation of microstructure and analysis of the yield properties of REM process are presented in this work. X-Ray diffraction technique and electron probe microanalyser were applied for study of microstructural characteristics. Additionally, densities of fabricated beryllide pebbles were defined by the immersion method.

3. Conclusion

Optimization of the granulation parameters of Be-V rods from the point of view of the improvement of the yield of obtained beryllide pebbles is presented and discussed.

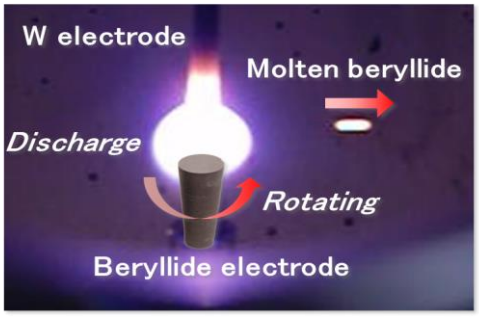


Fig. 1 Schematic view of REM apparatus

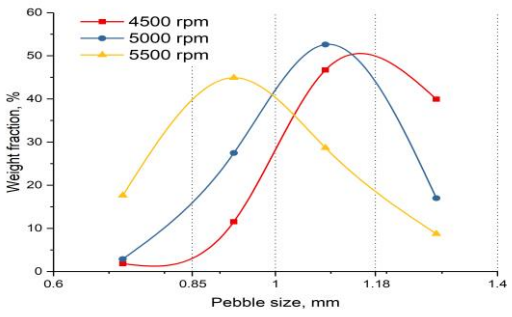


Fig. 2 Yield properties of Be-V pebbles using 60A current

ITER-BA 活動における先進中性子増倍材料の研究開発の現状

(25) 先進中性子増倍材としてのベリライドの予備的な熱特性評価

Status of R&D of advanced neutron multiplier in ITER-BA activity

(25) Preliminary thermal properties of beryllides as advanced neutron multiplier

*中道　勝[1]，金　宰煥[1]，クリンスキー　ピーター[1]，中野　優[1]，赤津　孔明[1]

*量子科学技術研究開発機構

高温での安定性に優れたベリリウム金属間化合物(ベリライド)の製造技術の開発研究及びその特性評価を進めている。本発表では、ベリライドの特性評価の一環として実施した、微小球充填特性及び有効熱伝導率測定について報告する。

キーワード：DEMO，ベリライド、微小球、充填特性、有効熱伝導率

1. 緒言

原型炉（DEMO）開発に向けた先進中性子増倍材料として、高温での安定性に優れたベリライドの製造技術の開発研究及びその特性評価を ITER-BA 活動を中心に進めている。今回は、ベリライド微小球の充填特性及び有効熱伝導率測定の結果などについて報告する。

2. 実験法

ベリライド微小球は、組成の均質化熱処理が不要で直接単相の微小球が造粒可能な $Be_{12}V$ 組成を選定した。プラズマ焼結製 $Be_{12}V$ 電極棒を原料として、回転電極法によって直径約 1mm の $Be_{12}V$ 微小球を造粒した。本試験では、まず $Be_{12}V$ 微小球の振動充填特性について調べた。内径 70mm で高さ 90mm の充填容器に $Be_{12}V$ 微小球を約 500g 充填し、微小球が流動する振動を与えて、充填率の変化を調べた。最初に荷重を加えない無負荷で振動充填し、充填率が一定になったのを確認した後、微小球充填層上部に約 2kg の重しを乗せて、振動充填を継続して充填率の変化を調べた。

3. 結果及びまとめ

$Be_{12}V$ 微小球を、充填容器に振動を与えずに自然充填した直後では 57.2%PF であった。次に、微小球充填層に荷重を加えず無負荷で振動のみを加えた結果、59.9%PF まで上昇した。そして、充填率が一定になったところで、重しを乗せて充填層を振動させた結果、最終的には、60.3%PF となった。発表においては、本充填体を用いた $Be_{12}V$ 微小球の有効熱伝導率の測定結果についても報告する。

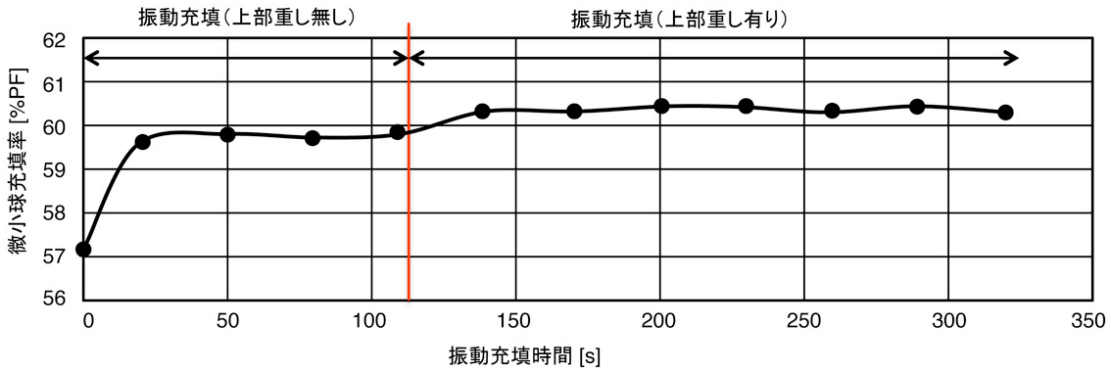


図１．微小球充填層上部への荷重無負荷及び負荷時における振動充填による微小球充填率の変化

*Masaru Nakamichi, Jae-Hwan Kim, Petr Kurinskiy, Suguru Nakano, Yoshiaki Akatsu

*National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology

Oral presentation | V. Fusion Energy Engineering：501-2 Fusion Reactor Material Science (Reactor and Blanket Materials, Irradiation Behavior)

Thu. Sep 14, 2017 4:35 PM - 6:30 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 7:35 AM - 9:30 AM UTC | Room O Seminar room 1- Frontier Research in Applied Sciences Building

[2O17-23] Fusion Reactor Materials (Divertor Material, Tungsten)

Chair:Ken-Ichi Fukumoto (Univ. of Fukui)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[2O17] Application of Friction-Stir Processing (FSP) on CuCrZr-alloy

*Dai Hamaguchi[1], Yoshiaki Morisada[2], Hidetoshi Fujii[2], Hiroyasu Tanigawa[1] (1. QST, 2. Osaka University)

4:50 PM - 5:05 PM JST | 7:50 AM - 8:05 AM UTC

[2O18] Low temperature joining of tungsten and isotropic graphite

*Tatsuya Hinoki[1], Kanjiro Kawasaki[1], Fujio Shinoda[1], Yuji Hatano[2], Masayuki Tokitani[3] (1. Kyoto University, 2. The University of Toyama, 3. National Institute for Fusion Science)

5:05 PM - 5:20 PM JST | 8:05 AM - 8:20 AM UTC

[2O19] Recrystallization behavior of pure tungsten and its alloys by long-term annealing at high temperature.

*kohei tsuchida[1], taehyun hwang[1], takeshi miyazawa[1], makoto fukuda[2], shuhei nogami[1], akira hasegawa[1] (1. TOHOKU Univ., 2. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology.)

5:20 PM - 5:35 PM JST | 8:20 AM - 8:35 AM UTC

[2O20] Tungsten material characterization by laser ultrasonics

*Heun Tae Lee[1], Sosuke Ando[1], Yoshio Ueda[1] (1. Osaka Unversity)

5:35 PM - 5:50 PM JST | 8:35 AM - 8:50 AM UTC

[2O21] Clustering behavior of transmutation elements in Tungsten and its alloys during fission reactor irradiation

*TAEHYUN HWANG[1], KEIKO TOMURA[1], NAOKI EBISAWA[1], TAKESHI TOYAMA[1], YASUYOSHI NAGAI[1], AKIRA HASEGAWA[1], MAKOTO FUKUDA[1,2], TAKESHI MIYAZAWA[1], SHUHEI NOGAMI[1] (1. Tohoku university, 2. National Institute of Quantum and Radiological Science and Technology)

5:50 PM - 6:05 PM JST | 8:50 AM - 9:05 AM UTC

[2O22] Irradiation hardening behavior of ion-irradiated tungsten materials

*Takeshi Miyazawa[1], Tsunenori Tabata[1], Taehyun Hwang[1], Makoto Fukuda[2], Akira Hasegawa[1], Shuhei Nogami[1], Hiroyasu Tanigawa[2] (1. Tohoku University, 2. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology)

6:05 PM - 6:20 PM JST | 9:05 AM - 9:20 AM UTC

[2O23] Helium retention behavior in high-temperature simultaneous He-H implanted tungsten

*Qilai Zhou[1], Keisuke Azuma[2], Akihiro Togari[2], Miyuki Yajima[3], Masayuki Tokitani[3], Suguru Masuzaki[3], Naoaki Yoshida[4], Yuji Hatano[5], Takumi Chikada[1], Yasuhisa Oya[1] (1. Faculty of Science, Shizuoka Univ., 2. Graduate School of Science, Shizuoka Univ., 3. National Inst. for Fusion Science, 4. RIAM, Kyushu Univ., 5. Hydrogen Isotope Res. Cen., Univ. of Toyama)

6:20 PM - 6:30 PM JST | 9:20 AM - 9:30 AM UTC

Time reserved for Chair

摩擦攪拌プロセス（FSP）を用いたクロムジルコニウム銅合金の改質

Application of Friction-Stir Processing on CuCrZr-alloy

*濱口　大[1]，森貞 好昭[2]，藤井 英俊[2]，谷川 博康[1]

[1]量子科学技術研究開発機構，[2]大阪大学

ITER および DEMO 核融合炉におけるダイバータ等プラズマ対向機器のヒートシンク材としての使用を想定したクロムジルコニウム銅合金の課題である耐照射性の向上と製造時の組織不均一性の解消を目的として、表面改質法の一つである摩擦攪拌プロセス（FSP）を応用した ITER-Gr に準拠したクロムジルコニウム銅合金の改質と FSP 加工条件の最適化を行った。

キーワード：ダイバータ，クロムジルコニウム銅，摩擦攪拌プロセス，耐照射性

1. 緒言

時効析出硬化型の合金であるクロムジルコニウム銅合金（ITER-Gr）は、強度と熱伝導性の観点より ITER や DEMO のダイバータ冷却管材としての使用が想定されている。クロムジルコニウム銅は均質な組織を得るための製造時熱履歴制御要求が非常に厳しい事に起因する製品品質のバラツキや、異材接合を要するコンポーネントの製作に伴う入熱によって強度特性が損なわれ、それを回復させる為にコンポーネント自体の再熱処理が必要となる等の課題がある。また、中性子照射影響についても、150℃以下の照射では非常に低い照射量でも顕著な照射硬化と一様伸びの喪失が問題となっている[1]。そこで本研究では、表面改質法の一つである摩擦攪拌プロセス（FSP）に着目し、結晶粒の微細化と組織改良による耐照射性向上と機械的強化を目的として、クロムジルコニウム銅合金の改質および FSP 加工条件の最適化を行った。

2. 実験および結果

これまで、銅材料に対する最適な FSP 加工条件の策定を目的として、OFC 純銅板材に対し FSP 試験を行ってきた。その結果、OFC 銅ではツール（回転工具）の回転速度が 200～300 RPM で組織が最も微細化され且つ硬化量が最大となる事を確認した。また、プロセス中に液体 CO_2 を用いて強制冷却を行う事で更に結晶粒が微細化される事も明らかとした。そこで本研究では、純銅で得られた条件を基にクロムジルコニウム銅合金に対する FSP 加工条件の策定とその評価を行った。FSP 試験に先立ち、まず ITER-Gr に準拠した性能を有するクロムジルコニウム銅合金の板材を製作した。試験には、980℃で溶体化処理を行ったのみの材料（未時効材）と、溶体化処理後 1℃/s 以上の速度で冷却し、475℃で 3 時間の時効処理を行った材料（時効処理材）を用いた。FSP 試験の結果、未時効材は純銅と同様の加工条件で、同様の微細粒化と硬化が達成される事を確認した。しかし、時効処理材では純銅と同様のツール回転速度では加工が上手く行かず、多くの欠陥が導入される事が明らかとなった。その為、ツールの回転速度および荷重等の条件を再検討した結果、ツール回転速度を 500RPM まで上昇させる必要がある事や荷重を 2.0t まで増やす事で欠陥形成を抑制できる事、また、加工中に強制冷却を行うと逆に欠陥形成が助長される事が確認された。これは時効による析出物の分布と元々結晶粒が微細である事に起因すると考えられる。詳細については本講演にて報告する。

参考文献

[1] M. Li et al. / Journal of Nuclear Materials 393 (2009) 36–46

*Dai Hamaguchi[1], Yoshiaki Morisada[2], Hidetoshi Fujii[2], Hiroyasu Tanigawa[1]

[1] National Institute of Quantum and Radiological Science and Technology, [2] Osaka University

タングステンと等方性黒鉛の低温接合

Low Temperature Joining of Tungsten and Isotropic Graphite

*檜木 達也[1]，川崎 寛治郎[1]，篠田 富士雄[1]，波多野 雄治[2]，時谷 政行[3]

[1]京都大学，[2]富山大学，[3]核融合科学研究所

核融合炉ダイバータ材料として、黒鉛とタングステンの接合技術開発を行った。各種タングステンの再結晶の上限温度以下という比較的低温での、タングステンと等方性黒鉛の接合に成功した。

キーワード：ダイバータ，タングステン，グラファイト，接合

1. 緒言

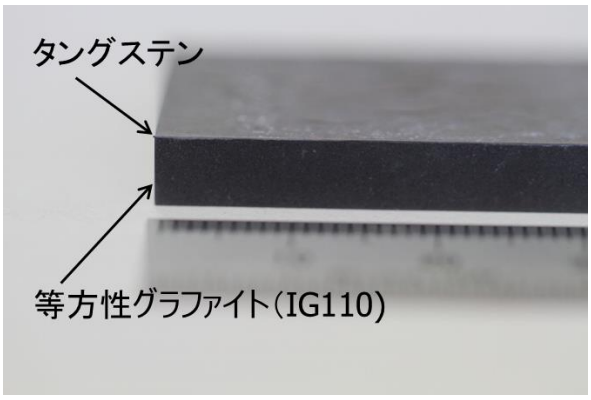
黒鉛は、高温強度、低放射化特性、高熱伝導度等の特性から多くの核融合実験装置でダイバータ材料として使用されてきたが、プラズマによるスパッタリングやトリチウム保持等の問題から、耐スパッタリング特性に優れ、水素同位体との化学的親和性が低く、高融点、高熱伝導のタングステンが期待されている。LHD ではダイバータに黒鉛が用いられており、黒鉛内に打ち込まれたトリチウムの滞留および炭素のスパッタに伴う共堆積層形成がトリチウム蓄積を支配すると予測される。タングステンの使用によりトリチウム蓄積量の低減が可能であるが、技術の連続性、調達コストや重量を考慮すると、従来の黒鉛上にタングステン層を形成することが現実的である。本研究では、タングステンと黒鉛の接合技術開発を目的とした。

2. タングステンと黒鉛の接合方法

タングステンは高融点材料であるが、再結晶温度以上での脆化が懸念される。純タングステンであれば、1000℃以上での脆化が懸念されるが、レニウムやカリウムの添加により 1500℃程度までは脆化を抑制することが可能とされている。本研究では、純タングステンやタングステンレニウムと等方性グラファイトを用いて、～1800℃、20MPa の条件でホットプレスによる接合を行った。接合後の断面は走査形電子顕微鏡を用いて観察を行った。

3. 結言

タングステンと等方性グラファイトの直接の拡散接合では、1800℃、20MPa の条件でも接合することはできなかった。このため、タングステンと等方性グラファイトの間に添加物を加え、1500℃以下での接合を試みた。図は、添加物を用いて、1350℃で接合を行った結果であり、1500℃以下でのタングステンと等方性グラファイトとの接合に成功した。



図：1350℃で接合したタングステンと等方性グラファイト

謝辞

本研究成果の一部は核融合科学研究所の LHD 共同研究（NIFS14KOBF029）により得られたものである。

---

*Tatsuya Hinoki[1], Kanjiro Kawasaki[1], Fujio Shinoda[1], Yuji Hatano[2] and Masayuki Tokitani[3]

[1]Kyoto Univ., [2]The Univ. of Toyama, [3]NIFS

高温長時間保持による W および W 合金の再結晶挙動

Recrystallization behavior of pure tungsten and its alloys by long-term annealing at high temperature.

*土田 航平[1]，黄 泰現[1]，宮澤 健[1]，福田 誠[2]，野上 修平[1]，長谷川 晃[1]

[1]東北大学，[2]現量子科学技術研究開発機構

本研究では、ダイバータ機器への適用を目指したタングステン（W）、および W 合金の高温長時間保持による再結晶挙動を調査することを目的とした。800 ℃、および 1100 ℃にて 3000 時間までの熱処理を行った試料に対して、EBSD 装置による組織解析を行い、その結果、合金化により再結晶が抑制されたと分かった。

キーワード：タングステン，タングステン合金，ダイバータ，再結晶

1. 緒言

W 材料の中性子照射効果を明らかにするための日米協力事業（PHENIX 計画）により、米国の HFIR にてタングステン（W）および W 合金に対する中性子照射実験が行われた。照射温度は 500、800、1100 ℃であり、照射期間は 3 サイクル（約 3 ヶ月、約 1 dpa）であった。試験結果の詳細な分析には、非照射環境で同温度、同期間で熱処理した試料のデータ等も必要である。本研究は、中性子照射に使用した W および W 合金の熱履歴による再結晶等に伴う組織の変化を調査し、非照射環境下における回復および再結晶の挙動に対する合金化の影響を明らかにすることを目的として行った。

2. 実験方法

供試材は、(株)アライドマテリアルにより粉末焼結及び熱間圧延で作製された純タングステン(Pure W)、カリウムドープタングステン(K-doped W)、およびカリウムドープタングステン 3 wt.%レニウム添加合金(K-doped W-3%Re)の板材を用いた。これらの試料は板材に加工後、900 ℃にて 20 分間の応力除去熱処理を行ったもので、これを「受け入れまま材」とした。その後、真空封入した石英管中で、800 ℃および 1100 ℃で各々3000 時間の等温熱処理を行った。熱処理後にビッカース硬さ測定や FE-SEM の EBSD 法による粒径や集合組織の解析を行った。

3. 結果・考察

右図は各材料の受け入れまま材、及び 1100 ℃にて 3000 時間熱処理した試料の横方向断面（TD 面）を、EBSD 解析して得られた IPF 図である。図より、受け入れまま材の各材料の結晶粒は、圧延方向に延伸し、内部の方位がまだらな状態だと分かる。1100 ℃で 1 時間熱処理後の試料には、ほぼ変化がなかったが、Pure W と K-doped W は、3000 時間の熱処理後に、形状が等軸の結晶粒組織に変化した。これより、両材料は 3000 時間の熱処理により再結晶したことが分かった。一方で K-doped W-3%Re はほとんど再結晶しておらず、合金化により、再結晶が抑制されたと考えられる。講演では上記に加え、硬さの回復への熱処理温度の影響や、加工方向による材料組織や粒径の変化を調査した結果を報告する。

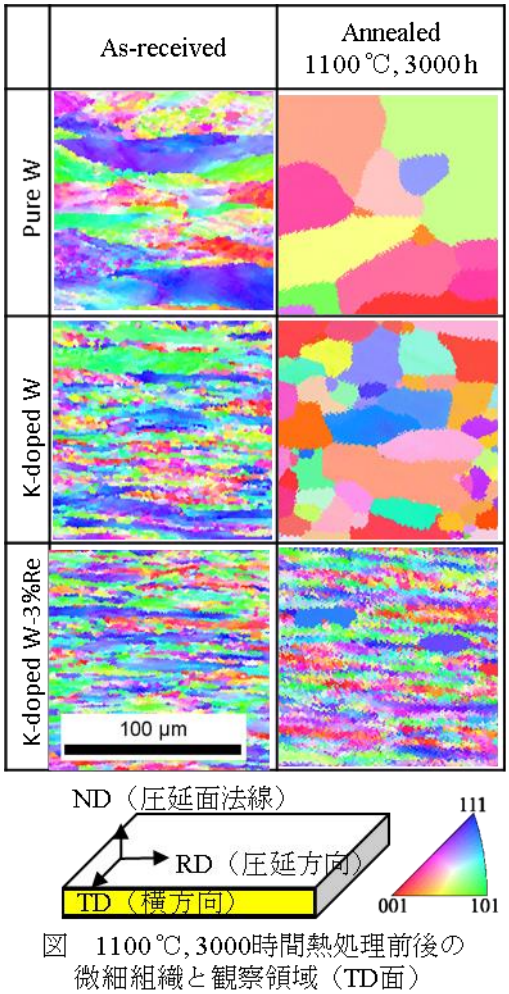


図　1100℃, 3000時間熱処理前後の微細組織と観察領域（TD面）

* Kohei Tsuchida[1], Taehyun Hwang[1], Takeshi Miyazawa[1], Makoto Fukuda[2], Shuhei Nogami[1] and Akira Hasegawa[1]

[1]Tohoku Univ., [2]National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology.

レーザー超音波法によるタングステン材の特性の評価

Tungsten material characterization by laser ultrasonics

安藤　颯介[1]，*Lee Heun tae[1]，　上田　良夫[1]

[1]大阪大学大学院工学研究科

核融合炉に使用されるタングステン材料の特性評価のために、レーザー超音波法を用いた弾性波速度解析から先進 W 繊維強化複合材料の機械的特性を測定した。また実際の W モノブロックに発生した亀裂に対してその深さ分布をレイリー波を用いて評価した。

キーワード：タングステン、レーザー超音波、機械的特性、亀裂検出

1. 緒言

ITER ではダイバータのプラズマ対向材料として、タングステン(W)を用いることが検討されている。しかし W は広い温度域で脆性を示す材料であり、繰り返しの高い熱負荷を受けることで疲労や再結晶化により亀裂が発生することが報告されている[1]。そこで W に代わる高靭性材料として先進 W 繊維複合材(W_f/W)がユーリッヒ総合研究機構で開発されている[2]。しかし一般に複合材料では、その熱機械特性は製造過程の影響を大きく受ける。本研究ではレーザー超音波法を用いて、W_f/W の弾性率の温度依存性を測定し、W と比較することでファイバーやインターフェイスが弾性率に及ぼす影響を調べた。また実際に W モノブロックに生じた亀裂の深さ分布をレーザー超音波を用いて測定し、亀裂の検出技術について評価した。

2. 実験

焼結温度が異なる純 W(W_1 と W_2)と界面の酸化イットリウムの厚さが 1μm(W_fW_1)と 2.5μm(W_fW_2)の W_f/W の 4 つの試料を用いた。これらは放電プラズマ焼結法(SPS)により作成され、比較のために 99.99%多結晶 W 試料(Ref W)も使用した。これらの試料に 25℃から 450℃の温度域で、パルス幅 10ns の Nd:YAG レーザーを用いて弾性波を発生させ、レーザー振動計を用いて非接触に表面変位を計測して、縦弾性波速度と横弾性波速度を測定した[3]。さらに弾性率の関係式を用いてヤング率を計算した。また亀裂の入った W モノブロックの表面にパルスレーザーによってレイリー波を励起し、亀裂により反射する波をレーザー振動計で観測し、亀裂方向にスキャンすることで亀裂の深さ分布を測定した。

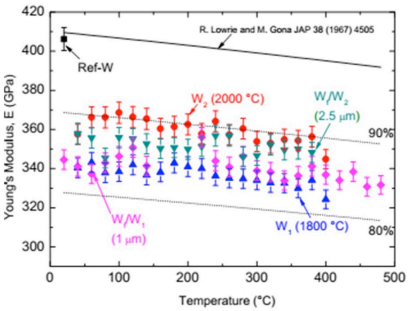


図 1.各 W 試料の弾性波速度から計算したヤング率の温度依存性

3. 結果・考察

レーザー超音波法により測定した各試料のヤング率の温度依存性を図 1 に示した。W_f/W は純 W に比べて弾性波速度は遅くなるが、Y_2O_3 膜において弾性波速度は速くなるという結果が得られた。また SPS により作成した試料のヤング率は多結晶タングステンの 80-90%となったが、その 25-450℃における温度依存傾向は似ているという結果が得られた。モノブロック表面に励起したレイリー波の伝播の様子を図２に示した。亀裂での反射波の振幅は場所によって変化し、亀裂が冷却管に到達している側での振幅は大きくなっていることから、亀裂の深さと反射波の振幅は正の相関があると考えられる。

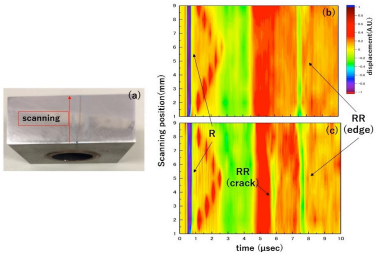


図 2.(a)亀裂の入った W モノブロックと(b)亀裂なし、(c)亀裂ありの W モノブロックでのレイリー波伝播の表面

参考文献

[1] T. Hirai, S. Panayotis, et al., Nuclear Materials and Energy, in press (2016)
[2] Coenen J W, Mao Y, Almanstötter J, et al., Fus. Eng.&Design, in press (2016)
[3] Aussel J D, and Monchalin J P, Ultrasonics 27, 165 (1989)

Sosuke Ando[1], *Heun Tae Lee[1], Yoshio Ueda[1]

[1]Graduate School of Engineering, Osaka University

原子炉照射した純タングステンとタングステン合金における核変換元素のクラスター形成挙動

Clustering behavior of transmutation elements in Tungsten and its alloys during fission reactor irradiation

*黄　泰現[1]、戸村　恵子[1]、海老澤　直樹[1]、外山　健[1]、永井　康介[1]、長谷川　晃[1]、福田　誠[1,2]、宮澤　健[1]、野上　修平[1]

[1]東北大学, [2]量子科学技術研究開発機構

熱中性子束密度が大きく異なるため、(*n*, γ) 反応による核変換量が異なる常陽と HFIR で W 試料に対し、中性子照射した。アトムプローブを用いて試験片中の核変換元素（Re, Os）の生成量と Re クラスターの形成挙動を調査し、照射硬化に及ぼす照射欠陥集合体と Re クラスターの形成挙動について考察した。

キーワード：タングステン合金、中性子照射、アトムプローブ、照射誘起偏析

1. 緒言

核融合炉プラズマ対向機器であるダイバータの候補材料として、タングステン(W)が考えられている。W は中性子照射により、微細組織の変化及び核変換による組成変化が起き、照射硬化や脆化を引き起こす。これまで原子炉での中性子照射によって生成するはじき出し欠陥と、(*n*, γ) 反応で生ずるレニウム(Re)やオスミウム(Os)など固体核変換元素の相乗効果で照射誘起析出や照射硬化の促進が報告されているが、そのメカニズムは明らかになっていない。本研究では、核変換量（熱中性子束）の異なる原子炉で照射した W と W−Re 合金について、アトムプローブによる分析を行って、照射欠陥集合体形成に及ぼす固体核変換元素の影響を調べることを目的として行った。

2. 実験方法

本研究で使用した試料は、当研究室でアーク溶解によって作製した純 W と W−10%Re 合金のインゴットと Plansee 社製の純 W と W−10%Re 合金の 0.15 mm の板材である。試料は照射前に熱処理をそれぞれ 1400℃ /1 hr と 1300℃ / 1hr 行った。中性子照射は日本原子力研究開発機構の高速実験炉常陽と、オークリッジ国立研究所の高中性子束同位体炉 HFIR で行った。照射量と照射温度は常陽では 0.44 dpa / 531℃および 0.96 dpa / 538℃であり、HFIR では 1 dpa / 500℃であった。照射試料は東北大学金属材料研究所附属量子エネルギー材料科学国際研究センターにある FIB を用いて針状の試験片に加工し、Local Electrode Atom Probe (LEAP）を用いて分析を行った。

3. 結果

常陽で 0.96 dpa / 538℃照射した純 W と HFIR で 1 dpa / 500℃照射した純 W をアトムプローブで分析した結果、両試料にはクラスターが形成されていることが観察された。HFIR で照射した純 W とは異なり、常陽で照射した純 W では TEM で析出物が観察されてなかった。

未照射の W-10%Re 合金には Re のクラスターは観察されなかった。常陽および HFIR 照射した W-10%Re 試料では Re が濃化したクラスターが両方形成され 1 ～ 10 nm の大きさで、約 $9 \times 10^{23}/m^3$ の数密度で分布していることが観察された。発表当日には、核計算によって求めた核変換元素の濃度との比較や、Re クラスター中の W、Re、Os の濃度と、析出物および欠陥集合体との関係については講演で報告する。

---

*Hwang Taehyun[1], Tomura Keiko[1], Ebisawa Naoki[1], Toyama Takeshi[1], Nagai Yasuyoshi[1], Hasegawa Akira[1], Fukuda Makoto[1,2], Miyazawa Takeshi[1] and Nogami Shuhei[1]

[1]Tohoku Univ., [2]The National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology.

重イオン照射したタングステン材料の照射硬化挙動

Irradiation hardening behavior of ion-irradiated tungsten materials

*宮澤健[1]、田畠恒紀[1]、黄泰現[1]、福田誠[2]、長谷川晃[1]、野上修平[1]、谷川博康[2]

[1]東北大学，[2]量子科学技術研究開発機構

W 材料に対して自己イオンである W イオン照射による硬化挙動と、その挙動に及ぼす合金化の影響を明らかにすることを目的とした。照射温度 500℃及び 800℃ともに、Pure W 及び W 合金は照射による硬化が起こり、0.2～1 dpa 程度で硬化量がほぼ一定値となり飽和する傾向が得られた。

キーワード：プラズマ対向機器用材料、照射硬化、ナノインデンテーション試験

1. 緒言

核融合炉プラズマ対向機器用材料として期待されているタングステン(W)は、中性子照射を受けることによって微細組織や機械特性が変化し、照射脆化すると予想されている。このため、機器の構造健全性を評価するためには W の照射による機械特性変化の調査が必須である。しかしながら、実機相当の高損傷量を原子炉における中性子照射で実現し､W の合金化の影響を調査することは制御性･損傷速度等の観点から難しい。そこで、重照射領域のデータや新材料と従来材を比較した耐照射特性の検討においては、短時間で多くの損傷量を導入できる重イオン照射を用いることが有効であると考えられる。本研究では、W および W 合金に対して W イオン照射による硬化挙動と、その挙動に及ぼす合金化の影響を明らかにすることを目的とした。

2. 実験方法

供試材には、(株)アライドマテリアル社製の粉末焼結と熱間加工により板材とし、その後 900 ℃で 20 分間の応力除去熱処理を施した Pure W、K-doped W、W-3%Re および K-doped W-3%Re を用いた。重イオン照射には量子科学技術研究開発機構 高崎量子応用研究所の 3 MV タンデム加速器を使用して、18 MeV の W^{+6} イオンを照射した。照射温度は 500℃及び 800℃であり、損傷量は 0.1～8 dpa の範囲である。SRIM による計算結果に基づき、試料表面から 500 nm の深さにおけるはじき出し損傷量を公称値とした。ナノインデンテーション硬さ試験は室温で実施し、押込み深さは損傷領域を含みかつ照射領域を超えない 0.3 μm とした。

3. 結果・考察

本研究で実施した重イオン照射において、照射温度 500℃及び 800℃ともに、Pure W 及び W 合金は照射による硬化が起こり、0.2～1 dpa 程度で硬化量がほぼ一定値となり飽和する傾向が得られた。Pure W 及び W-3Re 合金では、1 dpa までの硬化量の増加は TEM 観察により、はじき出しによるボイド形成と転位ループにより生じたことが分かっている。重照射領域での硬化の飽和は欠陥の生成と再結合、シンクへの消滅が釣り合うようになり、各欠陥濃度が定常に達したため生じたと考えられる。講演では、それぞれの W 合金の照射硬化挙動の特徴を考察し、それらのメカニズムを議論する。

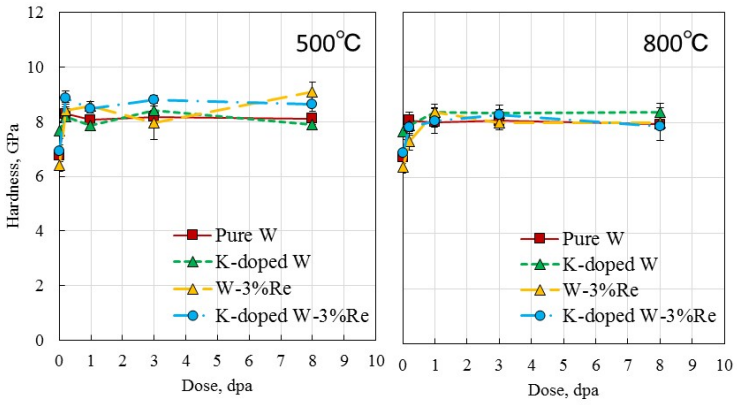


図1 ナノインデンテーション硬さの損傷量依存性

---

* Takeshi Miyazawa[1], Tsunenori Tabata[1], Taehyun Hwang[1], Makoto Fukuda[2], Akira Hasegawa[1], Shuhei Nogami and Hiroyasu Tanigawa[1]

[1]Tohoku Univ., [2]National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology.

ヘリウム・水素高温同時照射下におけるタングステン中のヘリウム滞留挙動

Helium retention behavior in high-temperature simultaneous He-H implanted tungsten

*周啓来[1]、東奎介[2]、戸苅陽大[2]、矢嶋美幸[3]、時谷政行[3]、増崎貴[3]、吉田直亮[4]、波多野雄治[5]、近田拓未[1]、大矢恭久[1]

[1]静大理、[2]静岡大院、[3]核融合研、[4]九大応力研、[5]富山大水素研

タングステン中のヘリウム滞留挙動を理解するため、ヘリウムと水素を高温下で同時照射し、照射温度の変化による He 滞留挙動への影響を検討した。3.0 keV He^+-1.0 keV H_2^+同時照射では、材料表面付近に捕捉される He が増加した。また、照射温度が 573~773 K に上昇すると、He 滞留挙動に及ぼす水素の影響が低減することが示唆された。

キーワード：ヘリウム滞留、高温、ヘリウム・水素同時照射、ヘリウムバブル

1. 緒言

核融合炉のプラズマ対向材であるタングステン(W)には、炉運転時に水素同位体および D-T 核融合反応によって生成したヘリウム(He)が同時に照射される。同時照射下における W 中の He 滞留挙動を解明することは、実炉環境下での不純物制御の観点からも重要である。また、高温下では He バブルの形成によって燃料である水素同位体滞留挙動に影響することが知られているが、高温 He-H 同時照射下における He 滞留およびその放出挙動については十分明らかになっていない。そこで本研究では、He と水素同位体を室温及び高温下で同時照射した W 試料に対して昇温脱離法（R.T.~1700 K）および TEM 観察を行い、照射温度が He 滞留挙動へ及ぼす影響を検討した。

2. 実験

アライドマテリアル社製歪取加工 W 試料（直径 10 mm、厚さ 0.5 mm）に対して 3.0 keV He^+および 1.0~3.0 keV H_2^+を同時照射した。He フルエンスを 1.0×10^{21} He^+m^{-2} に固定し、H/He フラックス比を 5.5~15 の範囲で変化させ、照射温度 R.T. ~ 773 K にて行った。その後、TDS を行い、W 中の He 滞留挙動を評価した。

3. 結果・考察

図に R.T. ~ 773 K 照射温度で H/He フラックス比 10 にして He-H 同時照射を行った He TDS スペクトルを示す。室温照射試料では 900 K、1300 K、1500 K 付近に三つの主要な放出ピークが見られた。照射温度が 573 ~ 673 K になると、900 K のピークが低温側にシフトし、1300 K のピークが減少した。このことから、高温照射時では、転位ループは表面への拡散し回復することが示唆された。さらに、673 K で照射した試料では、He バブルが成長し、高温側に放出ピークが見られた。照射温度が 773 K になると、低温のピークは現れず、He 単独照射のように高温側のみに放出ピークが見られた。このことから、低エネルギー水素照射によって W 表面での He 滞留が促進される一方で、高温照射ではこの促進効果が低減することが示唆された。

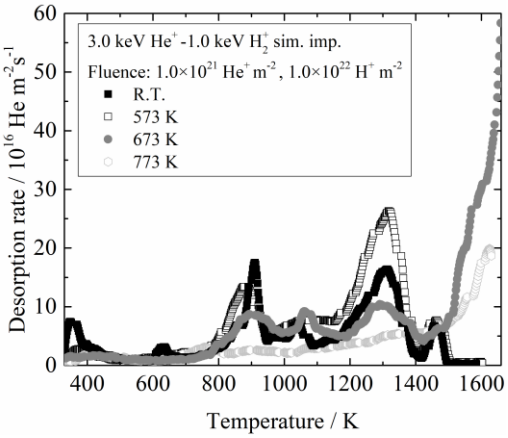


図　各試料における He TDS スペクトル

*Qilai Zhou[1], Keisuke Azuma[2], Akihiro Togari[2], Miyuki Yajima[3], Masayuki Tokitani[3], Suguru Masuzaki[3], Naoaki Yoshida[4], Yuji Hatano[5], Takumi Chikada[1] and Yasuhisa Oya[1]

[1]Fac. of Sci., Shizuoka Univ., [2]Grad. Sch. Integrated Sci. Technol., Shizuoka Univ., [3]NIFS, [4]RIAM Kyushu Univ., [5]HIRC Univ. of Toyama.

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：401-1 Basic Properties

Thu. Sep 14, 2017 9:30 AM - 10:55 AM JST | Thu. Sep 14, 2017 12:30 AM - 1:55 AM UTC | Room P Seminar room 2 - Frontier Research in Applied Sciences Building

[2P01-05] Properties of Control Rod Materials

Chair:Mutsumi Hirai (NFD)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2P01] Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors

(1)Project Overview

*Hidemasa Yamano[1], Toshihide Takai[1], Tomohiro Furukawa[1], Yuki Emura[1], Masaki Kurata[1], Hideo Higashi[2], Hiroyuki Fukuyama[2], Tsuyoshi Nishi[3], Xiaoxing Liu[4], Masahiro Furuya[5] (1. JAEA, 2. Tohoku Univ., 3. Ibaraki Univ., 4. Kyushu Univ., 5. CRIEPI)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2P02] Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors

(2)Thermophysical Properties of 5mass%B_4C-SS Eutectic Materials in the Solid State

*Toshihide Takai[1], Tomohiro Furukawa[1], Hidemasa Yamano[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[2P03] Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors

(3)Density and Surface Tension of 5mass%B_4C-SS Eutectic Molten Material

*Hiroyuki Fukuyama[1], Hideo Higashi[1], Hidemasa Yamano[2] (1. Tohoku univ., 2. JAEA)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[2P04] Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors

(4)Emissivity, Heat Capacity and Thermal Conductivity of 5mass%B_4C-SS Eutectic Molten Material

*Hideo Higashi[1], Hiroyuki Fukuyama[1], Hidemasa Yamano[2] (1. IMRAM, 2. JAEA)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[2P05] Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors

(5)Viscosity Measurement of 5mass%B_4C-SS Eutectic Molten Material

*Tsuyoshi Nishi[1], Hiromichi Ohta[1], Hidemasa Yamano[2] (1. Ibaraki University, 2. Japan Atomic Energy Agency)

10:45 AM - 10:55 AM JST | 1:45 AM - 1:55 AM UTC

Time reserved for Chair

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故時の制御棒材の共晶溶融挙動に関する研究 (1) プロジェクト全体概要

Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors
(1) Project Overview

*山野 秀将[1], 高井 俊秀[1], 古川 智弘[1], 江村 優軌[1],倉田 正輝[1],
東 英生[2], 福山 博之[2], 西 剛史[3], 太田 弘道[3], 劉 暁星[4], 守田 幸路[4], 古谷 正裕[5]
[1]日本原子力研究開発機構, [2]東北大学, [3]茨城大学, [4]九州大学, [5]電中研

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故評価において制御棒材の炭化ホウ素とステンレス鋼の共晶溶融反応及び移動挙動を模擬できるようにするため、共晶溶融物の熱物性評価、共晶溶融反応実験及び材料分析、共晶溶融反応に関する物理モデル開発及び実機適用解析を実施する研究プロジェクトを立ち上げた。ここでは、プロジェクト全体概要及び初年度（平成 28 年度）の進捗概要について報告する。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉, 炉心損傷事故, 炭化ホウ素, ステンレス鋼, 共晶溶融反応

1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉の設計コンセプトの一つに、仮に炉心損傷事故(CDA)が起きたとしても設計対策により溶融燃料を原子炉容器内に格納する炉容器内事象終息(IVR)の達成が挙げられている。その IVR を達成するための要件を同定し、設計対策の有効性を評価した結果、制御棒材（中性子吸収材）である炭化ホウ素(B_4C)とステンレス鋼(SS)の共晶溶融反応及び移動挙動が将来の研究課題として摘出された[1]。そこで、これまでの CDA 評価では考慮されていなかった B_4C-SS 共晶溶融反応及び移動挙動を実機解析の中で模擬することを目的として、研究プロジェクトを立ち上げた。本報では、プロジェクト概要として 4 年間の全体計画を述べるとともに、初年度（平成 28 年度）の進捗概要について報告する。

2. 全体計画

B_4C-SS 溶融物の炉心内の再配置は反応度低減に大きな影響を及ぼす[2]。図 1 に着目すべき現象を示すが、本プロジェクトでは、B_4C-SS 共晶溶融反応及び混合・移行挙動を調べることとした。熱物性評価として、B_4C 含有率をパラメータとして年度毎にデータの拡充を図る計画であり、固相（密度、比熱、熱伝導率等）、液相（密度、比熱、熱伝導率、表面張力、粘度等）の物性データを取得する計画である。次に、共晶溶融反応の可視化実験を行い、物理モデル検証のための実験データを得る計画である。また、共晶溶融反応速度を求めるため、B_4C-SS 共晶溶融反応のみならず、B_4C と共晶溶融物、SS と共晶溶融物の反応速度データも取得する計画である。これらの実験データ等を基に、物理モデルを開発して、CDA 解析コード SIMMER-III(SIMMER-IV)にモデルを組み込み、最終的には実機適用解析を行う計画である。

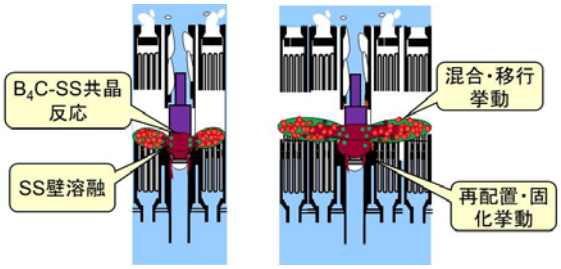


図 1　着目すべき重要現象

3. 平成２８年度進捗概要

B_4C 含有率 5-mass%を対象に、固相及び液相の熱物性データを取得した（第 2 報以降）。共晶溶融反応実験を行い、溶融挙動の可視化及び固化物から移動範囲の同定、並びに材料分析を行った。また、物理モデルの開発及び解析コードへの組み込みを行い、動作確認を実施した。

4. 結言

本研究プロジェクトを概説するとともに、初年度進捗概要を報告した。

*本報告は、経済産業省からの受託事業である「平成 28 年度高速炉国際協力等技術開発」の一環として実施した成果である。

参考文献

[1] T. Suzuki, et al., JNST, 51,493-513 (2014), [2] 山野ら, 動エネシンポ 2016.

*Hidemasa Yamano[1], Toshihide Takai[1], Tomohiro Furukawa[1], Yuki Emura[1], Masaki Kurata[1], Hideo Higashi[2], Hiroyuki Fukuyama[2], Tsuyoshi Nishi[3], Hiromichi Ohta[3], Xiaoxing Liu[4], Koji Morita[4], Masahiro Furuya[5]
[1] Japan Atomic Energy Agency, [2] Tohoku Univ., [3] Ibaraki Univ., [4] Kyushu Univ., [5] CRIEPI

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故時の制御棒材の共晶溶融挙動に関する研究 (2) 5mass%B_4C-SS 共晶物の固相物性測定

Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors
(2) Thermophysical Properties of 5mass%B_4C-SS Eutectic Materials in the Solid State

*高井　俊秀[1]，古川　智弘[1]，山野　秀将[1]
[1]原子力機構

第 4 世代ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故（CDA）における制御棒材（炭化ホウ素：B_4C）と原子炉構造材（ステンレス鋼：SS）の共晶反応挙動を模擬するのに必要な熱物性モデル構築のため、B_4C-SS 共晶物の固相物性評価を行った結果について報告する。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，炭化ホウ素，ステンレス鋼，共晶反応，固相物性

1. 緒言

第 4 世代ナトリウム冷却高速炉の CDA 解析において B_4C と SS の共晶反応及び移行挙動を考慮するため、シビアアクシデント解析コードに組み込む熱物性モデルを開発する必要がある。本報では、このための基盤データとして B_4C-SS 共晶物の固相物性評価を行った結果について報告する。

2. 研究概要

2-1. B_4C-SS 共晶反応試料の合成

固相物性は結晶構造の差異による影響を受けることから、均質かつ緻密な試料形成が期待できるホットプレス法（原料粉末を高温下で加圧・焼結する方法）により試料を合成した。本実験では、原料粉末を所定の重量比（SS：B_4C＝95：5）で採取し、ロッキングミキサーで混合した後に焼結型に充填し、これを真空雰囲気下で 40MPa-950℃の条件下で 3 時間加圧・焼結させ、5mass%B_4C-SS 共晶試料を合成した。試料合成後、化学組成分析、組織観察及び X 線回折を行い、ほぼ狙い通りの B_4C 含有率が得られていること、組織が全体的に均質であること、B_4C と SS の反応生成物が形成されていることを確認した。

2-2. 固相物性測定結果

固相物性測定に先立ち、TG-DTA を用いて合成試料の溶融温度を確認し、固相物性の測定温度範囲を室温から 1000℃までと定めた。

続いてこの温度領域における B_4C-SS 共晶試料の密度、比熱及び熱伝導率を、それぞれ熱膨張法（アルキメデス法）、断熱熱量計法（DSC 法）およびレーザーフラッシュ法により、測定・評価した。熱伝導率の測定結果を図 1 に示す。この図より、5mass%B_4C-SS 共晶試料は、SS より熱伝導率の高い B_4C が添加されたにもかかわらず、SS よりも平均で約 20%低い熱伝導率を示すことが分かった。一方、密度及び比熱については、B_4C と SS の物性値から予想される通り、B_4C 添加により SS と比べて、それぞれ平均で約 5%低く、約 10%高くなる傾向にあることが分かった。

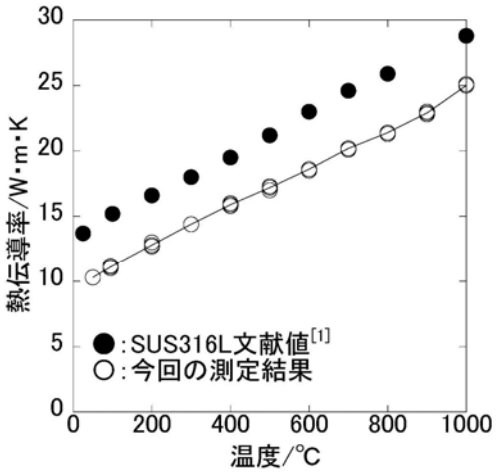


図1　5mass%B_4C-SS共晶試料の熱伝導率

3. まとめ

制御棒材と原子炉構造材の反応挙動を確認するため、B_4C 含有率 5mass%の B_4C-SS 共晶試料を合成し、固相物性測定を実施した。今後、B_4C 含有率の異なる B_4C-SS 共晶試料の物性測定を進めるとともに、それぞれの物性値に対する B_4C 含有率の影響を評価していく予定である。

*本報告は、経済産業省からの受託事業である「平成 28 年度高速炉国際協力等技術開発」の一環として実施した成果である。

参考文献

[1] Aging and Material Reliability Evaluation Group, JNES-RE-2012-0024, Appendix1-38, (2012).

* Toshihide Takai[1], Tomohiro Furukawa[1], Hidemasa Yamano[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故時の制御棒材の共晶溶融挙動に関する研究 (3) 5mass%B_4C-SS 共晶溶融物の密度および表面張力測定

Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors

(3) Density and Surface Tension of 5mass%B_4C-SS Eutectic Molten Material

*福山 博之[1]，東 英生[1]，山野 秀将[2]

[1]東北大学多元物質科学研究所，[2]日本原子力研究開発機構

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故における制御棒材（炭化ホウ素：B_4C）と原子炉構造材（ステンレス鋼：SS）の共晶反応挙動を模擬するのに必要な熱物性モデル構築のため、超高温熱物性計測システム（PROSPECT）により、5mass%B_4C-SS 系融体の密度および表面張力の測定を行った結果について報告する。また、連報(4)では、PROSPECT による同融体の放射率、熱容量、熱伝導率について報告する。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，炭化ホウ素，ステンレス鋼，密度，表面張力

1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故時には、制御棒材（B_4C）と原子炉構造材（ステンレス鋼：SS）との共晶反応による複雑な炉心損傷の様相を呈する。この共晶反応挙動を模擬するためには溶融したB_4C-SS 系融体の熱物性値が必要であるが、高温における融体の熱物性計測は極めて困難であり、信頼できるデータはほとんど存在しない。当研究室では、超高温熱物性計測システム（PROSPECT）[1]を開発している。PROSPECT（図 1）では、電磁浮遊装置に静磁場（超電導磁石）を組み合わせて、表面振動、並進運動や内部の対流が抑制された金属液滴の浮遊状態が得られる。PROSPECT はさらに高速度カメラ、レーザー、真空ポンプ、ガス導入系、放射温度計、酸素センサーを備えたマルチ熱物性計測システムであり、高温融体の密度、表面張力、放射率、熱容量、熱伝導率を測定可能である。本研究では、PROSPECT を適用し、5mass%B_4C-SS 系融体の密度および表面張力を測定したので、その結果について報告する。

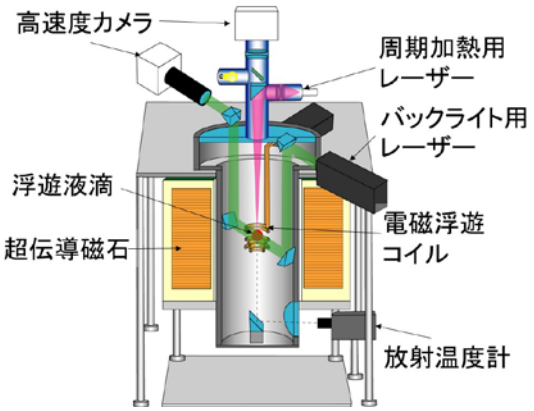


図 1　超高温熱物性計測システム（PROSPECT）

2. 実験および結果

試料には、誘導加熱・急冷法で作製した SS（SUS316L）および 5mass%B_4C-SS を用いた。密度測定では、レーザー光を試料に照射し、高速度カメラを用いて液滴の形状を正確に測定する液滴投影法を採用した。表面張力測定では、静磁場を印加せず、液滴の表面振動を高速度カメラで観察し、その振動数から表面張力を求めた（液滴振動法）。5mass%B_4C-SS 系融体の密度と表面張力は、液相線温度近傍で、それぞれ、6882 $kg \cdot m^{-3}$、1600 $mN \cdot m^{-1}$ であった。

*本報告は、経済産業省からの受託事業である「平成 28 年度高速炉国際協力等技術開発」の一環として実施した成果である。

参考文献

[1] 福山博之，計測と制御, vol. 54 , no. 5 (2015), 303-308.

* Hiroyuki Fukuyama[1], Hideo Higashi[1] and Hidemasa Yamano[2]

[1]Tohoku University, Institute of Multidisciplinary Research for Advanced Materials, [2]Japan Atomic Energy Agency.

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故時の制御棒材の共晶溶融挙動に関する研究 (4) 5mass%B_4C-SS 共晶溶融物の放射率、熱容量および熱伝導率測定

Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors

(4) Emissivity, Heat Capacity and Thermal Conductivity of 5mass%B_4C-SS Eutectic Molten Material

*東 英生[1]，福山 博之[1]，山野 秀将[2]

[1]東北大学多元物質科学研究所，[2]日本原子力研究開発機構

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故における制御棒材（炭化ホウ素：B_4C）と原子炉構造材（ステンレス鋼：SS）の共晶反応挙動を模擬するのに必要な熱物性モデル構築のため、超高温熱物性計測システム（PROSPECT）を用いた非接触レーザー周期加熱カロリメトリ法により、5mass%B_4C-SS 系融体の放射率、熱容量および熱伝導率の測定を行った結果について報告する。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，炭化ホウ素，ステンレス鋼，放射率，熱容量，熱伝導率

1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故時には、制御棒材（B_4C）と原子炉構造材（ステンレス鋼：SS）との共晶反応による複雑な炉心損傷の様相を呈する。この共晶反応挙動を模擬するためには溶融したB_4C-SS 系融体の熱物性値が必要であるが、高温における融体の熱物性計測は困難であり、信頼できるデータはほとんど存在しない。当研究室では、高温融体の高精度熱物性計測に向けた超高温熱物性計測システム（PROSPECT）によるレーザー周期加熱カロリメトリ法[1]を開発している。本研究では、本手法を適用し、5mass%B_4C-SS 系融体の放射率、熱容量および熱伝導率を測定したので、その結果について報告する。

2. 実験方法

試料には、誘導加熱・急冷法で作製した SS（SUS316L）および 5mass%B_4C-SS を用いた。PROSPECT 内に試料をセットした後、真空引きし、Ar-5vol%H_2 ガスで置換した。試料を浮遊、溶融させた後、放射温度計を用いて試料温度を測定した。試料の温度は液相線温度で補正を行った。試料の垂直分光放射率は試料からの輝度を分光器で測定することによって求めた。また、熱容量および熱伝導率は、レーザー周期加熱カロリメトリ法により測定した。垂直分光放射率および熱容量測定では静磁場を 3 T 印加することにより試料の表面振動および並進運動を抑制し、熱伝導率測定では 8 T 印加して試料の内部対流を抑制して真の熱伝導率を得た。

3. 結果

5mass%B_4C-SS 系融体の垂直分光放射率には明確な温度依存性はみられず、0.19±0.03（波長 940 nm）であった。熱容量においても明確な温度依存性はみられず、679±43 $J \cdot kg^{-1} \cdot K^{-1}$ であった。熱伝導率ではゆるやかな正の温度依存性がみられ、液相線温度近傍では、30 $W \cdot m^{-1} \cdot K^{-1}$ であった。

*本報告は、経済産業省からの受託事業である「平成 28 年度高速炉国際協力等技術開発」の一環として実施した成果である。

参考文献

[1] H. Kobatake, H. Fukuyama, T. Tsukada and S. Awaji, Meas. Sci. Technol. 21 (2010) 025901 (9pp).

*Hideo Higashi[1], Hiroyuki Fukuyama[1] and Hidemasa Yamano[2]

[1]Tohoku University, Institute of Multidisciplinary Research for Advanced Materials, [2]Japan Atomic Energy Agency.

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故時の制御棒材の共晶溶融挙動に関する研究 (5) 5mass%B_4C-SS 共晶溶融物の粘度測定

Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors

(5) Viscosity Measurement of 5mass%B_4C-SS Eutectic Molten Material

*西 剛史[1]，太田 弘道[1]，山野 秀将[2]

[1]茨城大学工学部，[2]日本原子力研究開発機構

炭化ホウ素（B_4C）とステンレス鋼（SS）の溶融混合物の粘度データはシビアアクシデント解析に必要不可欠である。本研究では、るつぼ回転粘度計による 5mass%B_4C-SS 共晶溶融物の粘度測定に着手した。

キーワード：炭化ホウ素、ステンレス鋼、るつぼ回転粘度計、5mass%B_4C-SS 共晶溶融物、粘度

1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉のシビアアクシデント時には、制御棒材（B_4C）と原子炉構造材（SS）との共晶反応による複雑な炉心損傷の様相を呈する。この共晶反応挙動を模擬するためには B_4C-SS 溶融混合物の熱物性値が必要であるが、高温における融体の熱物性計測は極めて困難であり、信頼できるデータはほとんど存在しない。本研究では、高速炉のシビアクシデント解析で最も重要なパラメータの一つである粘度を実測するため、るつぼ回転粘度計を導入し、5mass%B_4C-SS 共晶溶融物の粘度測定に着手した。

2. 実験方法

本実験はヘリウム雰囲気下で実施し、懸垂ワイヤーは直径 0.4 ㎜、長さ 450mm の Pt-13%Rh 線を用いた。粘度測定においては高温にて熱対流の影響を防ぎ、安定した広い均熱帯を必要とするため、本研究では内径 60mm のアルミナチューブを炉心管とし、三段からなるカンタルスーパー発熱体による電気抵抗炉を用いた。記録系は、懸垂系に取り付けられた反射鏡にレーザ光を一定方向から入射し、その反射光をフォト・ディテクターで検出した。この各検出子を通過する反射光の時間間隔を測定し、実測で得た振動曲線から周期と対数減衰率を決定し、粘度を算出した。

3. 結論

室温、1200℃、1300℃にて空るつぼ検定を実施後、5mass%B_4C-SS 共晶溶融物の 1390℃にて粘度測定を実施した。粘度の測定結果を図 1 に示す。1390℃における 5mass%B4C-SS 共晶溶融物の粘度は溶融 Fe[1]および溶融 12.5mol%B-Fe 混合物[2]の文献値より B4C の添加量の影響からかなり高い値を示すことが明らかとなった。

*本報告は、経済産業省からの受託事業である「平成 28 年度高速炉国際協力等技術開発」の一環として実施した成果である。

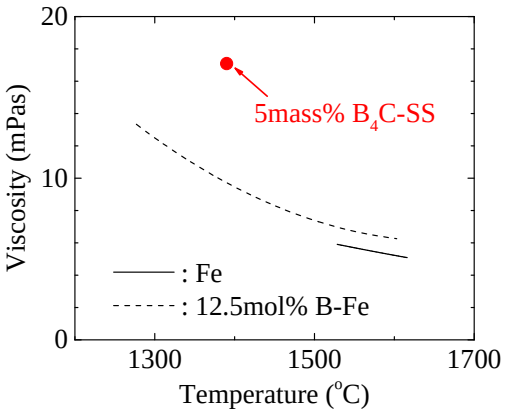


図 1　5mass%B4C-SS 共晶溶融物の粘度

参考文献

[1] M. J. Assael et al., J. Phys. Chem. Ref. Eng. Data, 35 (2006) 285.

[2] O. Takeda et al., ISIJ Int., 55 (2015) 500.

*Tsuyoshi Nishi[1], Hiromichi Ohta[2] and Hidemasa Yamano[1,2]

[1]College of Engineering, Ibaraki Univ. [2]Japan Atomic Energy Agency.

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：401-1 Basic Properties

Thu. Sep 14, 2017 10:55 AM - 12:00 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 1:55 AM - 3:00 AM UTC | Room P Seminar room 2 - Frontier Research in Applied Sciences Building

[2P06-09] Behavior of Cs

Chair:Hiroyuki Fukuyama (Tohoku Univ.)

10:55 AM - 11:10 AM JST | 1:55 AM - 2:10 AM UTC

[2P06] Cs chemical reaction with stainless steel under a LWR severe accident

(1)Effect of temperature and atmosphere on Cs chemisorbed amounts

*Eriko Suzuki[1], Shunichiro Nishioka[1,2], Kunihisa Nakajima[1], Masahiko Osaka[1] (1. JAEA, 2. IRID)

11:10 AM - 11:25 AM JST | 2:10 AM - 2:25 AM UTC

[2P07] Cs chemical reaction with stainless steel undear a LWR severe accident

(2)Analysis of HAXPES measurements on Cs chemisorbed compounds adsorbed by a DFT calculation

*Chikashi Suzuki[1], Masaaki Kobata[1], Kunihisa Nakajima[1], Tetsuo Okane[1], Masahiko Osaka[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

11:25 AM - 11:40 AM JST | 2:25 AM - 2:40 AM UTC

[2P08] Cs chemical reaction with stainless steel under a LWR severe accident

(3)Evaluation of re-evaporation behavior of Cs adsorption compound by HAXPES

*Masaaki Kobata[1], Tetsuo Okane[1], Kunihisa Nakajima[1], Eriko Suzuki[1], keisuke kobayashi[1], Masahiko Osaka[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

11:40 AM - 11:55 AM JST | 2:40 AM - 2:55 AM UTC

[2P09] Cs chemical reaction with stainless steel under a LWR severe accident

(4)Evaluation of surface reaction rate between Cs and stainless steel for modeling study

*Shunichiro Nishioka[2,1], Kunihisa Nakajima[1], Eriko Suzuki[1], Masahiko Osaka[1] (1. JAEA, 2. IRID)

11:55 AM - 12:00 PM JST | 2:55 AM - 3:00 AM UTC

Time reserved for Chair

軽水炉重大事故時における Cs と鋼材の化学反応の評価
（1）Cs 吸着量に及ぼす温度および雰囲気の影響

Cs chemical reaction with stainless steel under a LWR severe accident

(1) Effect of temperature and atmosphere on Cs chemisorbed amounts

*鈴木 恵理子[1]，西岡 俊一郎[1,2]，中島 邦久[1]，逢坂 正彦[1]

[1] 日本原子力研究開発機構，[2] 国際廃炉研究開発機構

軽水炉重大事故時に想定される様々な条件下における、Cs のステンレス鋼への化学吸着挙動評価のために、温度・雰囲気をパラメータとして、Cs 化学吸着実験を行った。Cs 吸着量は、温度のみならず雰囲気に大きく影響を受けることが分かった。

キーワード：軽水炉シビアアクシデント，セシウム，化学吸着，ステンレス鋼

1. 緒言

軽水炉シビアアクシデント（SA）時、原子炉内の構造材にセシウム（Cs）が高温で化学反応を生じて強固に吸着する化学吸着により、主要な放射線源となる可能性があることが予想されている。しかしながら、Cs の化学吸着挙動に関する知見は不足している。これまで原子力機構では、Cs 化学吸着挙動の機構論的解明のために、ステンレス（SS）鋼への Cs 化学吸着再現試験を行い、SS 鋼中に含まれるケイ素（Si）やモリブデン（Mo）とセシウム蒸気種との高温化学反応により生成する化合物の挙動を調べてきた[1, 2]。本件では特に、Cs 吸着量に及ぼす雰囲気の影響について述べる。

2. 試験方法

Cs 吸着試験では、Cs の模擬物質として CsOH 一水和物を蒸発させ、蒸発した Cs の下流側に保持された 10×10×(2～5)^{t}mm サイズの SS 試験片（Si 含有量を変化させた SS304 及び SS316）に CsOH 蒸気を高温で作用させた。試験温度、雰囲気は、SA 時に想定されるような温度（923K～1273K）、雰囲気（Ar-5%H_2-(0~20)%H_2O）とした。試験片への Cs 吸着量は、試験前後の重量測定により評価した。また、吸着における Cs の化合物形態等を評価するために、SS 表面の SEM/EDX、XRD 等の分析を行った。さらに、吸着化合物の安定性を評価するために、Cs 吸着試験により表面に Cs が吸着した試験片に対して、水蒸気含有量が異なる 2 つの雰囲気下（Ar-5%H_2-(0,5)%H_2O）で、Cs 蒸気が無い条件で加熱する試験（再蒸発試験）を行った。

3. 結果

Fig.1 に、SS316 鋼試験片を用いて、各雰囲気下で Cs 吸着試験(1073K)を行った後の重量増加量を示す。H_2O を含む雰囲気下では、H_2O を含まない雰囲気下よりも Cs 吸着量が大きくなることがわかった。SEM/EDX 及び XRD 測定の結果、この吸着量の違いは、H_2O を含む雰囲気下でのみ生成する Cs_2MoO_4 の影響であることが示唆された。また、H_2O を含まない雰囲気下での再蒸発試験において、表面に吸着した Cs の顕著な蒸発損失が観察された。これらの結果から、Cs 化学吸着挙動は雰囲気の影響を大きく受けることがわかった。

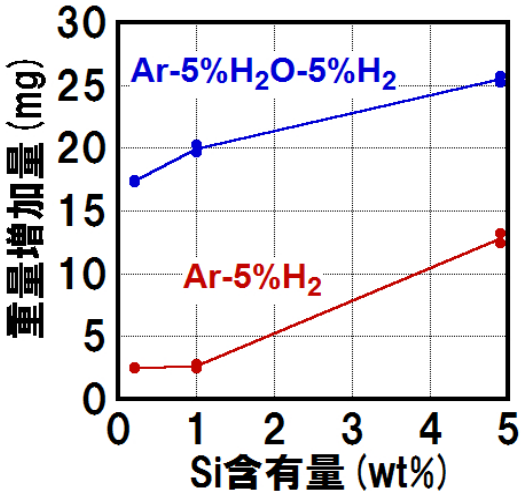


Fig.1 Cs 吸着試験(800℃)後の SS316 鋼試験片の重量増加量

参考文献

[1] F. G. Di Lemma et al., Nucl. Eng. Des. 305(2016)411.

[2] F. G. Di Lemma et al., J. Nucl. Mater. 484 (2017) 174.

*Eriko Suzuki[1], Shunichiro Nishioka[1,2], Kunihisa Nakajima[1] and Masahiko Osaka[1]

[1]JAEA, [2]IRID

軽水炉重大事故時における Cs と鋼材の化学反応の評価
(2) 第一原理計算による Cs 吸着化合物の HAXPES 分析結果の解析

Cs chemical reaction with stainless steel under a LWR severe accident
(2) Analysis of HAXPES measurements on Cs chemisorbed compounds adsorbed by a DFT calculation

*鈴木 知史，小畠 雅明，中島 邦久，岡根 哲夫，逢坂 正彦
日本原子力研究開発機構

Cs の鋼材への化学吸着による反応生成物である Cs-Fe-Si-O 化合物について、硬 X 線光電子分光による測定結果を第一原理計算により解析し、測定結果の妥当性を評価した。

キーワード：硬 X 線光電子分光法，第一原理計算，電子構造，Cs-Fe-Si-O 化合物

1. 緒言

デブリ取り出し等、福島第一原発（1F）の廃止措置において、主な放射線源・発熱源となる Cs の 1F の炉内における分布と性状を評価することは重要である。我々は、高温における Cs と構造材と化学反応による化学吸着挙動の解明に向けた研究を行っており、その一環として、化学吸着により生成した化合物の硬 X 線光電子分光法（HAXPES）等による性状評価を進めている。これまでに、Cs 化学吸着により、Cs-Si-O 化合物や Cs-Fe-Si-O 化合物が生成することが知られている。しかしながら、これらの化合物の HAXPES 測定によるスペクトルの形状等は知られていないため、その解析手法を確立する必要がある。特に、これらの化合物は吸湿性が高いため、HAXPES 測定により得られたスペクトルが物理的に妥当であることをあらかじめ確認する必要がある。そこで、これらの純粋な化合物の HAXPES を第一原理計算により求め、測定結果の妥当性を評価した。

2. 解析手法

$Cs_2Si_2O_5$、$Cs_6Si_{10}O_{23}$ および $CsFeSiO_4$ の HAXPES を対象として、第一原理計算による評価を実施した。計算コードは WIEN2k [1]を用いて、Fe を含む $CsFeSiO_4$ については、GGA+U 法により計算を実施し、パラメータとして Fe_2O_3 で用いられている U＝4.6 eV, J＝0.3 eV を用いた。内殻軌道の HAXPES のエネルギーは、内殻軌道の電子を除去した系と基底状態の系のそれぞれのエネルギーの計算結果の差として求めた。

3. 結果と考察

表 1 に Si 1s HAXPES の測定結果と計算結果の比較を示す。エネルギーは、$CsFeSiO_4$ を基準として示している。測定結果は、$Cs_2Si_2O_5$ と $Cs_6Si_{10}O_{23}$ のエネルギーはほぼ同じであるが、$CsFeSiO_4$ はそれより低い値である。第一原理計算による結果は、これらの測定結果の傾向と一致した。測定における試料の表面状態等の影響、HAXPES の測定精度、及び、第一原理計算の計算精度等を考慮すると、測定結果と計算結果はほぼ同等であると考えられる。以上より、$Cs_2Si_2O_5$、$Cs_6Si_{10}O_{23}$ および $CsFeSiO_4$ の HAXPES 測定結果は妥当であると評価される。

表 1 Si 1s HAXPES のエネルギー

試料	測定結果	計算結果
$CsFeSiO_4$	0 eV	0 eV
$Cs_2Si_2O_5$	1.3 eV	1.5 eV
$Cs_6Si_{10}O_{23}$	1.1 eV	1.6 eV

参考文献

[1] K. Schwarz, P. Blaha, and G. K. H. Madsen, Electronic structure calculations of solids using the WIEN2k package for material sciences, Comput. Phys. Commun. 147, 71 (2002).

* Chikashi Suzuki, Masaaki Kobata, Kunihisa Nakajima, Tetsuo Okane and Masahiko Osaka
Japan Atomic Energy Agency

軽水炉重大事故時における Cs と鋼材の化学反応の評価
(3)HAXPES による Cs 吸着化合物の再蒸発挙動評価

Cs chemical reaction with stainless steel under a LWR severe accident
(3)Evaluation of re-evaporation behavior of Cs adsorption compound by HAXEPS

*小畠 雅明[1], 岡根 哲夫[1], 中島 邦久[1], 鈴木 恵理子[1], 小林 啓介[1], 逢坂 正彦[1]
[1]日本原子力研究開発機構

軽水炉シビアアクシデント時にセシウム（Cs）が高温の原子炉構造材(ステンレス鋼)へ化学吸着することにより生成する可能性がある $CsFeSiO_4$ の蒸発挙動を評価するために、各種条件下で加熱試験を行った試料の Cs の化学状態について硬X線光電子分光(HAXPES)により調査した。その結果、還元雰囲気において、Fe が離脱して、Cs-Si-O 化合物に変化することがわかった。

キーワード：硬 X 線光電子分光、軽水炉シビアアクシデント、化学状態、セシウム、再蒸発

1. 緒言

シビアアクシデントを模擬した Cs 吸着挙動の評価実験において、高温に加熱されたステンレス鋼に含まれるケイ素(Si)と放出された Cs が化学吸着反応を起こし、Cs 化合物（主に $CsFeSiO_4$）が生成されることが明らかになっている[1,2]。さらに、事故進展の過程で吸着生成した Cs 化合物の再蒸発や再反応などが起こる可能性がある。そこで本研究では、$CsFeSiO_4$ の蒸発挙動の評価のために、合成した $CsFeSiO_4$ を各種条件下（温度・雰囲気）で加熱試験を行った試料の Cs の化学状態を HAXPES により調査した。

2. 実験方法

加熱試験は、昇温及び降温速度 20℃/min.として各温度(800, 1000 ℃)まで昇温、1 時間保持後徐冷した。このときの雰囲気は、Ar-5%H_2 または Ar-5%H_2-5%H_2O とした。加熱試験後の試料の Cs の化学状態を BL22XU(SPring-8)に設置した HAXPES 装置を用いて評価した。

3. 結果・考察

図 1 に加熱試験前後の Cs 3*d* と Fe 2*p* HAXPES スペクトルを示す。加熱温度に関わらず、温度還元雰囲気(Ar-5% H_2)で加熱試験後の試料において Fe $2p_{3/2}$ の信号強度が劇的に減少した。これは $CsFeSiO_4$ が分解して、Fe が離脱したことを示唆している。さらに、Cs 3*d* のピーク位置が高結合エネルギー側にシフトして、$Cs_2Si_2O_5$ のピーク位置と一致することから、Cs-Si-O 化合物に変化したと考えられる。一方、水蒸気を含んだ雰囲気では、加熱試験後も Fe の減少や Cs 3*d* スペクトルのシフトが起こらないことから、$CsFeSiO_4$ のまま存在していると考えられる。

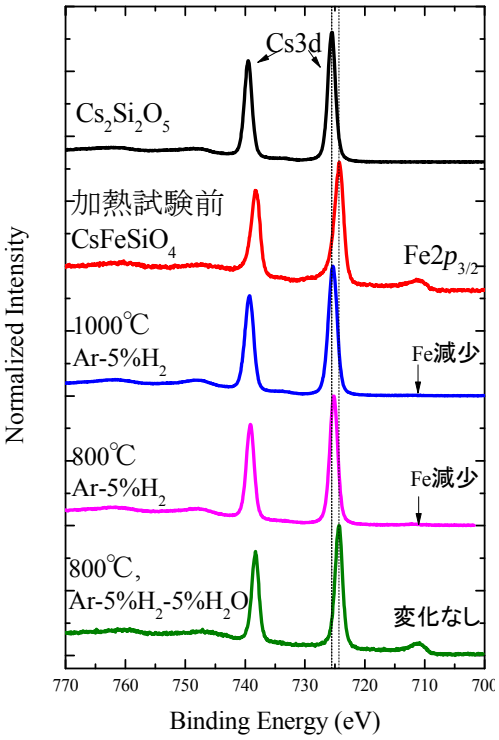


図1 加熱試験前後のHAXPESスペクトル

参考文献

[1] F.G. Di Lemma et al., Nuclear Engineering and Design 305 (2016) 411–420
[2] F.G. Di Lemma et al., Journal of Nuclear Materials 484 (2017) 174-182

*Masaaki Kobata[1], Tetsuo Okane[1], Kunihisa Nakajima[1], Eriko Suzuki[1] Keisuke Kobayashi[1] and Masahiko Osaka[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

軽水炉重大事故時における Cs と鋼材の化学反応の評価
（4）モデル化に向けた Cs と鋼材との反応速度の評価

Cs chemical reaction with stainless steel under a LWR severe accident

(4) Evaluation of surface reaction rate between Cs and stainless steel for modeling study

*西岡 俊一郎[1,2]，中島 邦久[1]，鈴木 恵理子[1]，逢坂 正彦[1]

[1] 日本原子力研究開発機構，[2] 国際廃炉研究開発機構

新たに取得した実験データを用いて、既存の軽水炉重大事故解析コードに組み込まれている、Cs の鋼材への化学吸着モデルの妥当性を検討した。

キーワード：セシウム、化学吸着

1. 緒言

デブリ取り出し等の福島第一原発（1F）廃炉においては、炉内の Cs 分布評価が重要である。我々は、Cs が圧力容器上部構造材のステンレス鋼（SS）と高温で化学反応を起こして吸着する化学吸着現象に着目し、そのモデルを高度化するための研究を進めている。現状の SAMPSON 等のシビアアクシデント（SA）解析コードに組み込まれているモデル（以下、Bowsher モデル [1]）は、Cs 化学吸着量が温度のみの関数として示されており、また実験データのばらつきが大きい。さらに、1F 事故進展における温度、圧力変化や複数ユニットの存在等、多様な化学条件への適合性を検証する必要がある。そこで本研究においては、温度、雰囲気等をパラメータとして、Cs の SS への化学吸着実験を行って Cs 化学吸着量を求め、得られた実験データにより Bowsher モデルの検証を行うことを目的とする。本発表においては、最初のステップとして、Ar-5%H_2雰囲気で温度を変化させて取得した Cs 化学吸着実験データを用いて、当該雰囲気における Bowsher モデルの妥当性を検討した。

2. モデル妥当性検討の方法

Bowsher モデルの式を以下に示す。

$$\frac{1}{A}\frac{dM_d}{dt} = C_g v_d \quad (1)$$

ここで、A は試験片表面積、M_dは Cs 化学吸着量、t は試験時間、C_gは気相中の CsOH 濃度、v_dは反応速度定数を表す。モデル妥当性の検討は、過去 Bowsher がモデルを構築する際に取得した実験と新たに取得した実験値について、反応速度定数 v_dを比較することにより行った。

3. 検討結果

図 1 に、(1)式により求めた反応速度定数について、Bowsher の結果と我々の実験の結果を比較したものを示す。我々の実験と Bowsher の実験においては、気相中の Cs 濃度や実験体系等の条件が異なるため、図中の反応速度定数はそれらを補正したものである。図に示されるとおり、反応速度定数は、我々の実験と Bowsher の実験の間で概ね一致し、モデルの妥当性が示唆された。

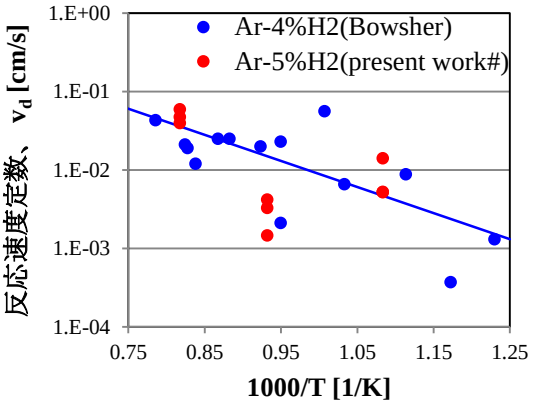


図 1. 反応速度定数の比較
(#本件の結果については補正値)

—謝辞—

本研究は、経済産業省「平成 26 年度補正予算廃炉・汚染水対策事業費補助金(事故進展解析及び実績データ等による炉内状況把握の高度化)」の一部として実施した。

参考文献

[1] B.R. Bowsher et al., AEEW-R 1863 (1990).

*Shunichiro Nishioka[1,2], Kunihisa Nakajima[1], Eriko Suzuki[1], and Masahiko Osaka[1]

[1]JAEA, [2]IRID

General Meeting

Thu. Sep 14, 2017 12:00 PM - 1:00 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room P Seminar room 2 - Frontier Research in Applied Sciences Building

[2P_GM] 「学生連絡会」第31回全体会議

[2P_GM] General Meeting

General Meeting

[2P_GM] 「学生連絡会」第31回全体会議

Thu. Sep 14, 2017 12:00 PM - 1:00 PM Room P (Seminar room 2 - Frontier Research in Applied Sciences Building)

[2P_GM]General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：401-1 Basic Properties

Thu. Sep 14, 2017 2:45 PM - 3:50 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 5:45 AM - 6:50 AM UTC | Room P Seminar room 2 - Frontier Research in Applied Sciences Building

[2P10-13] MA Fuels

Chair:Chikashi Suzuki (JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[2P10] Enhancing MA Transmutation by Irradiation of (MA, Zr)Hx in FBR Blanket

(1)Fabrication of (Ln, Zr) alloy by the melting process

*Mutsumi Hirai[1], Fumiki Mizusako[1], Atsushi Ohuchi[1], Kenji Konashi[2], Hiroaki Muta[3], Ken Kurosaki[3] (1. Nippon Nuclear Fuel Development Co., Ltd., 2. Tohoku University, 3. Osaka University)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[2P11] Enhancing MA Transmutation by Irradiation of (MA, Zr)Hx in FBR Blanket

(2)Preparation of (Nd, Zr) mixed powder with attritor

*Atsushi Ohuchi[1], Fumiki Mizusako[1], Mutsumi Hirai[1], Kenji Konashi[2], Hiroaki Muta[3], Ken Kurosaki[3] (1. Nippon Nuclear Fuel Devloment Co., Ltd., 2. Tohoku University, 3. Osaka University)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[2P12] Enhancing MA Transmutation by Irradiation of (MA, ZR)Hx in FBR Blanket

(3)Physical properties measurement of Nd-Zr hydride

*Kyosuke Nakayama[1], Hiroaki Muta[1], Yuji Ohishi[1], Ken Kurosaki[1], Shinsuke Yamanaka[1], Mutsumi Hirai[2], Kenji Konashi[3] (1. Osaka university, 2. NFD, 3. Tohoku university)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[2P13] Development of Innovative Nuclear Waste Burning System by Fast Reactor Cycle Using Pu Metallic Fuel with MA

(13)Microstructure of Nb-Zr Alloy with Rare Earth Element

*Naoya Odaira[1], Yuji Arita[1], Yasushi Tsuboi[2] (1. University of Fukui, 2. Toshiba Corporation)

3:45 PM - 3:50 PM JST | 6:45 AM - 6:50 AM UTC

Time reserved for Chair

早期実用化を目指した MA-Zr 水素化物を用いた核変換処理に関する研究開発
(1) 溶融による(Ln,Zr)合金の作製

Enhancing MA Transmutation by Irradiation of (MA, ZR)Hx in FBR Blanket

(1) Fabrication of (Ln, Zr) alloy by the melting process

*平井 睦[1]，水迫 文樹[1]，大内 敦[1]，小無 健司[2]，牟田浩明[3]，黒崎 健[3]
[1]NFD，[2]東北大学，[3]大阪大学

MA-Zr 水素化物ターゲット作製技術開発の一環として、特に蒸気圧が高く化学的にも活性な Am を含有する Zr 合金の作製技術開発に着目し、Sm を模擬物質として用いて、低融点 Zr 基合金との溶融により試料を調製し、Sm 減少率、分布を測定し、作製法の課題と可能性を調べた。

キーワード：マイナーアクチノイド，核変換、希土類、ジルコニウム，サマリウム，ネオジム

1. 緒言

高レベル放射性廃棄物の地層処分の負担軽減に向けて、マイナーアクチノイド（MA）-Zr 水素化物ターゲットを高速炉ブランケット領域に配置する研究が進められている。MA-Zr 水素化物ターゲットの作製で重要となる MA-Zr ペレットの作製において、特に、Zr よりも融点が著しく低く、蒸気圧が高い Am の製造過程での損失が懸念される。ここでは、Am の模擬材として蒸気圧の高い希土類元素 Sm を用いて、低融点化した Zr 合金との溶融プロセスにより合金を作製し、製造条件と Sm 減少率、Sm 分布について調べた。

2. 実験および結果

アーク溶解により得た ZrFeAl 合金（融点 1163 K）と Sm（99.90%）ロッドを所定量秤量し、Y_2O_3 るつぼに装荷して、加熱条件並びに冷却条件を変えて Ar 雰囲気中で溶融した。また、Sm 蒸発の抑制を狙って蓋を乗せた試験も行った。冷却後、試料重量を測定し、前後の重量変化から、減量分は Sm によるものと仮定して、Sm の減少率を評価した。また、試料を切断・研磨し、SEM/EDS により Sm の分布を評価した。

昇温中、Sm は 1293 K において蒸発し始め、蓋をしない場合、1523K-1 h 加熱後は初期 Sm 装荷量の約 30%が損失した。系からの Sm 損失は蓋を乗せることにより防止できた。Sm の分散は冷却速度に依存し、図 1 に示すように、クエンチすることにより Sm が均一に分散した状態であるのに対し、徐冷した場合非常に大きな凝集や濃度差を示した。1 時間加熱時のるつぼとの反応層の厚さは 10～20 μ m 程度であった。原料の形状、加熱条件を適正化することにより、本方法で良好な合金を得る見通しを得た。

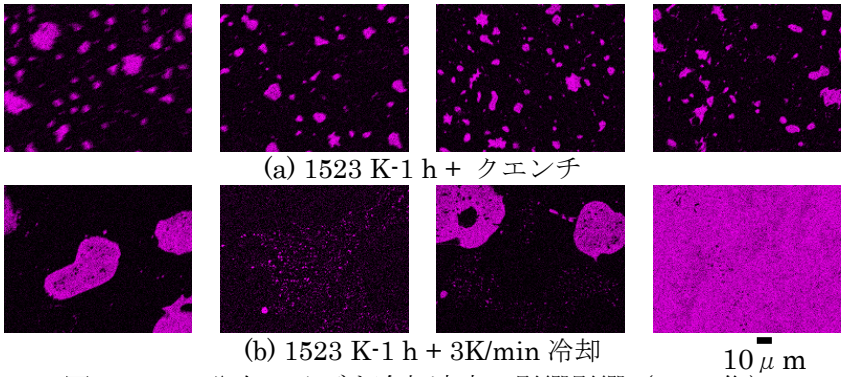


図 1　Sm 分布に及ぼす冷却速度の影響影響（EDS 像）

本研究発表は、文部科学省原子力システム研究開発事業「早期実用化を目指した MA-Zr 水素化物を用いた核変換処理に関する研究開発」の成果の一部である。

---

*Mutsumi Hirai[1], Fumiki Mizusako[1], Atsushi Ohuchi[1], Kenji Konashi[2], Hiroaki Muta[3], Ken Kurosaki[3]
[1]Nippon Nuclear Fuel Development Co., Ltd., [2]Tohoku Univ., [3]Osaka Univ.

早期実用化を目指した MA-Zr 水素化物を用いた核変換処理に関する研究開発
(2) アトライターを用いた(Nd,Zr)混合粉末の作製

Enhancing MA Transmutation by Irradiation of (MA, ZR)Hx in FBR Blanket

(2) Preparation of (Nd, Zr) mixed powder with the attritor

*大内 敦[1]，水迫 文樹[1]，平井 睦[1]，小無 健司[2]，牟田浩明[3]，黒崎 健[3]

[1]NFD，[2]東北大学，[3]大阪大学

均一な MA-Zr ペレットの作製技術開発の一環として、MA を Zr 母材中に均一に分散させることを目的として、Am 模擬材として Nd を用いてアトライターにより調整した Nd-Zr 混合粉末、並びに混合粉末を 1473 K で加熱して得たペレットについて Nd の分散状態を調べた。

キーワード：マイナーアクチノイド，核変換，希土類，ジルコニウム，ネオジム，アトライター，メカニカルアロイ

1. 緒言

MA-Zr 水素化物ターゲットの開発において、MA を Zr 中に均一分散させたペレットの作製技術の確立が重要である。このため、MA の模擬材として化学的特性の類似した Nd を模擬物質として、アトライターにより得た(Nd,Zr)混合粉末、並びに混合粉末を Y_2O_3 るつぼ内で Zr の融点より大幅に低い 1473 K で短時間加熱、焼結したペレットについて Nd の分布状態を SEM/EDS により調べた。

2. 実験および結果

Nd 粉末（99.9%）および Zr 粉末（98%）を Ar グローブボックス内で SUJ2 製 3/8”ボールとともにアトライター（PowderLab™；日本コークス工業社製）に入れ、回転羽速度 300rpm～1000rpm で 3 時間処理して混合粉末を得た。混合粉末を圧粉成型し、Nd の分散状態を観察した。回転羽の回転数の増加とともに Nd の均一状態は増加した。また、本試験の中で最も Nd 凝集が大きかった 300rpm で得た混合粉末を Y_2O_3 るつぼに入れ、図 1 に示す温度履歴で加熱したところ、るつぼと固着せずに約 90%TD のペレットが得られた。縦断面観察の結果を図 2 に示す。軸方向いずれの位置でも Nd の凝集部の寸法は混合粉末の寸法と同等であり、最大でも 30 μm であった。アトライター処理条件の適正化による均一化やホットプレス等による高密度化により良好なペレットが得られる見通しを得た。

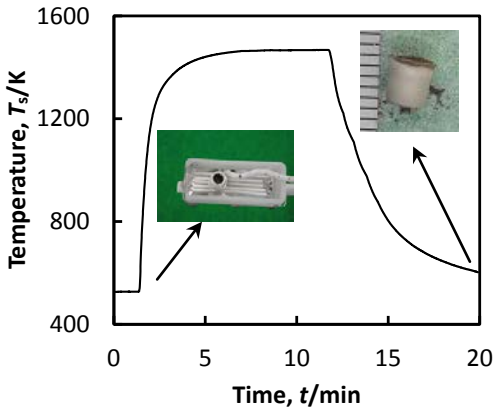


図 1　温度履歴と試験前後の試料外観

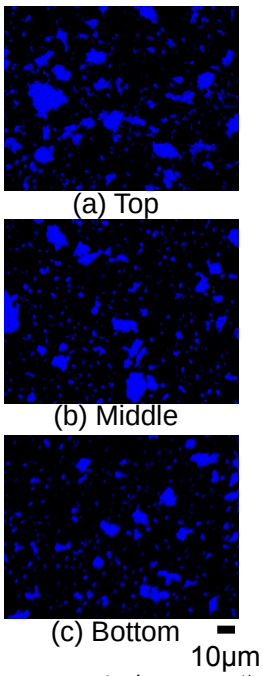


図 2　ペレット中の Nd 分布

本研究発表は、文部科学省原子力システム研究開発事業「早期実用化を目指した MA-Zr 水素化物を用いた核変換処理に関する研究開発」の成果の一部である。

* Atsushi Ohuchi[1], Fumiki Mizusako[1], Mutsumi Hirai[1], Kenji Konashi[2], Hiroaki Muta[3], Ken Kurosaki[3]

[1]Nippon Nuclear Fuel Development Co., Ltd., [2]Tohoku Univ., [3]Osaka Univ.

早期実用化を目指した MA-Zr 水素化物を用いた核変換処理に関する研究開発 （3）Nd-Zr 水素化物の物性評価

Enhancing MA Transmutation by Irradiation of (MA, ZR)Hx in FBR Blanket

(3) Physical properties measurement of Nd-Zr hydride

*中山 恭輔[1]，牟田 浩明[1]，大石 佑治[1]，黒崎 健[1]，山中 伸介[1]，平井 睦[2]，小無 健司[3]

[1]大阪大学，[2]日本核燃料開発株式会社，[3]東北大学

Am の核変換に用いる Am-Zr 水素化物ターゲット材料の作製に先立ち、同様の 2 相分離組織をとると考えられる模擬材料 Nd-Zr 水素化物材料を作製し、いくつかの物性を評価した。

キーワード：マイナーアクチノイド，ジルコニウム，ネオジム，水素化物，物性評価

1. 緒言

長寿命放射性廃棄物の地層処分の負担軽減方法としてマイナーアクチニド(MA)-Zr 水素化物ターゲットを用いた核変換が有望である。試験数が限られる MA-Zr 試料の作製に先立ち、その組織および物性を推定しておくことが望まれる。本研究では Am に近い金属結合半径を持つ Nd を模擬元素として、Nd-Zr 水素化物材料を作製した。相状態・微細構造を観察するとともに、機械的特性・熱的特性の評価を行った。

2. 実験方法

アーク溶解装置にて作製した Nd_x-Zr_{1-x} 試料を高真空ジーベルツ装置にて水素化した。導入水素量は Zr 相が H/Zr = 1.6、Nd 相が H/Nd = 2.0 となるように調節した。SEM/EDS による組織観察を行い、XRD にて格子定数を求めた。機械的特性に関しては、シングアラウンド法で音速を測定し弾性率を求め、ビッカース硬さ試験にてビッカース硬度を求めた。熱的特性に関しては、示差走査熱量計にて比熱を求め、レーザーフラッシュ法にて得られた熱拡散率を用いて熱伝導率を算出した。

3. 結果

作製した Nd-Zr 水素化物試料の SEM 観察像を図 1 に示す。金属結合半径差から予想される通り、Zr と Nd はほぼ分離し、Zr リッチ水素化物と Nd リッチ水素化物の二相混合物となった。Zr/Nd 分布は水素化前と類似しており、組織は合金形成時にほぼ決定されると考えられる。試料の熱伝導率を図 2 に示す。Nd-Zr 水素化物は報告されている $ZrH_{1.66}$ の熱伝導率と同程度かそれよりも高い値を示した。Nd 水素化物の値とそれによる物性推定方法については当日報告する。

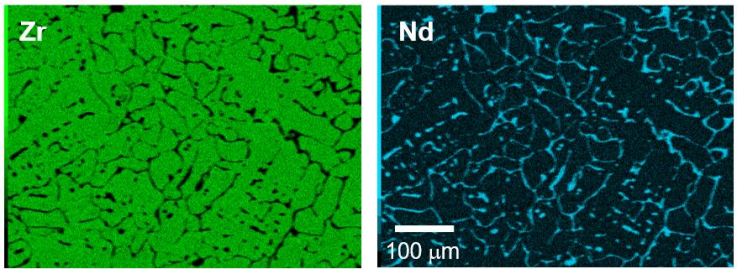


図 1　$Zr_{0.1}Nd_{0.9}$ 水素化物の Zr/Nd 分布

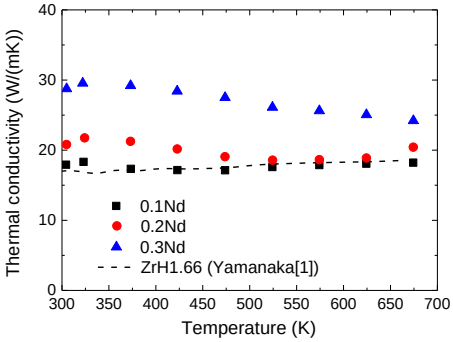


図 2　Nd-Zr 水素化物の熱伝導率

※本研究発表は、文部科学省原子力システム研究開発事業「早期実用化を目指した MA-Zr 水素化物を用いた核変換処理に関する研究開発」の成果の一部である。

参考文献

[1] S. Yamanaka, K. Yamada, K. Kurosaki, M. Uno, et al., *Journal of Nuclear Material*, 294 (2001), pp.94-98.

*Kyosuke Nakayama[1], Hiroaki Muta[1], Yuji Ohishi[1], Ken Kurosaki[1], Shinsuke Yamanaka[1], Mutsumi Hirai[2], Kenji Konashi[3]

[1]Osaka University, [2]Nippon Nuclear Fuel Development Co., Ltd., [3]Tohoku University

MA 入り Pu 金属燃料高速炉サイクルによる革新的核廃棄物燃焼システムの開発 (13) 希土類元素添加による Nb-Zr 合金の組織変化

Development of Innovative Nuclear Waste Burning System by Fast Reactor Cycle Using Pu Metallic Fuel with MA (13) Microstructure of Nb-Zr Alloy with Rare Earth Element

*大平 直也[1]，有田 裕二[1]，坪井 靖[2]
[1]福井大学，[2]東芝

Nb-Zr 合金を模擬 TRU-Zr 合金として実験を行い、TRU-Zr 燃料組織内への RE 溶解挙動を明らかにした。特に RE の分布に着目して、凝固過程と溶解挙動との関係について評価した。

キーワード：金属燃料高速炉サイクル、希土類元素影響、合金燃料、ミクロ組織

1. 緒言

金属燃料として用いられる TRU-Zr 合金において、再処理工程から随伴する RE（希土類元素）の燃料組織への影響は重要である[1]。過去の報告で、溶融させた U-Zr 合金への Nd の溶解度が Nd の添加量に応じて異なる挙動を示したとの報告があるが、溶解時のミクロな挙動などの詳細はわかっていなかった[2]。本研究では、RE の添加量による溶解度変化の効果を考察するため、Nb-Zr 合金を模擬燃料として組織内の RE の分布に着目して合金組織の変化を評価した。

2. 実験内容および実験結果

組織内における RE の分布を明らかにするためにエネルギー分散型 X 線分光器付走査型電子顕微鏡 (SEM-EDS) を使用した。対象合金の組成は U-10Zr [wt%]合金と同様のモル比で、77.8Nb-22.2Zr[wt%]とし、これに RE（Ce, Nd）を添加したサンプルをアーク炉で溶融、急冷させた。これを SEM-EDS で観察し、サンプルの凝固過程を推定した。

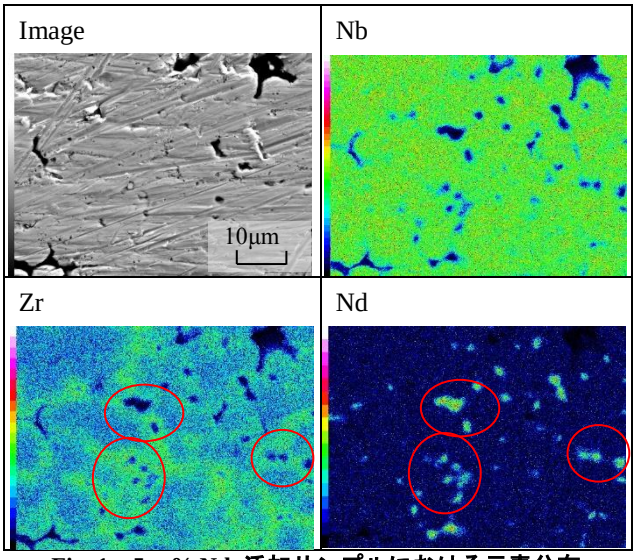


Fig. 1　5wt% Nd 添加サンプルにおける元素分布

Fig.1 に 5wt%Nd 添加サンプルにおける元素分布を示す。Nd は Nb-Zr 結晶粒の粒界に分布していることがわかる。Ce においても同様の分布が見られた。状態図上では単相を形成するはずである Nb-Zr 合金において、Zr が結晶粒外部と内部とで濃度差を形成している点が興味深い。Nb と RE は二液相を形成するが、Zr は Nb, RE 両方と液相で単相になるため、Zr が Nb と RE の間に入ることによって、RE が液相において分離せず、凝固した組織内に分散したと考えられる。この組織変化は、合金状態図が似ている U-Zr 合金においても同様に発生すると考えられる。

3. 結論

Nb-Zr 合金において、RE が合金組織に分散する様子が確認できた。Zr が Nb と RE の仲介役を担うことで RE が合金の結晶粒界に分散できると考えられる。U-Zr 合金においても同様の現象が発生すると予測され、これが過去の報告において発生した溶解度変化の原因であると考えられる。

謝辞

本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業の一環として実施している。

参考文献

[1] T. Ogata, “Comprehensive Nuclear Materials”, 3.01(2012) [2] 本文科省研究 H27 年度成果報告書（東芝）2016, in press

*Naoya Odaira[1], Yuji Arita[1] and Yasushi Tsuboi[2]
[1]Univ. of Fukui, [2]Toshiba Co.

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：401-1 Basic Properties

Thu. Sep 14, 2017 3:50 PM - 5:10 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 6:50 AM - 8:10 AM UTC | Room P Seminar room 2 - Frontier Research in Applied Sciences Building

[2P14-18] Fundamental Properties

Chair:Tsuyoshi Nishi (Ibaraki Univ.)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

[2P14] Interrelationship between Thermal and Electrical conductivity of (Dy,Zr)N simulating nitride fuel

*Seiya Takaki[1], Masahide Takano[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[2P15] Thermal and Mechanical Properties of U_3Si_2

*Afiqa Mohamad[1], Yuji Ohishi[1], Hiroaki Muta[1], Ken Kurosaki[1,2], Shinsuke Yamanaka[1,3] (1. Osaka University, 2. JST,PRESTO , 3. University of Fukui)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[2P16] First-principles study on point defects in plutonium dioxide

*Hiroki Nakamura[1], Masahiko Machida[1] (1. JAEA)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[2P17] Effect of Post Heat treatment on Corrosion Resistance of Surface Modified Material for Thermochemical Water-splitting Process

*Ikuo Ioka[1], Yoshiko Kuriki[2], Jin Iwatsuki[1], Shinji Kubo[1], Yoshiyuki Inagaki[1], Nariaki Sakaba[1] (1. JAEA, 2. JGC)

4:50 PM - 5:05 PM JST | 7:50 AM - 8:05 AM UTC

[2P18] Study on diffusion coefficient of oxygen in liquid lead-bismuth eutectic

*Nao Watanabe[1], Pribadi Mumpuni Adhi[1], Masatoshi Kondo[2], Minoru Takahashi[2] (1. Graduate School, Tokyo Tech., 2. Laboratory for Advanced Nuclear Energy (LANE), Tokyo Tech.)

5:05 PM - 5:10 PM JST | 8:05 AM - 8:10 AM UTC

Time reserved for Chair

(Dy,Zr)N 窒化物模擬燃料の熱-電気伝導相間

Interrelationship between Thermal and Electrical conductivity of (Dy,Zr)N simulating nitride fuel

*髙木 聖也[1]，高野 公秀[1]

[1]日本原子力研究開発機構

MA 核変換用窒化物燃料の熱伝導機構に関して基礎的な知見を得ることを目的とし、(Dy,Zr)N 模擬窒化物燃料の熱伝導率および電気伝導率測定を行った。

キーワード：窒化物燃料，熱伝導率，電気伝導率

1. 緒言

マイナーアクチノイド(MA)核変換用燃料として ZrN を母材とした窒化物燃料が研究されている。MA 核変換用窒化物燃料では幅広い組成で MA 窒化物を ZrN 母材に固溶させるため、燃料設計上必要な組成での熱伝導率測定が少量の MA を用いたホット試験により行われてきた[1]。今後、例えば照射の影響を考慮した燃料設計を行う場合、その熱伝導機構を詳細に把握しておくことが重要となるが、MA を用いた系統的な試験は困難である。そこで本研究では、MA の模擬物質として Dy 希土類元素を用い、(Dy,Zr)N 模擬窒化物試料の熱-電気伝導相間を明らかにすることで、MA 核変換用窒化物燃料の熱伝導機構に関する基礎的な知見を得ることを目的とした。

2. 実験方法および結果

(Dy,Zr)N 固溶体を幅広い組成で調整し、それぞれの試料を粉末 X 線回折測定やエネルギー分散型 X 線分光分析、酸素窒素分析装置により、作製した試料の組成や性状、酸素不純物濃度の分析を行った。これにより、それぞれの試料で、DyN や ZrN の偏析は無く、均一な固溶体を形成しており、不純物酸素濃度についても 0.2~0.3 wt%程度で大きな差は無いことがわかった。

(Dy,Zr)N 焼結体の熱拡散率をレーザーフラッシュ法により測定し、全熱伝導率を評価した（図 1.(a)）。また電気伝導率を直流四端子法により測定し（図 1.(b)）、(Dy,Zr)N の全熱伝導率における電子伝導の寄与をウィーデマン-フランツの法則を適用することで評価した。この結果、(Dy,Zr)N 固溶体における熱伝導率の組成および温度依存性は電気伝導率が支配的因子であることが明らかとなった（図 1.(c)）。

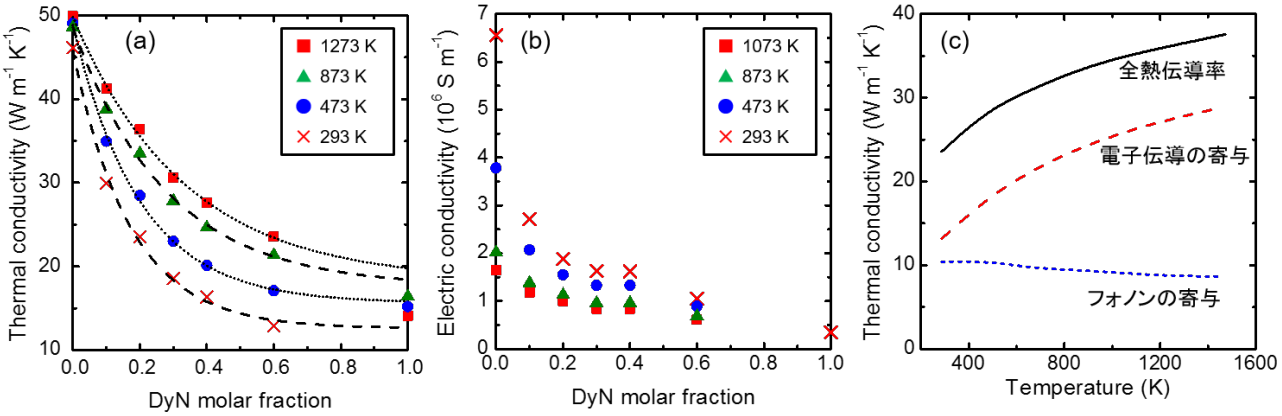


図 1. (Dy,Zr)N 固溶体における全熱伝導率(a)および電気伝導率(b)の温度・組成依存性。(c)は(a)および(b)の測定結果から評価した $Dy_{0.2}Zr_{0.8}N$ における電子伝導とフォノン伝導の寄与の温度依存性。

参考文献

[1] Journal of NUCLEAR SCIENCE and TECHNOLOGY, Vol. 48, No. 3, p. 359-365 (2011)

---

*Seiya Takaki[1] and Masahide Takano[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

Thermal and Mechanical Properties of U_3Si_2

*Afiqa Mohamad[1], Yuji Ohishi[1], Hiroaki Muta[1], Ken Kurosaki[1,2],Shinsuke Yamanaka[1,3]

[1]Osaka University [2]JST, PRESTO [3]University of Fukui.

Abstract

U_3Si_2 is one of the candidate material for accident tolerant fuel (ATF). To develop U_3Si_2 based ATF, it is necessary to accurately understand the basic properties of U_3Si_2 such as thermal and mechanical properties. In this study, we fabricated dense U_3Si_2 polycrystalline sample and measured thermal and mechanical properties.

Keywords: Accident tolerant fuel, U_3Si_2, Thermal conductivity, Debye temperature, Hardness

1. Introduction

Recently, accident tolerant fuel (ATF) has become one of the primary focus after the Fukushima Daiichi accident. The fuel for enhanced ATF should have higher uranium density and higher thermal conductivity (λ) than those of the current nuclear fuel of UO_2. Several candidates have been explored as alternative nuclear fuel materials for ATF, and U_3Si_2 attracts attention recently[1].

The density of U_3Si_2 is 11.3 g-U/cm^3, which is larger than that of UO_2, 9.7 g-U/cm^3. The λ of U_3Si_2 and UO_2 at 1000 K are 12.4~17.6 W/mK and 3.6 W/mK, respectively[2]. Moreover, U_3Si_2 is thermally stable up to melting temperature and has good corrosion resistance[2]. For designing U_3Si_2 based ATF, the basic properties of U_3Si_2 must be understood. There are however uncertainties in the reported thermal conductivities for U_3Si_2[2]. In addition, there are no experimental data regarding the mechanical properties and elastic constant yet. Therefore, in the present study we intended to report thermal and mechanical properties of U_3Si_2 through synthesis of single phase U_3Si_2 and measurement of these properties.

2. Experimental

The nominal composition of U_3Si_2 was prepared from natural uranium and Si with 2 wt% of excess Si by arc melting in Ar atmosphere. The U_3Si_2 bulk sample was then synthesized by spark plasma sintering (SPS) at a pressure of 75 MPa and a temperature of 1123 K followed by annealing at 1000 K for 72h. The Vickers indentation test was performed using a Vickers hardness tester (Akashi, hardness tester). The applied load was 9.8 N with a loading time of 10 s and a series of 11 indentations were placed on the surface.

3. Results and discussion

The X-ray diffraction measurement showed that almost single phase of tetragonal U_3Si_2 was obtained. The density of the pellet prepared by SPS was 97% of the theoretical density. Figure 1 show the Vickers hardness as a funvtion of the load. The average Vickers hardness of 7.51±0.41 GPa are plotted together with the reported UN and UO_2. The Vickers hardness of U_3Si_2 obtained from the present study is higher than those reported for UN and UO_2.

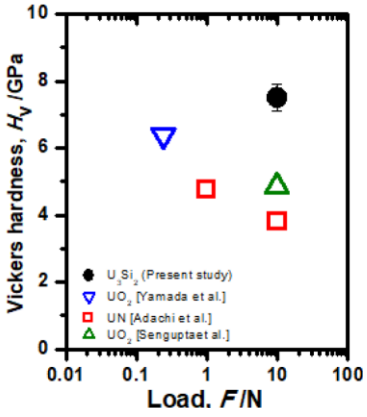


Figure 1 Vickers hardness as a function of the load.

4. Conclusion

A dense U_3Si_2 sample was fabricated and a single phase was obtained from the sample. The thermal and mechanical properties were evaluated. The Vickers hardness obtained from the present study was 7.51±0.41 GPa.
The mechanical properties and elastic constant of U_3Si_2 will be discussed in the presentation.

References

[1] Bragg et al., *Nuclear News*, 57, 2014, p83.

[2] White et al., *Journal of Nuclear Materials*, 464, 2015, p275-280.

[3] Adachi et al., *Journal of Nuclear Materials*, 384, 2009, p6-11.

[4] Sengupta et al., *Journal of Nuclear Materials*, 325, 2004, p141-147.

二酸化プルトニウムの点欠陥に関する第一原理計算

First-principles study on point defects in plutonium dioxide

*中村　博樹[1]，町田　昌彦[1]

[1]原子力機構

第一原理計算を用いて MOX 燃料主要成分である二酸化プルトニウムの点欠陥を評価した。電荷を持った酸素欠損などの点欠陥を扱い、その生成エネルギーや移動エネルギーなどの評価などから、点欠陥と物性値の関係について考察する。

キーワード：二酸化プルトニウム、第一原理計算、点欠陥

1. 緒言

二酸化プルトニウムは MOX 燃料の主要成分の 1 つである。それゆえに、MOX 燃料の開発においてはその詳細な物性値が必要となる。しかし、二酸化プルトニウムを始めとする核燃料物質は取り扱いの制限や高温での実験の困難さのため、測定によって詳細な物性を得ることが簡単ではない。それゆえに、数値計算によって測定された物性値の精度を補間していくことは燃料開発やシビアアクシデントの解析において重要な役割を担ってくる。物性評価のための数値計算手法としては、経験的なパラメータを必要としない第一原理計算を用いるのが最も信頼性が高いと考えられる。

これまで、我々は定比組成の二酸化プルトニウムの電子状態や熱物性値を第一原理計算で評価してきた。しかしながら、二酸化プルトニウムでは不定比組成の PuO2-x の存在が知られており、酸素空孔の性質を理解することが、燃料物性を評価する上で重要と考えられる。そこで、本研究では、酸素空孔や粒子間酸素の生成エネルギー及び移動エネルギーを、第一原理計算を用いて評価する。

2. 計算方法

二酸化プルトニウムは蛍石型の結晶構造を持っている。計算においては 2×2×2 のスーパーセルを用いた。酸素空孔に関する計算では、このスーパーセル中の酸素を 1 個取り除いた構造を用いた。また、粒子間酸素に対しては、スーパーセル中に酸素を 1 つ追加することで計算を行った。どちらの計算でも、格子定数は固定して、原子の内部座標に関してのみ最適化を行った。また、電荷を持った点欠陥に関する計算では系全体の電子数を増減することで対応した。移動エネルギーの計算に対しては、Nudged Elastic Band 法を用いて評価した。計算コードとしては VASP を用いて、強相関効果(LDA+U)とスピン軌道相互作用を考慮した。

3. 結論

酸素空孔及び粒子間酸素においては 2 価の電荷が安定であることが分かった。また、移動エネルギーに関したは空孔も粒子間原子もほぼ同程度の値になることが分かった。本発表ではこれらの結果が物性に与える影響について議論する。

---

*Hiroki Nakamura[1], and Masahiko Machida[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency.

熱化学水素製造用表面処理材料の耐食性に及ぼす後熱処理の効果

Effect of Post Heat Treatment on Corrosion Resistance of Surface Modified Material for Thermochemical Water-splitting Process

*井岡郁夫[1]，栗木良郎[2]，岩月　仁[1]，久保真治[1]，稲垣嘉之[1]，坂場成昭[1]
[1]原子力機構，[2]日揮

プラズマ溶射とレーザー処理による2段表面処理した熱化学水素製造法（ISプロセス）用の耐硫酸性ハイブリッド材の耐食性を高めるため、ハイブリッド材に後熱処理を施した。後熱処理材の47%沸騰硫酸中での腐食速度は低下し、後熱処理がハイブリッド材の耐食性向上に有効であることを確認した。

キーワード：表面処理，後熱処理，沸騰硫酸，耐食性，ISプロセス

1. 緒言

ISプロセスは、大規模水素製造法の候補の一つである。ISプロセスには、硫酸を熱分解する厳しい腐食環境が含まれている。耐硫酸性と延性をもつハイブリッド材の開発を進めている。プラズマ溶射とレーザー処理により表面処理したハイブリッド材は、95%沸騰硫酸中で優れた耐食性を有したが、47%沸騰硫酸中では腐食速度が50倍程度速かった。これは、表面の割れが十分に自己修復できなかったためと考えられる。47%沸騰硫酸中での耐食性を高めるため、ハイブリッド材に後熱処理を施した。ハイブリッド材の47%沸騰硫酸中での腐食速度は改善し、後熱処理が表面処理材の耐食性向上に有効であることを確認した。

2. 試験

試験片は、基材にハステロイC276を用い、Si粉末を大気圧プラズマ溶射し（約100μm）、レーザー処理により溶射層と基材を溶融させた。この処理を2回施工した。試験片形状はφ16mm×70mmの丸棒である。後熱処理は、予備試験により空気中800℃×24h、900℃×24hとした。腐食試験は、47wt%沸騰硫酸中（約120℃）で300hまで実施し、重量変化、浸漬部分の皮膜面積及び皮膜密度から年換算の腐食速度を算出した。

3. 結果及び考察

浸漬時間と腐食速度の関係を図1に示す。非熱処理材の結果[1]も一緒に示す。後熱処理により耐食性が改善された。試験後の断面観察より、最表面には数μmのSiO_2膜が確認された。これが、耐食性の改善に寄与したと考えられる。表面処理層のEDX観察では、両試験片とも中央部にSiO_2以外の酸化物が観察された。これは、表面処理層に存在するクラックを通して、表面処理層が酸化されたものと考えられ、長期耐食性の劣化が懸念される。今後、クラックを含む接液部を硫酸からSiO_2で遮断できる後熱処理条件を選定し、腐食試験を実施する予定である。

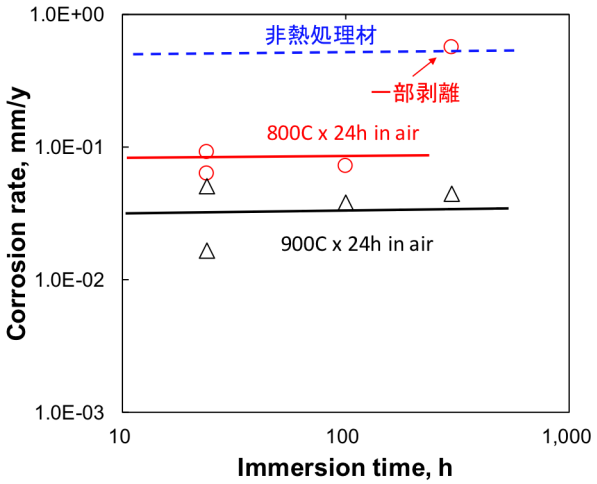


図1 ハイブリッド材の浸漬時間と腐食速度の関係

本研究は，総合科学技術・イノベーション会議のSIP（戦略的イノベーション創造プログラム）「エネルギーキャリア」（管理法人：JST）によって実施されました。

参考文献

[1] I.Ioka et al., ASCON-IEEChE-2016 in Yokohama on 14-16, Nov. 2016, P-064.

*Ikuo Ioka[1], Yoshiro Kuriki[2], Jin Iwatsuki[1], Shinji Kubo[1], Yoshiyuki Inagaki[1] and Nariaki Sakab[1]
[1]JAEA, [2]JGC

液体鉛ビスマス共晶合金中の酸素の拡散係数に関する研究

Study on diffusion coefficient of oxygen in liquid lead-bismuth eutectic

*渡辺奈央[1]，Adhi Pribadi[1]，近藤正敏[2]，高橋実[2]

[1]東工大大学院，　[2]東工大先導原子力研

固体電解質の細管を利用した電気化学的手法により、液体鉛ビスマス共晶合金中の酸素の拡散係数を実験的に求めた。

キーワード：鉛ビスマス共晶合金、酸素拡散、クロノアンペロメトリー

1. 緒言

新型高速炉や加速器駆動システムの冷却材として鉛ビスマス共晶合金(LBE)が有力視されている。一方で液体LBEには構造材料に対する腐食速度が大きいという問題が挙げられるが、液体LBE中の酸素濃度の制御によりこの腐食の抑制が可能である。液体LBE中の酸素の輸送特性の評価にはその拡散係数が重要なパラメータの一つである。本研究では液体LBE中の酸素の拡散係数を実験により求めることを目的としている。

2. 実験手順

固体電解質の細管を用いたクロノアンペロメトリーにより酸素の拡散係数の測定を行った。実験装置とセルの概略を図1に示す。セルは、内径5mm外径8mm長さ50mmのイットリア安定化ジルコニア(YSZ)の細管に5.7gのLBEを入れ、無機バインダーまたはセラミックセメントで密封した。細管外側にはPtをスパッタし、その上にPt線を巻き、参照電極とした。実験温度下で両電極間の電圧E_1が安定したのち、一定電圧E_2($=E_1+\Delta E$)を両電極間に印加し、応答電流iを測定した。各セルで行った実験の条件を表1に示す。ファラデーの電気分解の第二法則とフィックの第二法則より、イオン電流i_{ion}($=i-$電子電流i_e)の時間変化から拡散係数が得られる。

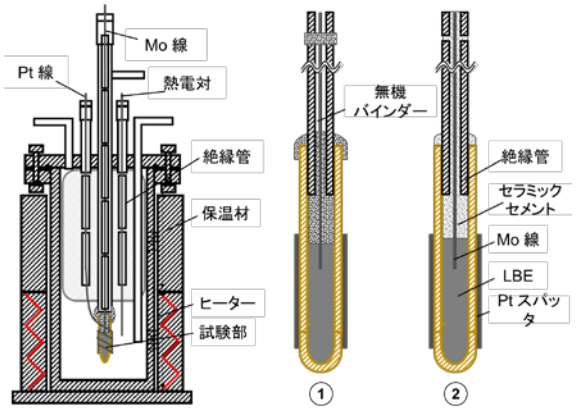


図1：実験装置及びセルの概略図

表1：実験条件

セル	実験温度[℃]	ベッセル内状態
1	500	非密閉
2	500, 520, 540	Ar ガス

3. 結果

拡散係数の測定結果D_Oを先行研究[1][2]の結果と比較して図2に示す。セル1と2の500℃における両結果が非常によく一致したことから、D_Oは周囲気体の酸素濃度には依存していないことがわかった。また、セル2の結果から温度上昇に伴うD_Oの増加傾向が見られた。本実験結果はAbellaらの結果とほぼ一致し、その温度依存性はより急なGanesanのデータに近いものとなった。

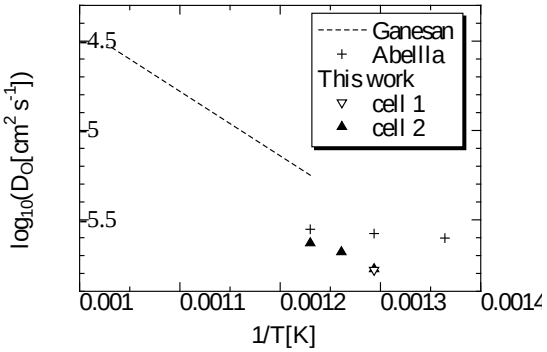


図2：液体LBE中の酸素の拡散係数

4. 結言

固体電解質を用いたクロノアンペロメトリーにより温度500~540℃のLBE中の酸素の拡散係数が得られた。

参考文献　[1] R. Ganesan et al., J. Nucl. Mater. 349 (1988)133-149　[2] J. Abella et al., J. Nucl. Mater. 415(2011)329-337

*Nao Watanabe[1], Adhi Pribadi[2], Masatoshi Kondo[3] and Minoru Takahashi[4]

[1] Graduate School, Tokyo Tech., [2]Laboratory for Advanced Nuclear Energy (LANE), Tokyo Tech.

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：401-2 Nuclear Fuel and the Irradiation Behavior

Thu. Sep 14, 2017 5:10 PM - 6:30 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 8:10 AM - 9:30 AM UTC | Room P Seminar room 2 - Frontier Research in Applied Sciences Building

[2P19-23] Advanced Fuels/Fundamental Properties

Chair:Shuhei Miwa (JAEA)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[2P19] R&D on Nitride Fuel Cycle Technologies for MA Transmutation in the Aspects of Safety and Economy

(1)Introduction of Overall Plan

*Masahide Takano[1], Hirokazu Hayashi[1], Tsuyoshi Murakami[2], Tatsumi Arima[3] (1. JAEA, 2. CRIEPI, 3. Kyushu Univ.)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[2P20] Sintering of Cerium dioxide by 28GHz Microwave Radiation

*Masatoshi Akashi[1], Taku Matasumoto[1], Masato Kato[1] (1. JAEA)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[2P21] High-Temperature oxidation behavior of advanced fuel cladding SiC under various oxygen partial pressures

*Souichirou Yamaguchi[1], Aikebaier Yusufu[1], Takuma Shirahama[1], Yukihiro Murakami[1], Masayoshi Uno[1] (1. Research Institute of Nuclear Engineering, University of Fukui)

5:55 PM - 6:10 PM JST | 8:55 AM - 9:10 AM UTC

[2P22] Comparative study of deformation process in the axial and hoop directions of Zr-2.5Nb cladding tubes

*Zishou Zhao[1], Zhengang Duan[2], Jingjie Shen[1], John Patrick MacGrady[1], Huilong Yang[1], Sho Kano[1], Hiroaki Abe[1] (1. The University of Tokyo, Graduate School of Engineering, 2. Tohoku University, Graduate School of Engineering)

6:10 PM - 6:25 PM JST | 9:10 AM - 9:25 AM UTC

[2P23] Correlation between Fe content and formation of Fe (nano) clusters in irradiated zirconium alloys

*Takashi Sawabe[1], Takeshi Sonoda[1] (1. CRIEPI)

6:25 PM - 6:30 PM JST | 9:25 AM - 9:30 AM UTC

Time reserved for Chair

安全性・経済性向上を目指した MA 核変換用窒化物燃料サイクルに関する研究開発：(1) 全体計画

R&D on Nitride Fuel Cycle Technologies for MA Transmutation in the Aspects of Safety and Economy

(1) Introduction of Overall Plan

*高野　公秀[1]，林　博和[1]，村上　毅[2]，有馬立身[3]

[1]原子力機構，[2]電力中央研究所，[3]九州大学

放射性廃棄物の減容・有害度低減に資することを目的とした、文部科学省原子力システム研究開発事業「安全性・経済性向上を目指した MA 核変換用窒化物燃料サイクルに関する研究開発」の全体計画を紹介する。

キーワード：マイナーアクチノイド，核変換，窒化物燃料，乾式処理

1. 緒言　放射性廃棄物の減容・有害度低減は、原子力を持続的に利用していく上で重要な課題であり、マイナーアクチノイド（MA）の核変換はそのための有効な選択肢である。ここでは、MA を高濃度に添加するのに適した窒化物燃料と乾式処理による核変換専用の燃料サイクルに関する研究開発として、平成 28 年度から 4 カ年計画で開始した文部科学省原子力システム研究開発事業「安全性・経済性向上を目指した MA 核変換用窒化物燃料サイクルに関する研究開発」の全体計画を紹介する。燃料の概念は、MA と Pu の窒化物を高温安定性に優れる不活性母材（ZrN または TiN）で希釈したセラミックス燃料であり、組成自由度が高いことが特徴である。

2. 全体計画　MA 核変換専用の燃料サイクルに関して、これまでグラム未満の MA 試料を用いたごく小規模のホット試験により、基礎知見と技術を蓄積してきた。本事業の目的は、このような基礎研究の段階から、準工学研究の段階へと進むための技術的見通しを得ることであり、以下の三大項目に取り組む。

（1）燃料製造技術開発　MA の硝酸塩溶液から窒化物に転換する工程では、セル内遠隔操作への対応と放射性ダスト発生抑制の観点から、ゾルゲル法を経由した MA 酸化物と炭素の混合焜焼粒子作製技術の開発を行う。MA の模擬として希土類を用いた粒子作製試験を行い、均質分散性と良好な球形状が得られる条件を確立する。この粒子を炭素熱還元により窒化する際には、^{15}N を濃縮した窒素ガスを用いる必要がある。経済性の観点から、加熱炉に流通する窒素ガスを排気せず、窒化反応に伴い生成する CO を触媒で除去して再利用する実験室規模の循環精製システム試作機を製作して性能を実証する。

（2）燃料安全性挙動評価　核変換（燃焼）時の燃料の安全性に関する挙動評価として、レーザー局所加熱による液相生成温度測定技術の窒化物燃料への適用（九州大学)、窒化物燃料と被覆管候補材（T91 フェライト鋼）との高温化学両立性に関するデータ取得、燃料製造後の保管中に蓄積する He の高温放出挙動とそれに伴う燃料微細組織変化・スエリングに関するデータ取得を実施する。

（3）乾式処理技術開発　これまで主概念として検討してきた溶融塩電解法の対案として、工程が簡素な化学溶解法の試験・検討を行い物質収支や成立性を評価することで、溶融塩電解法と技術的・経済的に比較するために必要な情報を取得する。具体的には、模擬燃料ピンのせん断と溶融塩中への溶解、液体金属中への還元抽出（電中研)、再窒化に関する試験データを取得する。また、経済性向上の観点から不活性母材廃棄物からの ^{15}N 回収に関する技術開発も併せて行う。

3. 実施体制　原子力機構が代表機関として全体を取りまとめ、一部項目を九州大学と電力中央研究所に再委託する。また、特殊な技術あるいは設備を有するメーカー3 社に外注先として参画してもらい、協力を得ている。

---

*Masahide Takano[1], Hirokazu Hayashi[1], Tsuyoshi Murakami[2], Tatsumi Arima[3]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Central Research Institute of Electric Power Industry, [3]Kyushu Univ.

28GHz のマイクロ波照射による CeO_2 ペレットの焼結試験

Sintering of Cerium dioxide by 28GHz Microwave Radiation

*赤司　雅俊[1]、松本　卓[1]、加藤　正人[1]

[1]国研）日本原子力研究開発機構

28GHz のマイクロ波照射による CeO_2 ペレットの焼結試験を実施した。大気雰囲気下にて 1200℃の昇温に要した時間は 800s 程度であり、昇温直後であっても約 80%T.D.の焼結体が得られた。これより、28GHz のマイクロ波照射による焼結は短時間で密度 80%T.D.以上の健全な焼結体が得られることがわかった。

キーワード：マイクロ波、28GHz、CeO_2、焼結

1. 緒言

近年、マイクロ波照射によるセラミックス焼結に関する研究が行われている。UO_2 ペレットに対しては 2.45GHz のマイクロ波照射による焼結が J.H.Yang ら[1]により報告されているが、2.45GHz のマイクロ波照射では UO_2 ペレット単体から生じる発熱エネルギーが低いため、ペレットの昇温に課題がある。そこで本試験では、CeO_2 ペレットに対して 28GHz のマイクロ波照射による焼結試験を行い、28GHz のマイクロ波照射による核燃料ペレットの製造プロセスの適用に資するデータの取得を行った。

2. 実験

レアメタリック社製 CeO_2 粉末（平均粒子径 1～2μm）を原料粉とした外径 5mm、高さ 8～9mm 程度の成型体に対して、大気雰囲気にて 28GHz のマイクロ波を 2kW 一定の出力で照射した。ペレットの温度を熱電対により計測し、ペレットの温度が 1200℃に達した段階で、マイクロ波の出力を制御することによりペレット温度を 1200℃で一定時間保持し、保持時間と焼結体密度との関係を調査した。なお、焼結体密度は幾何学的手法により算出し、保持時間はそれぞれ 0、7.5、10.5、19.5min とした。

3. 結果及び考察

Fig. 1 に 28GHz のマイクロ波を 2kW 一定の出力で照射されたペレットの温度プロファイルを示す。ペレットの温度は 750℃まで 1℃/s 程度の速度で上昇し、800℃付近にて 20℃/s もの急激な温度上昇が確認された。1200℃の昇温に要した時間はわずか 800s と、マイクロ波照射による焼結は試料が急速に昇温されることがわかった。

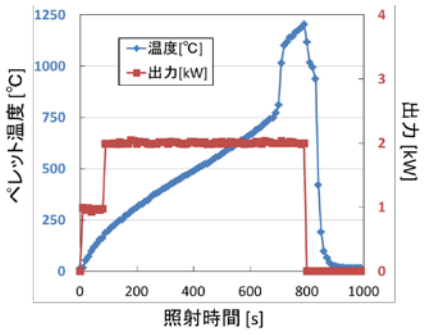


Fig. 1 ペレットの昇温プロファイル

次に得られた焼結体の理論密度に対する相対密度を Fig. 2 に示す。約 60%T.D.のグリーンペレットを 1200℃まで昇温した結果、保持時間 0 min で約 80%T.D.の焼結体が得られた。また、保持時間の増加とともに焼結体密度が上昇する傾向が確認でき、19.5min の保持により 88.3%T.D.に達することがわかった。

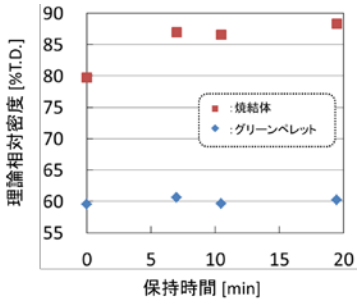


Fig. 2 保持時間と理論相対密度の関係

4. 参考文献

[1] J.H.Yang et al., “Microwave process for sintering of uranium dioxide” J. Nucl. Mater. 325 (2004) 210-216

*Masatoshi Akashi[1], Taku Matsumoto[1] and Masato Kato[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

様々な酸素分圧下での先進燃料被覆管材 SiC の高温酸化挙動

High-Temperature oxidation behavior of advanced fuel cladding SiC under various oxygen partial pressures

*山口 壮一朗　エクバル ユスフ　白浜 卓馬　村上 幸弘　宇埜 正美
福井大学附属国際原子力工学研究所

抄録

有望な事故耐性燃料被覆材として SiC が注目されている。実機での健全性を確認するために、高密度バルク SiC の高温酸化挙動を空気及び真空(10Pa)で調べ、実験結果の妥当性を熱力学計算からも検討した。

キーワード

炭化ケイ素、高温酸化挙動、熱力学計算、酸素分圧

1. 緒言

現在 LWR の安全裕度を大幅に改善するために、革新的な技術が強く求められており、その中でも SiC による Zr 合金の完全な置換は、事故耐性燃料被覆材として最も有望であると結論付けられている。SiC は、Zr 合金よりも高い高温強度、高い化学的不活性と、重大事故時ではるかに低い水素発生量が期待されるなど多くの魅力的な利点を有している[1]。また、SiC は焼結しにくいという欠点があるために Al_2O_3等の酸化物助剤を混合、焼結している。これまでに、水蒸気との酸化反応では良好な特性が示されているが、高温、低酸素分圧で大気中の酸素や酸化物助剤と反応し、以下の反応により反応生成物が気化することが知られている[2]。$SiC(s) + O_2(g) \rightarrow SiO(g) + CO(g)$ (1)　　$SiC(s) + Al_2O_3(s) \rightarrow SiO(g) + Al_2O(g) + CO(g)$ (2)

本研究では、高密度バルク SiC と Al_2O_3との接触における反応試験を行い、熱力学計算により、実験結果の妥当性を検証するとともに、実機での健全性に検討を加えた。

2. 実験方法

実験は、高密度バルク SiC と Al_2O_3をスパークプラズマ焼結法で作製した。その後、SiC 単体又は Al_2O_3接触 SiC 試料を大気及び真空(10Pa)で 1573K、25h 又は 1773K、5h で反応させた。熱力学計算は、$\Delta G = -RT\ln(K)$ を用いて、大気雰囲気($K = P_{SiO} \times P_{Al_2O} \times P_{CO}, P_{SiO,Al_2O,CO} = 100Pa$)、真空雰囲気($K = P_{SiO} \times P_{Al_2O} \times P_{CO}, P_{O_2,SiO,Al_2O,CO} = 3.34Pa$)より平衡曲線を導出した。

3. 結果

ここでは、Al_2O_3接触 SiC の結果を示す。大気雰囲気ではいずれの温度の反応試験でも SiO_2の生成を確認した。真空雰囲気での、反応試験では、1573K では Al_2O_3と SiC の重量変化が見られず、1773K では Al_2O_3と SiC の重量が減少し(表 1)、SiC 表面に空孔が形成されていた。熱力学計算においても、1573K は SiC と Al_2O_3の反応が進まず、1773K は SiC と Al_2O_3の反応が進むことが示された(図 1)。

表 1 Al_2O_3接触 SiC の重量変化

	温度	重量変化 (mg/cm²)	
		SiC	Al_2O_3
大気雰囲気	1573K	0.0	0.0
	1773K	0.0	0.0
真空雰囲気	1573K	0.0	0.0
	1773K	-17.5	-19.0

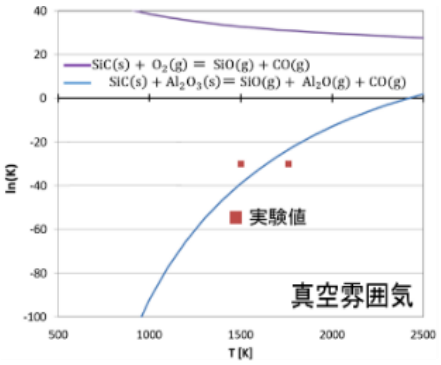


図 1 Al_2O_3接触 SiC の熱力学計算

謝辞：本研究は科研費(26420866)の助成を受けたものである。

参考文献

[1] Barrett, K. et.al Idaho 83415 INL/EXT-12-27090 (2012) [2] T. NAGANO et.al *J. Mater. Sci.* **37** (2002) 4419-4424

⋆Souichirou Yamaguchi, Aikebaier Yusufu, Takuma Shirahama, Yukihiro Murakami, Masayoshi Uno
Research Institute of Nuclear Engineering, University of Fukui

Comparative Study of Deformation Process in the Axial and Hoop Directions of Zr-2.5Nb Cladding Tubes

*Zhao Zishou[1], Duan Zhengang[2], Shen Jingjie[1], MacGrady John[1], Yang Huilong[1],
Kano Sho[1], Abe Hiroaki[1]
[1]The Univ. of Tokyo, [2]Tohoku Univ.

Abstract

Uniaxial tension and advanced expansion due to expression tests were applied to prepare different deformed Zr-2.5Nb cladding samples. The total elongation has reached to a maximum value of 20% in tube axial and hoop direction, respectively. The microstructure and texture evolution during each deformation process will be comparatively investigated by electron backscatter diffraction (EBSD) technique.

Keywords: anisotropy, deformation, texture, EBSD

1. Introduction

Preferred orientations or textures in zirconium (Zr) alloys are feasibly produced by pilgering fabrication, which result in anisotropic mechanical properties and further affect the in-service behavior in light water reactors [1]. Due to the hexagonal close-packed crystal structure, deformation systems are very limited in α-Zr. Plastic shear deformation on the first or the second prismatic planes can be easily realized along the <a> directions. In addition, the plastic deformation along <c> directions can be mostly attained by the pyramidal planes slip along <a+c> directions, $\{10\bar{1}2\}$ tensile twinning, or $\{11\bar{2}2\}$ compression twinning [2]. In this research, Zr-2.5Nb cladding tube has been examined under axial tension and hoop tension, respectively. Through this work, the microstructural and crystallographic evolution will be studied, and the differences in slip and/or twin deformation of the above two tests will be comparatively discussed as well.

2. Experimental Procedure

For uniaxial tension (UT) along tube axial direction, Zr-2.5Nb was fabricated into SSJ type tensile specimen by electron discharge machining. Then, the SSJ specimen has been loaded by a Shimadzu AG-100KNX plus machine at room temperature. The strain rate was maintained at ~3.3×10^{-4} s^{-1}. For the hoop tension test, advanced expansion due to compression (A-EDC) method [3] has been utilized at room temperature under a strain rate of 2.0~4.5×10^{-4} s^{-1}. Samples reached different total elongations of 6%, 10%, 15%, and 20% by UT and A-EDC tests, respectively. Then, EBSD method has been employed for sample examination and analysis.

3. Conclusion

In this work, it has been found that Schimid factors (SFs) of primary slip systems were different under UT and A-EDC tests. The prismatic slip system $\{10\bar{1}0\}\langle1\bar{2}10\rangle$ as the most favorable slip system, seems much easier to activate under UT than A-EDC. Apart from slip deformation, in A-EDC tests twin deformation played significant role in plastic deformation, and the $\{10\bar{1}2\}\langle\bar{1}011\rangle$ twins have been mostly examined in the deformed specimen. With respect to the UT tests, slip deformation is the main attributor to plastic deformation, and very few twins have been detected. This implies that twinning deformation seems more significant for specimen plastic deformation under hoop stress in A-EDC tests. When total strains continually increase, the change of crystallographic orientation appears to be different between UT and A-EDC tests, which will be further discussed.

References

[1] B. Cheadle, et al., J. Nucl. Mater., 1967. 23(2): p. 199-208.

[2] R. McCabe, et al., Philos. Mag., 2006. 86(23): p. 3595-3611.

[3] H. Abe, et al., J. Nucl. Sci. Technol. 2015. 52(10): p. 1232-1239.

照射ジルコニウム合金中の Fe クラスターと Fe 量の関係

Correlation between Fe content and formation of Fe (nano) clusters in irradiated zirconium alloys

*澤部 孝史[1]，園田 健[1]

[1]電力中央研究所

照射による析出物原子の溶出は、被覆管の耐食性に影響を及ぼすと考えられ、当所は照射ジルコニウム合金中の溶出原子の分布を調べている。本発表では、中性子照射されたジルコニウム合金のアトムプローブ観察により得られた溶出 Fe 原子の分布と Fe 量の関係を報告する。

キーワード：ジルコニウム合金，燃料被覆管，金属析出物，中性子照射，アトムプローブトモグラフィー

1. 緒言

当所は、これまで照射により析出物から溶出した Fe, Cr がナノサイズのクラスターを形成して、母相中に点在すること確認した[1]。クラスターの寸法および数密度は、照射量とともに増加する傾向があった。本研究では、新たに Fe 量の異なる照射ジルコニウム（Zr）合金被覆管材に対して、アトムプローブ（APT）観察を実施し、Fe 量とクラスターの寸法および数密度との関係を調査した。

2. 試料と実験方法

高 Fe 材（Fe 量 0.43 at%）、中 Fe 材（0.29 at%）、低 Fe 材（0.18 at%、既往研究[1]で使用）の Zr 合金を用いた。これらは BWR で照射され、最大の中性子照射量は 15×10^{25} /m^2 (E > 1 MeV)であった。集束イオンビーム装置を用いて試料を作製し、アトムプローブ（APT）観察を実施した。APT データから三次元アトムマップを構築して、TEM 観察結果と比較した。クラスター探索には Maximum Separation 法を用いた。

3. 結果

多くのクラスターは c 成分転位に沿って観察された。検出したクラスターは一定密度の球体と仮定し、図 1 に平均クラスター半径と照射量の関係を示す。照射量 10×10^{25} /m^2 まで Fe 量の影響は見られないが、高照射量では高 Fe 材のみ、平均クラスター半径が増加した。図 2 にクラスター数密度と照射量の関係を示す。数密度は 10^{23} 個/m^2 オーダーまで増加し、Fe 量の影響は見られなかった。また、クラスターを除く母相中の Fe 濃度は、およそ 0.1 at%と評価された。

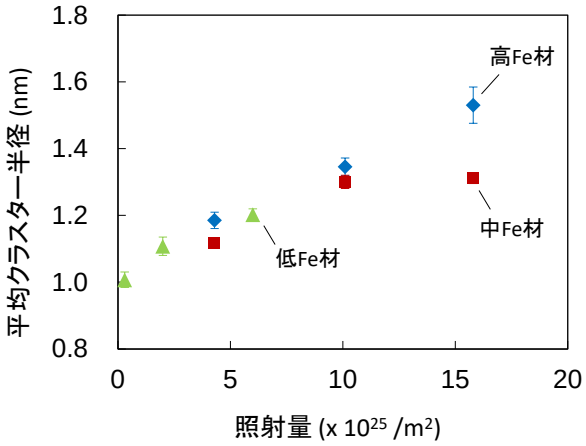


図1 平均クラスター半径と照射量の関係

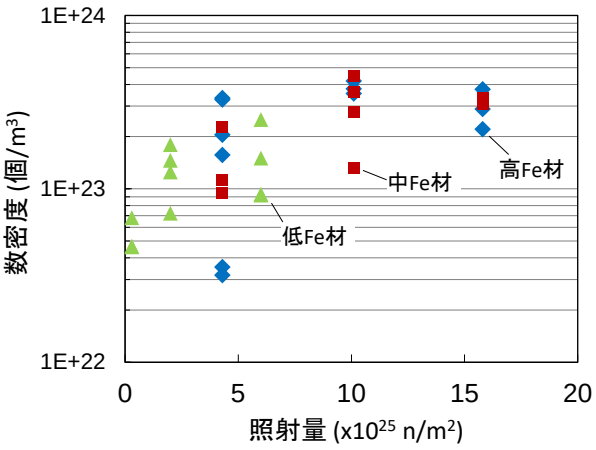


図2 クラスター数密度と照射量の関係

参考文献

[1] T. Sawabe, T. Sonoda, S. Kitajima, Proceedings of WRFPM 2014, Sendai, Japan, Sep. 14-17, 2014, Paper No. 100139.

*Takashi Sawabe[1] and Takeshi Sonoda[1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

Oral presentation | VI. Health Physics and Environmental Science：Health Physics and Environmental Science

Thu. Sep 14, 2017 9:30 AM - 10:35 AM JST | Thu. Sep 14, 2017 12:30 AM - 1:35 AM UTC | Room Q Lecture Hall - Frontier Research in Applied Sciences Building

[2Q01-04] Dosimetry 2

Chair:Jun Hirouchi (JAEA)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2Q01] Study of personal dosimeters used for 3 mm dose equivalent due to β-rays

*Hideo Hirayama[1] (1. High Energy Accelerator Research Organization)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2Q02] Effect of coexistent zirconium with uranium solution in total reflection X-ray fluorescence analysis

*Tsugufumi Matsuyama[1,2], Yukie Izumotp[1], Kota Ishii[2], Fumiaki Kan[2], Yasuhiro Sakai[2], Hiroshi Yoshii[1] (1. QST, 2. Toho.Univ.)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[2Q03] Study on the Analysis Method for Radioactive Strontium in Environmental Samples by ICP-MS with Online Solid Phase Extraction

*Kayo Yanagisawa[1], Haruka Kuwata[1], Hiroki Hagiwara[1], Yasuhiro Uezu[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[2Q04] Gamma ray effect on reading charged particle tracks incidenting oblique into FNTD

*Takuya Hashizume[1,2], Tohru Okazaki[1], Toshiya Sanami[2,3], Masayuki Hagiwara[2,3], Hiroaki Hayashi[4], Hideaki Monjushiro[2,3], Ikuo Kobayashi[1] (1. Nagase Landauer, Ltd., 2. SOKENDAI, 3. KEK, 4. Tokushima Univ.)

10:30 AM - 10:35 AM JST | 1:30 AM - 1:35 AM UTC

Time reserved for Chair

β線による3ミリメートル線量当量測定用個人線量計の検討

Study of personal dosimeters used for 3 mm dose equivalent due to β-rays

*平山　英夫[1]
[1]高エネルギー加速器研究機構

モンテカルロ計算コード egs5 を用いて、Y-90β 線による 3 ミリメートル線量当量を測定する線量計について検討した結果を報告する。

キーワード：β線、3ミリメートル線量当量、Y-90、egs5

1. 緒言

ICRP による水晶体の等価線量限度引き下げ勧告に関連して、水晶体の線量評価法に関する検討が行われている。しかしながら、医療現場での X 線に関するものがほとんどで、β 線による水晶体の線量測定についてはほとんど行われていない。これは、水晶体の被曝が問題になるような高濃度の β 線源汚染物を扱う場が想定しにくいことによると思われる。一方、福島第１原子力発電所（１F）では、高濃度の Sr-90/Y-90 汚染物質の扱いが必要であり、β線による水晶体の線量評価について検討する必要な状態が存在する。

2. β線による３ミリメートル線量当量の評価と測定法についての検討

2-1. β線による３ミリメートル線量当量の計算

電子による３ミリメートル線量当量が若干過小評価するエネルギー領域があるものの、水晶体の有感部及び水晶体全体の吸収線量から求めた等価線量を安全側に評価していることは、Behrens[1)] により報告されている。egs5[2)] を用いて求めた平板ファントムのβ線による３ミリメートル線量が Behrens の結果と一致することを確認し線量計の検討に使用した。

2-2. 質量阻止能

β 線を含む電子の３ミリメートル線量当量を測定する個人線量計を検討する上では、物質による質量阻止能の違いを、(1) フィルターによる減衰、及び (2) 計算求めた検出素子の吸収線量から人体等価物質の吸収線量に変換において考慮する必要がある。

2-3. β線による線量計の校正法

β線は、影響する領域が小さいことから、X 線の場合に比べてファントムによる散乱の影響が小さい。また、１F で水晶体の被曝が問題になる核種は Sr-90/Y-90（Sr-90 のβ線は３ミリメートル線量当量に寄与しないので、実際は Y-90β 線）なので、Sr-90/Y-90 線源により線量計を照射し、計算で求めた３ミリメートル線量当量と比較することにより校正できると考えられる。

講演では、既存の線量計を Sr-90/Y-90β 線による３ミリメートル線量当量線量測定の可能性について検討した結果を報告する。

参考文献

[1] R Behrens, “On the operational quantity Hp.3/ for eye lens dosimetry”, J. Radiol. Prot. 32 (2012) 455–464.

[2] H. Hirayama, Y. Namito, A. F. Bielajew, S. J. Wilderman and W. R. Nelson, “The EGS5 Code System”, SLAC-R-730 (2005) and KEK Report 2005-8 (2005).

---

*Hideo Hirayama[1]

[1]High Energy Accelerator Research Organization

ウラン溶液の全反射蛍光 X 線分析における共存ジルコニウムの影響

Effect of coexistent zirconium with uranium solution in total reflection X-ray fluorescence analysis

*松山 嗣史[1,2]，伊豆本 幸恵[1]，石井 康太[2]，菅 史明[2]，酒井 康弘[2]，吉井 裕[1]
[1]量研機構，[2]東邦大理

福島第一原子力発電所の炉心周辺にある汚染水はウランを含む可能性がある。我々は全反射蛍光 X 線分析法を用いてこの汚染水中のウランを高感度に分析する方法の開発を行ってきた。今回は汚染水に含まれることが予期されるジルコニウムがウランの分析に及ぼす影響を調査した。

キーワード：ウラン，汚染水，ジルコニウム

1. 緒言

東京電力福島第一原子力発電所（1F）内の炉心周辺の作業を行う際に汚染水が見つかる可能性がある。この汚染水はウランを含む可能性があり、これを排水として放出する場合、ウランの放射能濃度を測定する必要がある。一般に、汚染水中のウランは放出する α 線を計測することで放射能濃度を決定されるが、この方法では長時間に及ぶ濃縮や数時間程度の計測が必要である。そこで、我々は全反射蛍光 X 線分析法を用いて溶液中のウランを迅速に分析する方法の開発を行ってきた [1]。本研究では実際の 1F にある汚染水に含まれるジルコニウムがウランの分析に及ぼす影響について調査した。

2. 実験

ウランを含む多元素標準溶液をジルコニウム標準液と混合させてジルコニウム混合ウラン溶液を作成した。また、ジルコニウム混合ウラン溶液には内標準元素としてインジウムも混合させた。そしてそれを石英ガラス基板に滴下・乾燥して、可搬型全反射蛍光 X 線分析装置 200TX（ourstex 社）で測定した。

3. 結果

ジルコニウムとウランの濃度が 10 ppm、1 ppm のジルコニウム混合ウラン溶液の代表的な全反射蛍光 X 線スペクトルを図 1 に示す。測定されたスペクトルには、ジルコニウム混合ウラン溶液に含まれる元素のほかに、X 線管のターゲットであるタングステンの Kα 線や試料台に含まれるシリコンの Kα 線、空気中に 0.9%含まれるアルゴンの Kα 線などが観測された。本研究から、ジルコニウムの量を増やすことで検出器に入る散乱線などが増加し、ウランの分析に影響を及ぼすことが示唆された。

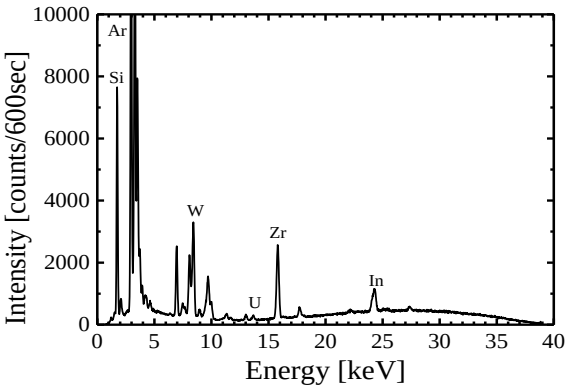


図 1.ジルコニウム混合ウラン溶液の全反射蛍光 X 線スペクトル

参考文献

[1] T.Matsuyama et.al, *Journal of Nuclear Science and Technology*, 2017, (accepted)

---

*Tsugufumi Matsuyama[1,2], Yukie Izumoto[1], Kota Ishii[2], Fumiaki Kan[2], Yasuhiro Sakai[2] and Hiroshi Yoshii[1]
[1]QST., [2] Toho Univ.

オンライン固相抽出/ICP-MS による 環境中放射性ストロンチウム分析法の検討

Study on the Analysis Method for Radioactive Strontium in Environmental Samples by ICP-MS with Online Solid Phase Extraction

*柳澤 華代[1]，桑田 遥[1]，萩原 大樹[1]，植頭 康裕[1]

[1] 日本原子力研究開発機構

オンライン固相抽出/誘導結合プラズマ質量分析装置 (ICP-MS) を用いた放射性ストロンチウム (^{90}Sr) の分析における環境試料への適用性向上を目的として，共存物質存在下での測定値の挙動を調査した。

キーワード：オンライン固相抽出，ICP-MS，放射性ストロンチウム，環境試料

1. 緒言

^{90}Sr は周期表上，Ca と同じ第 2 族に属し，化学的挙動が Ca と類似することから，骨に対して高い親和性を有する[1]。そのため，骨や殻ごと食べる水産物中の ^{90}Sr 濃度を求めることは重要である。オンライン固相抽出/ICP-MS[2]は，従来の放射能測定法に比べ，^{90}Sr を迅速かつ簡便に測定できる。一方，共存物質が多量に含まれる場合，シグナル強度の減少や回収率の低下が起こる懸念がある。本法を用いて水産物試料を分析した例はこれまでにないことから，本法の適用範囲拡大のため，水産物試料の Ca 含有量及び共存物質 (Ca) 存在下における測定値の挙動を調査した。

2. 概要

2-1. 水産物試料の Ca 含有量測定

環境試料中の主成分元素の含有量を把握するため，そのひとつである Ca に着目し，市販の水産物 1 g (乾燥物は 0.5 g) をマイクロ波試料前処理装置によって分解し，蒸留水で希釈して ICP-AES で測定した (Table. 1) 。各試料について，参考値とよく一致したことから妥当な値であると確認できた。この結果から，供試量 10g，最終試料量 50 mL とした場合，測定試料中には最大約 4000 mg/L の Ca が含まれると推定された。

Table. 1　水産物試料の Ca 含有量

試料名	採取場所	試料数	Ca含有量 (mg/g)	
			ICP-AES測定値	参考値
アキアミ (全体, 乾燥)	瀬戸内海	n=5	19.1±2.19	21.0 #1
マコガレイ (可食部, 生)	福島県沖	n=4	0.56±0.34	0.46 #2

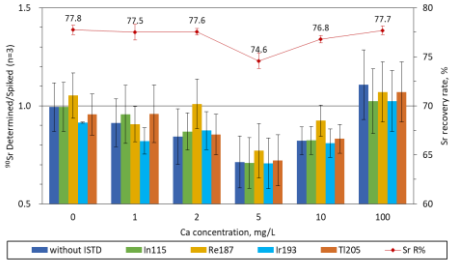


Fig. 1　Ca 濃度による ^{90}Sr 定量値への影響

2-2. Ca 濃度による ^{90}Sr 定量値への影響

既知濃度の ^{90}Sr を含む 20%硝酸溶液 10 mL に，Ca として 1～100 mg/L となるよう $CaCO_3$ を添加し，繰り返し測定を行った (Fig. 1) 。測定は，内標準補正シグナル積算法[3]に基づき，10 µg/L の内標準溶液を導入しながら行った。また，安定 Sr を 100 µg/L 含む 20%硝酸溶液を同条件で分離・濃縮し，カラム通液前後の安定 Sr 量を ICP-AES により測定することで，Sr の回収率を算出した。^{187}Re を用いて補正した場合，測定値は添加濃度 (約 110 Bq/L) に対して RSD 8.0～15.3%の範囲で一致した。しかし，一部で，添加濃度に対して最大約 30%低い値が得られた。このとき，Sr 回収率も同様の傾向を示したことから，今回の調査範囲内では，主に，Sr 回収率の変化が質量分析の測定結果へ影響すると考えられる。

参考文献

[1] ICRP, ICRP Publication 78 (1997).　[2] Y. Takagai et al., Anal. Methods, **6**, 355 (2014).

[3] M. Furukawa et al., BUNSEKI KAGAKU, **61**, 181 (2017).

---

*Kayo Yanagisawa[1], Haruka Kuwata[1], Hiroki Hagiwara[1] and Yasuhiro Uezu[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency.

蛍光飛跡検出器に斜め入射した荷電粒子の飛跡読取りにおけるγ線の影響評価

Evaluation of gamma-ray effect on reading tracks of charged particles entering obliquely into FNTD

*橋詰拓弥[1,2]，岡崎徹[1]，佐波俊哉[2,3]，萩原雅之[2,3]，文珠四郎秀昭[2,3]，林裕晃[4]，小林育夫[1]
[1]長瀬ランダウア（株），[2]総合研究大学院大学，[3]高エネルギー加速器研究機構，[4]徳島大学

蛍光飛跡検出器 (FNTD) を中性子線量測定に利用する場合、γ 線によるバックラウンド (以下、BG) ノイズの増加は、線量評価の基となる蛍光画像において飛跡読み取りを妨害する。本研究では異なる角度から FNTD に入射したα線粒子に起因する飛跡の特徴と、同飛跡画像の読み取りにおけるγ線影響を評価した。
キーワード：蛍光飛跡検出器 (FNTD)、荷電粒子、γ線

【 **背景** 】Al_2O_3:C,Mg を用いた FNTD 中性子線量計では、中性子とコンバータ内物質との核反応で発生した荷電粒子が、FNTD に様々な角度から入射する。中性子線量は FNTD 中のある深さ平面における飛跡を画像化し、測定した飛跡密度に校正乗数を乗じることで算出する。商用 FNTD リーダーでは、中性子照射とγ線照射 (10 mSv~) が重複すると、蛍光飛跡にγ線由来の BG ノイズが重なり、飛跡の誤認が生じる。我々は 0°方向からα線を照射した FNTD にγ線照射を重畳させ、蛍光飛跡の誤認に関する研究を行ってきた。今回の研究では斜めからα線を照射した FNTD に生成された蛍光飛跡の特徴を明らかにした。またそれら飛跡を商用 FNTD リーダーで読み取ることで、γ線が蛍光飛跡の誤認に与える影響を調べた。

【 **方法** 】0、30、45、60°方向から ^{241}Am-α線を照射した FNTD の 3.5 μm 深さを商用 FNTD リーダーでスキャンし、100 × 100 μm^2 (512×512 pixels) の飛跡画像を取得した (図 1)。画像上の飛跡を角度ごとに分類し、ROI を設定した。ROI 外の領域における pixel ごとの相対蛍光量：蛍光強度を測定し、BG 領域における蛍光強度の平均値: $Mean_{BG}$ および標準偏差: σ_{BG} を決定した。一方 ROI 内では、“蛍光強度＞$Mean_{BG} + 3\sigma_{BG}$”を満たす pixel を飛跡領域と定義し、各飛跡領域の蛍光強度を測定した。続いて同一 FNTD に ^{137}Cs-γ線を追加照射し (254 mSv) 、蛍光画像を取得した。γ線照射後の蛍光画像においても、同一座標を飛跡領域および BG 領域と定義し、飛跡および BG 領域との蛍光強度を測定した。

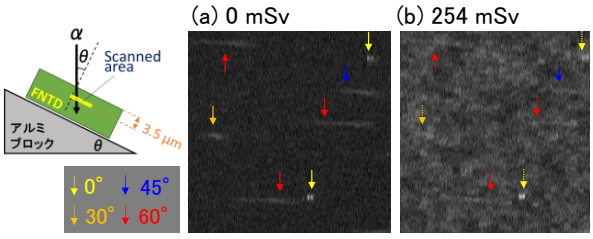


図 1: ^{241}Am-α線を 0、30、45、60°方向から照射した FNTD の蛍光画像(a)、および ^{137}Cs-γ線を追加照射して得られた蛍光画像(b)。同一飛跡を観測している。

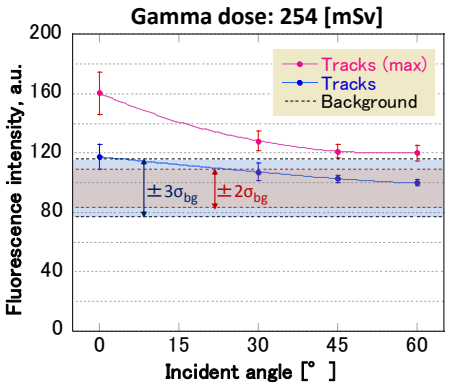


図 2: γ線照射後のα線飛跡領域 (0、30、45、60°) の蛍光強度 (/pixel) を示す。Tracks (max) は抽出された飛跡領域での最大値を、Tracks は飛跡領域での平均値を示した。

【 **結果・考察** 】入射角度の増大に伴い飛跡領域が大きくなる (図 1) ことから、本リーダーが特定の深さ平面をスキャンする際には、ある程度の深さ幅に生成された蛍光の積分値を観測していると考えられる。このことから、角度照射では蛍光が観測される飛跡領域が広く、pixel 当たりの蛍光強度が低くなる。γ線照射後の蛍光画像でも同様に、入射角度の増大に伴い pixel 当たりの蛍光強度が低減することから、蛍光飛跡が BG ノイズに埋もれて飛跡の判別が難しくなることが実証された (図 2)

*Takuya Hashizume[1,2], Tohru Okazaki[1], Toshiya Sanami[2,3], Masayuki Hagiwara[2,3], Hideaki Monjushiro[2,3], Hiroaki Hayashi[4] and Ikuo Kobayashi[1] __ [1]Nagase Landauer, Ltd, [2]SOKENDAI, [3]KEK, [4]Tokushima Univ.

Oral presentation | VI. Health Physics and Environmental Science：Health Physics and Environmental Science

Thu. Sep 14, 2017 10:35 AM - 12:00 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 1:35 AM - 3:00 AM UTC | Room Q Lecture Hall - Frontier Research in Applied Sciences Building

[2Q05-09] Dose Assessment and Radiation Protection

Chair:Hideo Hirayama (KEK)

10:35 AM - 10:50 AM JST | 1:35 AM - 1:50 AM UTC

[2Q05] Comparison of improved CORSOR-M model for CsI

*Masami TAIRA[1], Yuji ARITA[2] (1. Advanced Interdisciplinary Science and Technology, Univ. of Fukui, 2. Research Institute of Nuclear Engineering, Univ. of Fukui)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[2Q06] Consideration of Dose Evaluation Model of Emergency Responders in Off-site

(2)Consideration of Suitability and Development of Dose Evaluation Model

*kazumasa shimada[1], Toshihisa Sasaki[1], Masanori Kimura[1], Masahiro Munakata[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[2Q07] Dose evaluation related to land formation using recycled material of contaminated soil

*Asako Shimada[1], Hiromi Nemoto[1], Takuma Sawaguchi[1], Seiji Takeda[1] (1. JAEA)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[2Q08] Evaluation of reduction effects for external exposures in vehicles evacuation after nuclear accident

*Shogo Takahara[1], Masatoshi WATANABE[1], Jun HIROUCHI[1], Masashi IIJIMA[1], Masahiro MUNAKATA[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[2Q09] Examination of the decreasing effect on internal exposure by sheltering

(3)Investigation of penetration factor in real houses

*Jun Hirouchi[1], Shogo Takahara[1], Hiroshi Komagamine[1], Masatoshi Watanabe[1], Masahiro Munakata[1] (1. JAEA)

11:50 AM - 12:00 PM JST | 2:50 AM - 3:00 AM UTC

Time reserved for Chair

CsI における改良 CORSOR-M モデルの比較

Comparison of improved CORSOR-M model for CsI

*平等　雅巳[1]，有田　裕二[2]

[1]福井大学大学院工学研究科総合創成工学専攻，[2]福井大学附属国際原子力工学研究所

シビアアクシデント（SA）解析コードは SA を評価するのに効果的な手法である。これらのコードでは核分裂生成物の放出に関して CORSOR-M モデルというものが広く使用されている。本研究はこのモデルを熱力学的なデータ（蒸発エンタルピー）を用いて改良することを目指した。

キーワード：ヨウ化セシウム、模擬燃料、CORSOR-M モデル、四重極型質量分析計

1. 緒言

シビアアクシデント（SA）解析コードは SA を評価するのに効果的な手法であり、また多くの SA 解析コードが存在する。これらのコードでは核分裂生成物（FP）の放出に関して CORSOR-M モデルというものが広く使用されている。しかし CORSOR-M モデルは実験式をアレニウスプロットでフィッティングすることで得られた半経験式[1]であり、パラメータに明確な物理的意味は存在しない。本研究では模擬燃料サンプルに含有させた代表的な FP の一つであるヨウ化セシム（CsI）を蒸発させ得られたデータを用い、CORSOR-M モデルを熱力学的なデータ（蒸発エンタルピー）を用いて改良することを目指した。

2. 実験

ウランの模擬として酸化セリウム（CeO_2）を選択し、また FP としてヨウ化セシウム（CsI）を用いた。CeO_2 に対して 2.5mol%を添加し放電プラズマ焼結（SPS）法で作成した[2]。放出する CsI を観測する装置として四重極型質量分析機を用い、連続的に観測した。上記で得られたデータをアレニウスプロットでフィッティングし、改良したモデル式（改良モデル）を得た。

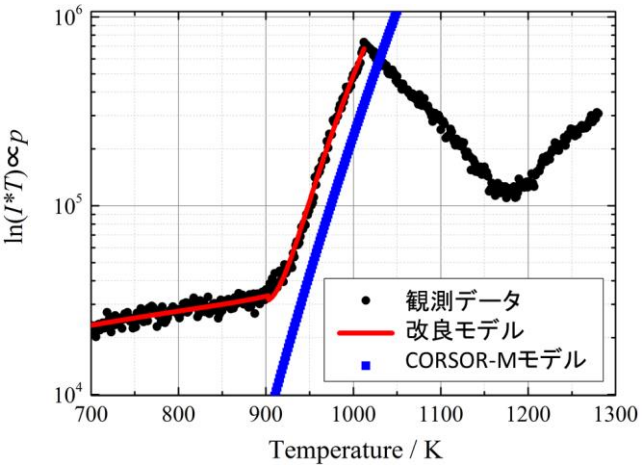


図 1 改良モデルと COSROS-M モデルの比較

3. 結論

本研究で熱力学的なデータを組み込んだ改良モデルの可能性を示唆できた。今回は蒸発エントロピーのみを関連付けており、他のパラメータは考慮していない。今後は別の FP を用い同様の検証を行い、またそれぞれのエンタルピーとの関係性を CORSOR-M モデルと関連付け、熱力学的データを用いることによる普遍的な FP 放出モデルを完成させていく予定である。

参考文献

[1] Lorenz, R. A. et al., “A Summary of ORNL Fission Product Release Tests With Recommanded Release Rates and Diffusion Coefficients”, NUREGCR-6261, 1995.

[2] 髙松 佑気, 黒崎 健, 石井 大翔, 逢坂 正彦, 中島 邦久, 三輪 周平, ディレンマ フィデルマ, 大石 佑治, 牟田 浩明, 山中 伸介, ” Cs 及び I の放出挙動評価を目的とした CsI-CeO_2 模擬燃料の作製”, 日本原子力学会 2016 年秋の大会, 3B11.

---

*Masami Taira[1], Yuji Arita[2]

[1]Advanced Interdisciplinary Science and Technology, Univ. of Fukui, [2]Research Institute of Nuclear Engineering, Univ. of Fukui.

オフサイトにおける防災業務関係者の線量評価モデルの検討
（2）線量評価モデルの構築と適応性の検討

Development of Dose Evaluation Model of Emergency Responders in Off-site
(2) Consideration of Suitability and Development of Dose Evaluation Model

*嶋田 和真[1]，佐々木 利久[1]，木村 仁宣[1]、宗像 雅広[1]
[1]日本原子力研究開発機構

オフサイトにおいて住民の避難誘導等を行う防災業務関係者の線量評価モデルを開発した。福島第一原子力発電所(1F)事故時のオフサイトで活動した防災業務関係者の活動記録に対して本線量評価モデルを適応して外部被ばく実効線量を算出し、個人線量計の実測値と比較を行い、モデルの適応性を検討した。

キーワード：防災業務関係者，福島第一原子力発電所事故，オフサイト，線量評価モデル

1. 緒言　本研究は、防災業務関係者の安全確保を事前に検討するための線量評価モデルの開発を目的としている。1F 事故時の情報を基に防災業務関係者の線量評価モデルを開発し、その適応性を検討した。

2. 手法　1F 事故時のオフサイトにおける防災業務関係者の活動記録から活動内容・場所等を分析した。防災業務関係者の 1 日の活動場所は市町村毎に限定されていたものの、屋外で活動する場合には線量率の大小様々な場所で活動していたことから、個人ごとの線量率の変動が大きい結果であった。活動記録を基に、本研究では、防災業務関係者が屋外あるいは屋内活動をする場合、活動に移動を伴うあるいは伴わないなどの活動パターンに分類した。屋外で移動を伴う活動する場合には、活動範囲を移動し続けると仮定し、各時刻の活動範囲内の線量率の最大値及び平均値を活動時間に対してそれぞれ積算し、その日の累積線量を算出した。1F 事故時の活動領域内における線量率は、UNSCEAR[1]のソースタームを用いた大気拡散・沈着計算により放射性物質の大気中濃度、地表面沈着量をそれぞれ計算し、線量換算係数を乗じて求めた。

3. 結果　1F 事故時の防災業務関係者の被ばく線量の実測値と計算値との比較を図に示す。この防災業務関係者は、14 日は双葉町、16 日は楢葉町、17 日以降は南相馬市で活動した。検討会報告書[2]から、UPZ 圏内の避難支援等の防災業務活動は放射性物質の沈着後に活動が開始されると考えられる。そこで、モニタリングポスト（MP）の結果 [3]からプルームが通過したと考えられる活動日(24 日まで)を除外し、グラウンドシャインからの被ばくが主たる被ばく要因と想定される活動日について実測値と計算値を比較した。なお、震災直後の南相馬市の MP のデータは欠損していたため、近隣の浪江町の MP の値からプルーム通過の有無を判断した。25 日以降について外部被ばくの実測値と計算値の平均値とを比較した結果、Factor2 以内の範囲で一致した。評価結果の違いには活動場所の不確かさが影響していると考えられる。また、計算の最大値を用いた評価は、実測値を保守的に評価できていることがわかった。

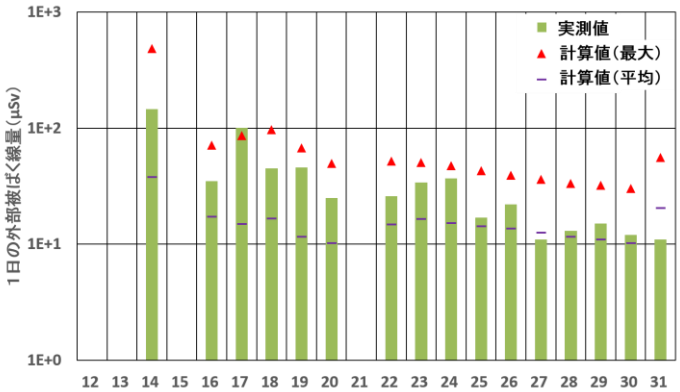


図　防災業務関係者の日毎の累積線量に対する実測値と計算値の比較

4. **結論**　本評価モデルにおいて UPZ 圏内の避難支援等の防災業務関係者の被ばく線量を概ね評価できることが示唆された。

参考文献 [1]UNSCEAR.Vol 1 (2013) [2]オフサイトの防災業務関係者の安全確保に関する検討会報告書（2016）
[3]福島県 HP：http://www.pref.fukushima.lg.jp/sec/16025d/post-oshirase.html（2017 年 7 月 20 日）

本発表は、内閣府受託（平成 28 年度地域防災計画・避難計画の充実化の支援に資する技術的知見の整備事業）の成果である。

*Kazumasa Shimada[1], Toshihisa Sasaki[1] Masanori Kimura[1] and Masahiro Munakata[1]　[1]Japan Atomic Energy Agency

除去土壌の再生資材を用いた土地造成に伴う線量評価

Dose evaluation related to land formation using recycled material of contaminated soil

*島田　亜佐子[1]，根本　宏美[1]，澤口　拓磨[1]，武田　聖司[1]
[1]原子力機構

除去土壌の再生資材を埋戻材として床堀型の土取場の土地造成を行うことを想定し、施工から供用、災害時の作業者や一般公衆の被ばく経路を設定して線量評価を行った。その一連の評価結果から、除去土壌の本用途への再生利用可能な放射能濃度レベルを算出した。

キーワード：再生利用，土地造成，除去土壌，線量評価

1. 緒言

環境省は、福島県内の除染で発生した除去土壌等について資源の有効活用や将来の処分量の低減の観点から再生資材として処理し、適切な管理の下、公共事業等の土木構造物の部材に限定し、被ばく線量を制限するための適切な措置を講じた上で利用する方針を示した(「再生資材化した除去土壌の安全な利用に係る基本的考え方について」(2016))。本報告では、除去土壌の再生利用に係る指針等の策定に資するため、様々な土地造成のうち上記方針を満たし人為的形質変更が想定されない用途に用いることとして、床堀型の土取場の土地造成に再生資材を埋戻材として利用する場合を想定し、施工時、供用時における作業者および一般公衆に対する追加被ばく線量を評価した。そして、その結果から再生利用可能な放射性 Cs 濃度や施設の設計条件について検討を行った。さらに、土取場の造成地において想定される災害時における被ばく線量が 1 mSv/y を超えないことを確認した。

2. 評価方法

国土交通省の標準歩掛り等に基づき、通常の土地造成に係る主な作業工程や作業形態を抽出し、それを基に施工時のシナリオを作成した。また、草本または木本が植栽された土地造成地の通常の利用、周辺居住、保全作業等を想定して供用時のシナリオを作成した。災害時のシナリオは自然災害による土木構造物等の破損事例等や復旧方法を調査して作成した。作成したシナリオや被ばく経路に対して、基本的にはクリアランスレベル評価等で評価実績のあるモデルを用いて単位再生資材中濃度当たりの被ばく線量を評価した。ただし、外部被ばく線量換算係数については、国内の土取場の規模を調査して埋戻材の規模や形状を安全側に設定し、かつ、木本植栽の場合には、再生資材から樹木へ放射性 Cs が移行することを想定し、生長した樹木及び伐採により地面へ堆積された樹木、堆積されたリターフォールからの外部被ばくを経時的に評価可能とするモデルを構築し、MCNP コードを用いて独自に計算した。全被ばく経路に対して、算出した単位再生資材中濃度当たりの被ばく線量から 1 mSv/y 相当濃度(年間追加被ばく線量が 1 mSv を超えない放射性 Cs 濃度)を逆算した。また、最も被ばく線量が高くなる経路（決定経路）の 1 mSv/y 相当濃度を再生利用可能な放射能濃度レベルとした。この濃度レベルを安全側に丸めた濃度を用いて被ばく線量を評価した時に、供用時の公衆の年間追加被ばく線量が 10 μSv を超えないための遮へい材の厚さ条件を検討した。同様の濃度を用いて災害時の被ばく評価も行った。

3. 結論

図 1 に木本植栽（広葉樹・間伐）のケースについて主要な被ばく経路における 1 mSv/y 相当濃度をまとめた。評価したすべてのケースについて、埋戻し施工作業者の外部被ばく経路が決定経路となり、再生利用可能な放射能濃度は 4900 Bq/kg と算出された。この結果を踏まえ 4000 Bq/kg の再生資材を利用するとした場合、周辺居住者(子ども)の被ばく線量が 10 μSv/y を超えないための条件は 40 cm 以上の客土であることが分かった。また、評価対象として選定した津波、火災、異常降雨の災害時の被ばく線量が 1 mSv/y を超えないことを確認した。

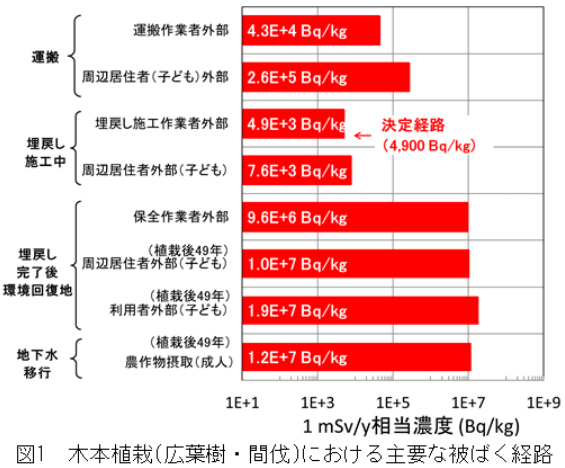


図1　木本植栽(広葉樹・間伐)における主要な被ばく経路における1 mSv/y相当濃度

*Asako Shimada[1], Hiromi Nemoto[1], Takuma Sawaguchi[1] and Seiji Takeda[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

原子力事故後の自動車避難に関する外部被ばく低減効果の評価

Evaluation of reduction effects for external exposures in vehicles evacuation after nuclear accident

*高原 省五[1], 渡邊 正敏[1], 廣内 淳[1], 飯島 正史[1], 宗像 雅広[1]
[1] 日本原子力研究開発機構

自動車の形状及び重量に基づいて三次元モデルを開発した。放射線輸送計算コードMCNPを用いて地表面沈着^{137}Csからの線量率を計算し、福島事故後の汚染地域での実測した車体内外での線量率と比較してモデルの妥当性を検証した。このモデルを用いて原子力事故時のガンマ線に対する自動車の外部被ばく低減効果を評価した。

キーワード：原子力防災，自動車避難，外部被ばく，被ばく低減効果

1. 緒言　住民避難は原子力事故後に実施される防護措置の一つであり、放射性プルームからの外部被ばくとその吸入による内部被ばくと、沈着核種からの外部被ばくを低減するための措置である。避難を効果的に実施するためには、屋内退避等の他の防護措置との連携に加えて、避難の手段としても、徒歩、自家用車及びバスでの避難を上手く組み合わせて最適な防護戦略を策定しておく必要がある。自動車の被ばく低減効果はこのような戦略の策定に不可欠な情報の一つであるが、現在の日本で普及している自動車を対象とした被ばく低減効果の評価はこれまでに行われていない。そこで、本研究では、我が国における原子力事故後の防護戦略の最適化に資するため、日本の自家用車及びバスの三次元モデルを開発し、事故時のガンマ線に対する外部被ばく低減効果を評価した。

2. 自動車モデルの開発　日本の4車種（重量800-1930 kg）に対してモデルを作成した。自動車モデルの形状は、実際の車体の全高、全幅及び全長に基づく直方体とした。前後左右には窓を配置した。これらの形状に関する情報は、車検証及びメーカーのカタログを用いて調査した。屋根を除く車体全体で一様なステンレス鋼製であると仮定して、車体の表面積と重量から車体の鋼板厚さを算出した。車両の屋根厚さはメーカーからの情報提供をもとに0.8 mmとした。

放射線輸送計算コードMCNPを用いて地表面に沈着した^{137}Csによる自動車内外での線量率を計算した。被ばく低減効果は、被ばく低減係数（DRF）を用いて評価することとし、自動車外部（地表面から1 m高）での線量率に対する自動車内部（座席面から15 cm高）の線量率の比としてDRFを定義した。自動車モデルの妥当性を検証するため、福島事故後の汚染地域において自動車内外の線量率を実測してDRFを評価した。モデルによるDRFと実測によるDRFとの比較結果を右下図に示す。実測した場所は過去に除染が行われた場所であり、地表面に線源を分布させた場合（実効深度$\beta = 0$ g cm^{-2}）には実測値を再現することができなかったものの、地中方向への移行を考慮した場合（実効深度$\beta = 10$ g cm^{-2}）には実測値を再現でき、モデルの妥当性を確認することができた。

3. 被ばく低減効果の評価　開発したモデルを用いて日本の自家用車4車種と、住民避難での利用が想定される大型バスのDRFを評価した。原子力事故直後の放射性核種の分布を考慮して、(i) 放射性プルームからの外部被ばく（クラウドシャイン）及び (ii) 沈着核種からの外部被ばく（グランドシャイン）に対する被ばく低減係数を評価した。放射性プルームからのガンマ線のエネルギーは代表的な事故シナリオで放出される核種からのガンマ線のエネルギーを包含するように0.4–1.5 MeVの範囲とした。また、沈着核種については^{137}Csのみを対象とし、事故直後であることから地表面（$\beta = 0$ g cm^{-2}）に存在するものとした。

この結果、自家用車4車種の被ばく低減係数は、0.4-1.5 MeVのクラウドシャインに対して0.66-0.88、^{137}Csからのグランドシャインに対して0.64-0.73となった。また、大型バスの中央客席においては、グランドシャインとクラウドシャインに対するDRFはそれぞれ0.45-0.47及び0.69-0.87となった。

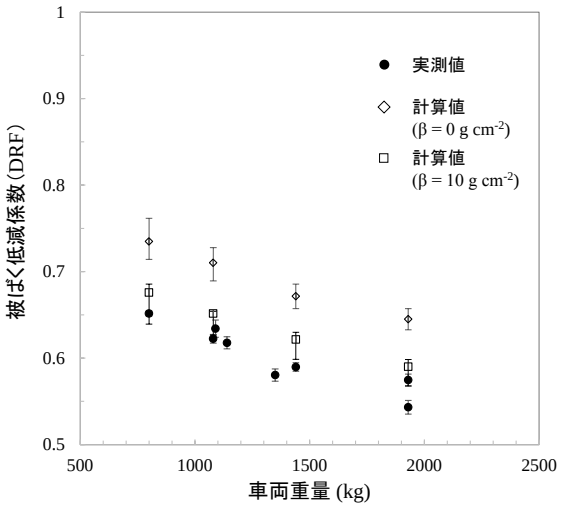


図　被ばく低減係数の実測値と計算値との比較

本研究は平成27年度「原子力施設等防災対策等委託費（防護措置の実効性向上に関する技術的知見の整備）事業」及び平成28年度規制庁受託「原子力施設等防災対策等委託費（防護措置の実効性向上に関する調査研究）事業」の成果の一部である.

*Shogo TAKAHARA[1], Masatoshi WATANABE[1], Jun HIROUCHI[1], Masashi IIJIMA[1] and Masahiro MUNAKATA[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

屋内退避による内部被ばくの低減効果の調査　(3) 実家屋での浸透率の調査

Examination of the decreasing effect on internal exposure by sheltering
(3) Investigation of penetration factor in real houses

*廣内 淳[1], 高原 省五[1], 駒ヶ峯 弘志[1], 渡邊 正敏[1], 宗像 雅広[1]
[1]原子力機構

屋内退避による内部被ばくの低減効果は多くの因子に影響される。家屋内への放射性物質の侵入割合(浸透率)は被ばく低減係数に大きな影響を与えるものの、低減効果を評価する目的で日本の代表的な家屋で浸透率を実測した例はない。本研究では、実家屋で室内外のエアロゾル濃度を連続測定し、粒子状物質の家屋内への浸透率を導出した。

キーワード：屋内退避, 吸入被ばく, 浸透率

1. 緒言　原子力災害時の公衆に対する被ばく低減措置の一つとして、屋内退避が挙げられる。屋内退避による内部被ばくに対する低減効果の定量的評価はほとんど行われていない。この原因の一つとして、屋内退避による内部被ばくに対する低減効果は様々な変動因子に左右されていることが挙げられる。前回までの発表で、コンパートメントモデルを用いた感度解析により、粒子状物質を対象とした場合に低減効果に最も影響を与える因子が浸透率であることを示した[1]。しかしながら、アメリカで浸透率を求めた実験[2]はあるものの、その値を日本家屋にそのまま適用できるかのエビデンスはない。さらに、求められた浸透率は大きな不確かさを持っており、どの因子に影響を受けているかが不明である。そこで、本研究では日本家屋での浸透率の変動幅を導出することを目的として、実家屋で粒子状物質を対象とした浸透率を導出する実験を行った。

2. 実験概要　過去の実験手法[2]を基に、東海村の建築年の異なる 2 家屋で実験を行った。浸透率を導出する際に必要な自然換気率を導出するために、家屋内に CO_2 を約 100 L 散布した。同時に空気清浄機を稼動させ（風量：5.3 m^3/min.）、室外よりも室内の粒子状物質濃度を大幅に低減させた。空気清浄機はタイマーにより 1 時間で電源が切れるようにした。室内外の温度・湿度及び CO_2 濃度は T&D 社製のおんどとり TR-76Ui、室内外のエアロゾル濃度は日本カノマックス社製のレーザーパーティクルカウンタ MODEL3886 を用いて測定した。計測期間中、人の出入りはない。

3. 解析方法　室内外の物質の交換は以下の式で表される。

$$\frac{dC_I}{dt} = P\lambda_e C_O - (\lambda_e + \lambda_d)C_I$$

ここで、C_I は室内の粒子状物質濃度、C_O は室外の粒子状物質濃度、P は浸透率、λ_e は自然換気率、λ_d は室内での沈着速度である。自然換気率 λ_e は CO_2 濃度が指数関数的に減少する部分で指数フィッティングすることにより求めた。エアロゾルの浸透率 P と沈着速度 λ_d は、CO_2 で求めた自然換気率 λ_e を用いて、空気清浄機の電源が切れた後の粒子状物質の濃度変化部分で上式を用いてフィッティングすることにより求めた。

4. 解析結果　浸透率と自然換気率の関係を図に示す。粒径 0.3–1 μm の粒子では、浸透率は概ね 0.5–1 の値をとり、粒径依存性は見られなかった。この結果は、アメリカの実家屋実験結果[2]と同様であった。自然換気率が 1 h^{-1} 以上では浸透率は概ね 1 であり、それ以下では大きなばらつきはあるものの、自然換気率が小さい程、浸透率が小さい傾向である。この結果より、浸透率に影響を与える因子として自然換気率が挙げられる。本実験では、家屋の違いによる自然換気率の違いが得られた。しかし、上述した自然換気率と浸透率の関係性に家屋間の違いは見られなかった。

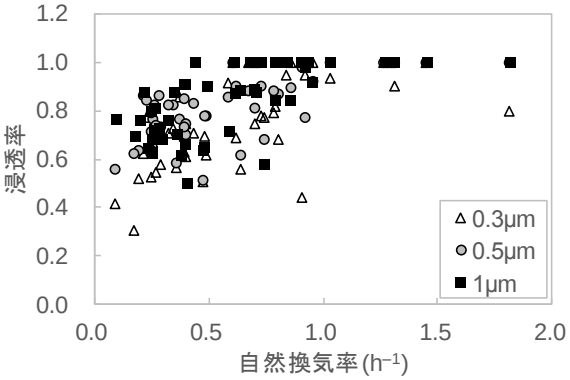


図　自然換気率と浸透率の関係

参考文献
[1] 廣内ら, 原子力学会 2016 年　春の年会 1A02. [2] Thatcher et al., Aerosol Sci. Technol., 37, 275–288 (2003).

本研究は平成 28, 29 年度規制庁受託「原子力施設等防災対策等委託費（防護措置の実効性向上に関する調査研究）事業」の成果の一部である.

* Jun HIROUCHI[1], Shogo TAKAHARA[1], Hiroshi KOMAGAMINE[1], Masatoshi WATANABE[1] and Masahiro MUNAKATA[1]
[1]JAEA.

Oral presentation | VI. Health Physics and Environmental Science：Health Physics and Environmental Science

Thu. Sep 14, 2017 2:45 PM - 4:05 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 5:45 AM - 7:05 AM UTC | Room Q Lecture Hall - Frontier Research in Applied Sciences Building

[2Q10-14] Environmental Remediation

Chair:Kazumasa Shimada (JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[2Q10] Effects of $CaCl_2$ and KCl additives on soid decontamination by cesium-free mineralization

*Iwao Shimoyama[1], Mitsunori Honda[1], Toshihiro Kogure[2], Yuji Baba[1], Tsuyoshi Yaita[1], Yoshihiro Okamoto[1] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. The university of Tokyo)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[2Q11] Electronic structure of Cs adsorbates on weathered biotite

effect of desorption

*Tetsuo Okane[1], Masaaki Kobata[1], Shinichi Suzuki[1], Masahiko Okumura[1], Masahiko Machida[1], Keisuke Kobayashi[1], Tsuyoshi Yaita[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[2Q12] Cesium removal and separate from Fukushima weathered biotite using molten salt electrochemistry

*Mitsunori Honda[1], Takuya Goto[2], Yoshihide Sakanaka[2], Iwao Shimoyama[1,3], Yoshihiro Okamoto[1], Shinichi Suzuki[1,3], Tsuyoshi Yaita[1,3] (1. JAEA MRSC, 2. Doshisya Univ., 3. JAEA FESC)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[2Q13] On-site test for the decontamination of designated waste

Summary of the year 2013-2016 results

*Yoko Fujikawa[1], Hiroaki Ozaki[2], Shogo Taniguchi[2], Ryouhei Tanakami[2], Paul Lewtas[3], Keiko Fujiwara[1], Kouki Yasuno[1], Shinji Sakurai[4] (1. Kyoto University Research Reactor Instituite, 2. Osaka Sangyo University, 3. Edith Cowan University, 4. Osaka Prefecture University)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[2Q14] Study on Sustainable Treatment System of Mine Water

*Chisato Mukuta[1], Yoko Akiyama[1], Shigehiro Nishijima[1,2] (1. Osaka Univ., 2. Fukui University of Technology)

4:00 PM - 4:05 PM JST | 7:00 AM - 7:05 AM UTC

Time reserved for Chair

セシウムフリー鉱化法を用いた土壌除染における $CaCl_2$ 及び KCl 添加物の効果

Effect of $CaCl_2$ and KCl additives on soil decontamination by cesium-free mineralization

*下山　巖[1]，本田充紀[1]，小暮敏博[2]，馬場祐治[1]，矢板毅[1]，岡本芳浩[1]
[1]原子力機構，[2]東大院理

セシウムフリー鉱化法による実土壌の除染試験を行うため、$CaCl_2$ 及び KCl を添加剤として用い低圧・大気加熱処理を行った場合の放射能変化を調べると共に、土壌中の鉱物の構造変化と組成変化を調べることで $CaCl_2$ と KCl 添加により異なる Cs 除去過程を経て土壌除染が進行することを明らかにした。

キーワード：土壌除染，セシウム，熱処理

1. 緒言

福島における放射性汚染土壌問題の解決に向けて、我々は新たな熱処理土壌除染法であるセシウムフリー鉱化法（CFM）を提案している。既に、非放射性 Cs を収着させた風化黒雲母をモデル土壌とした試験において $CaCl_2$ 添加 700℃低圧加熱処理より Cs 除去率が 100%となることを確認しているが、実土壌に対する CFM の有効性を確かめる試験は行っていなかった。そこで本研究では福島の放射性汚染土壌に対して CFM による処理を行った際の放射能変化を調べた。また、Cs 除去過程における添加剤依存性を調べるため $CaCl_2$ と KCl を添加した際の土壌中の鉱物の構造変化と組成変化についてそれぞれ調べた。

2. 実験

福島県富岡町の帰還困難区域から採取した汚染土壌に対して重量比 1:1 の $CaCl_2$ もしくは KCl を添加し、低圧（～17 Pa）もしくは大気圧での加熱処理を 2 時間行った。水洗浄により余剰塩を除去した後の試料に対して NaI 検出器による放射能測定を行い、処理前の値に対する除染率を求めた。また、処理後の試料に対しては X 線回折（XRD）と蛍光 X 線分析により構造と組成の変化を調べた。

3. 結果と考察

採取した汚染土壌の放射能濃度は ^{137}Cs と ^{134}Cs についてそれぞれ 8200, 1800 Bq/kg であった。$CaCl_2$ 添加時は大気加熱と低圧加熱で除染率に大きな差はみられず、790℃の大気加熱処理で 97%の除染率が得られた。また、741℃の低圧加熱処理を 3 回実施することで除染率は 91%から 99%まで増加した。一方、KCl 添加時は低圧加熱の方が大気加熱よりも除染率が高く、789℃の大気加熱では除染率 35%であったのに対し 790℃の低圧加熱では 83%の除染率が得られた。また、741℃の低圧加熱処理を 5 回実施したところ、除染率は 81%から 88%まで増加した。$CaCl_2$ 添加時の加熱処理前後で土壌中の黒雲母成分は消滅し、加熱時の圧力条件により異なる XRD パターンが観測された。また、大気・低圧加熱により生成物は異なる組成比を示した。これらの結果は、熱処理による粘土鉱物の相変化が大気・低圧加熱により異なることを示している。一方、KCl 添加時は大気加熱・低圧加熱どちらの場合も黒雲母のピークは消滅せず、処理回数を重ねるとむしろ成長する傾向がみられた。従って、$CaCl_2$ と KCl では Cs 除去過程がそれぞれ異なり、前者の場合は粘土鉱物が異なるケイ酸塩鉱物に相変化することで Cs が除去されるのに対し、後者の場合は粘土鉱物の構造が保たれたまま、イオン交換過程により Cs が除去されることを明らかにした。以上の結果は実土壌の除染において CFM 有効であることを示すと共に、塩化物試薬のカチオンの価数により Cs 除去過程が異なることを示唆している。

---

*Iwao Shimoyama[1], Mitsunori Honda[1], Toshihiro Kogure[2], Yuji Baba[1], Tsuyoshi Yaita[1], Yoshihiro Okamoto[1],
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]The Univ. of Tokyo

風化黒雲母における吸着セシウムの電子状態：脱離処理の効果

Electronic structure of Cs adsorbates on weathered biotite: effect of desorption

*岡根 哲夫[1,2,3]，小畠 雅明[2]，鈴木 伸一[1]，奥村 雅彦[4]，町田 昌彦[4]，小林 啓介[1]，矢板 毅[1]
[1]日本原子力研究開発機構 物質科学研究センター，[2]同 廃炉国際共同研究センター，
[3]同 原子力基礎工学研究センター，[4]同 システム計算科学センター

風化黒雲母にセシウムを飽和吸着した系について、薬品によるセシウム脱離処理を行った際の電子状態の変化を放射光を用いた硬 X 線光電子分光によって観測した結果を報告する。ここで捉えられたセシウムの電子状態の変化は、脱離しやすい吸着サイトと脱離が困難な吸着サイトのセシウム電子状態を分離して観測したことに相当すると考えられる。

キーワード：セシウム，粘土鉱物，電子状態，光電子分光，放射光

1. 緒言

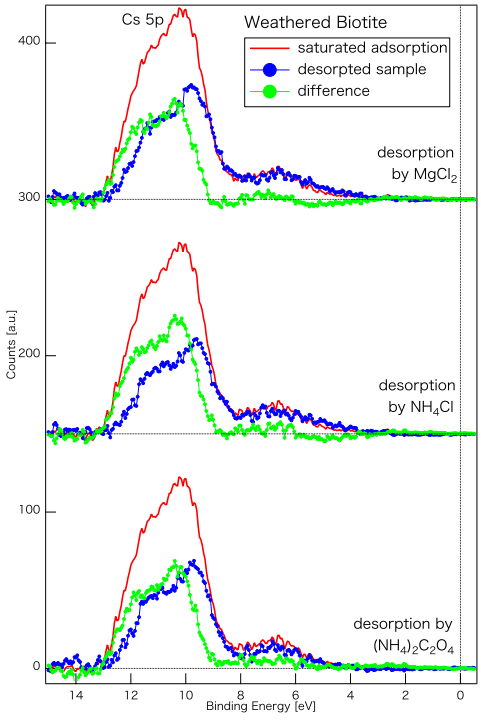
福島第一原子力発電所事故後の高い環境放射線量の主要な要因である放射性セシウム（Cs）は、土壌の中の粘土鉱物に強く吸着されており、粘土鉱物の中でも特に風化黒雲母の Cs 吸着能が高くかつ吸着 Cs の脱離が難しいということがわかってきている [1]。風化黒雲母には表面や層間など複数種類の Cs 吸着サイトが存在し、吸着サイトごとに吸着の強さも異なると予想される。Cs の吸着の強さは Cs の電子状態に反映されると考えられる。そこで本研究では、風化黒雲母にセシウムを飽和吸着した試料について薬品による Cs 脱離処理を施した時の Cs 電子状態の変化を硬 X 線光電子分光実験により調べた。

2. 実験方法

風化黒雲母は水簸による分級後、塩化セシウム溶液に浸すことにより Cs を飽和吸着した。Cs 飽和吸着試料に対し、塩化マグネシウム、塩化アンモニウム、シュウ酸アンモニウムによる Cs 脱離処理を施した。硬 X 線光電子分光実験は大型放射光施設 SPring-8 において実施した。入射 X 線のエネルギーを 8 keV として、内殻準位並びに価電子帯のスペクトルを測定した。

3. 結果・考察

右図は風化黒雲母の価電子帯光電子スペクトルから Cs の電子状態成分を抽出したものである。赤の飽和吸着試料のスペクトルから青の 3 種の脱離処理後のスペクトルを差し引くことによって得られる緑のスペクトルが、処理によって脱離した Cs の電子状態に相当する。一方、青の脱離処理後のスペクトルは、処理後も風化黒雲母に残った Cs に相当する。実験結果は、脱離されやすい吸着サイトにある Cs の電子状態（緑）は、脱離されにくい吸着サイトにある Cs の電子状態（青）に比べて高結合エネルギー側にシフトしていることを示している。講演では、観測された Cs の電子状態から Cs の化学結合状態を議論する。



風化黒雲母の価電子帯光電子スペクトルの Cs 電子状態成分の Cs 脱離処理による変化

参考文献

[1] 小暮敏博、他、地球科学 **49**, 195-201 (2015).

*T. Okane[1,2,3], M. Kobata[2], S. Suzuki[1], M. Okumura[4], M. Machida[4], K. Kobayashi[1] and T. Yaita[1]
[1]Materials Sciences Research Center, Japan Atomic Energy Agency, [2]Collaborative Laboratories for Advanced Decommissioning Science, JAEA, [3]Nuclear Science and Engineering Center, JAEA, [4]Center for Computational Science and e-Systems, JAEA

溶融塩電気化学法を用いた福島風化黒雲母からのセシウム除去と分離

Cesium removal and separate from Fukushima weathered biotite using molten salt electrochemistry

*本田 充紀[1]，後藤 琢也[2]，坂中 佳秀[2]，下山 巖[1,3]，岡本 芳浩[1]，鈴木 伸一[1,3]，矢板 毅[1,3]
[1]原子力機構・物質科学研究センター，[2]同志社大学，[3]原子力機構・福島環境安全センター

本研究では、我々は放射能汚染土壌の減容および再利用化へ向け、溶融塩技術を用いた汚染土壌からの Cs 除去と電解析出法による分離・回収を目的とし、電気化学溶融塩処理法を用いた電気化学的酸素ポテンシャル制御について検討した。それにより、Cs 除去過程で創製した結晶（鉱物）の電解による分離・回収の可能性を探索した。

キーワード：溶融塩電気化学法，福島風化黒雲母，Cs 除去，分離

1. 緒言

福島における汚染土壌の除染と再生に向けた研究を推進している。我々は Cs を収着する能力が高い風化黒雲母(WB)[1]から混合塩($NaCl+CaCl_2$)を用いて Cs を除去する際の脱離機構について X 線吸収微細構造分光法によるその場観察 EXAFS 解析を行い、高温過程で Cs が塩中に取り込まれることを明らかにした[2]。また WB は Cs の除去過程において複数の結晶へ変化することも分かってきた[3]。次のステップとして、溶融塩電気化学法を用いて、複数の結晶の電解による分離・回収の可能性について探索する。

2. 実験

本研究では溶融塩電気化学法を用いて、電気化学的に酸素ポテンシャルを制御する。作用極には Pt メッシュ電極、参照極には Ag/AgCl 電極、対極にはグラッシーカーボン電極を用いて実験を行った。今回カソード電極で想定する反応を、電気化学的な還元雰囲気下である-1.4 V の還元電位に固定し、700℃で 2 時間反応を行った。溶融塩電気化学処理後の WB について X 線回折法(XRD)をもちいて構造変化を検討した。

3. 結論

XRD による構造解析の結果を図に示した。WB のみの (黒線)、-1.4V/ 700℃で 2 時間反応後 (赤線)および 700℃加熱のみの XRD パターン(青線)を示した。WB のみのパターンと比べ、溶融塩電気化学反応を用いて-1.4V 電位/700℃で 2 時間反応後は新たなパターンを確認した。これは電位をかけないで 700℃で 2 時間反応させた時の青線と大きく異なっており、Cs 除去後の生成物が異なっていることを示している。電位が無い場合では生成物は 4 つの結晶から構成されているが、溶融塩電気化学反応後は生成物が 3 つで構成されることを確認した。これは、還元雰囲気ではない条件の場合と比較して、得られた生成物に変化が生じることを意味する。以上から溶融塩電気化学法を用いた電解による分離・回収へむけた可能性を示せた。今後異なる電位反応による生成物の変化について検討する。

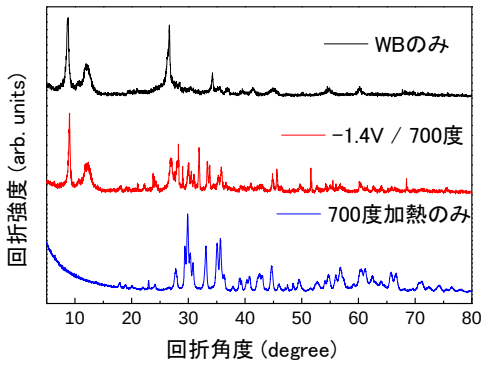


図　溶融塩電気化学反応(-1.4V/700℃で 2 時間反応)による WB の X 線回折パターンの変化。WB のみ(黒線)から-1.4V/ 700℃での反応後(赤線)および 700℃加熱のみ(青線)を示した。

参考文献

[1] H. Mukai *et. al.*, Sci. Rep. (2016) 2–4. [2] M. Honda *et al.*, ACS Omega.(2017)721 [3]M. Honda *et. al*., (under prepared)

*Mitsunori Honda[1], Takuya Goto[2], Yoshihide Sakanaka, Iwao Shimoyama[1] Yoshihiro Okamoto[1], Shinichi Suzuki[1,3] , Tsuyoshi Yaita[1,3],
[1]JAEA, Materials Research Science Center, [2]DoshishaUniversity, [3]JAEA Fukushima Environmental Safety Center,.

指定廃棄物除染方法の現場試験
2013-2016 度の総括

On-SiteTest for the Decontamination of Designated Waste

Summary of the Year 2013-2016 Results

*藤川 陽子[1]，尾崎 博明[2]，谷口 省吾[2]，高浪 龍平[2]，ポール ルータス[3]，藤原 慶子[1]，
安野 恒喜[1]，櫻井 伸治[4]
[1]京都大，[2]大阪産業大 [3] エディスコーワン大 [4] 大阪府立大

2013～2016 年に放射性物質汚染対処特措法の指定廃棄物発生現場において 5 回にわたる試験を行った。ゴミと下水汚泥の焼却物中の放射性セシウムの溶出特性および物理化学的特性、ならびに廃棄物抽出液からのセシウムの選択的濃縮回収技術について検討した結果を総括する。

キーワード：指定廃棄物，放射性セシウム，溶出、難溶性フェロシアン化物錯塩

1. 緒言

指定廃棄物の指定を受けた放射性セシウムを含む上下水道汚泥や農業系廃棄物等の最終処分場は、福島県については、ようやくサイトが決まったが、本稿執筆時点で廃棄物搬入に向けての地元との調整はまだ続いている。指定廃棄物中の放射性セシウムの溶出特性や溶出したセシウムの物理化学的性質は処分の長期的安全性に関係するが、系統的な研究例は少ない。ここでは著者らの 4 年間の試験結果を紹介する。

2. 放射性セシウムの溶出特性と処理性

表に指定廃棄物のうち下水汚泥焼却･溶融物中の放射性セシウムの純水による溶出率等を示す。飛灰の放射性セシウムの溶出率の高くなるのは有機物の多い汚泥の焼却を行った時、焼却よりも溶融を行ったときであった。土壌と汚泥を混焼すると飛灰中の放射性セシウムおよび重金属の溶出がともに低下した。飛灰のキレート処理により重金属の溶出は減少したが放射性セシウム溶出は減少しなかった。抽出された放射性セシウムのフェロシアン化物共沈法による回収は溶融飛灰のほうが焼却灰より容易であったが、ピペラジン系のキレート剤で安定化処理した溶融飛灰では、共沈条件の最適化が複雑になった。焼却飛灰抽出液にはコロイド状の放射性セシウムが含まれている可能性があった。総じて指定廃棄物中の放射性セシウムの溶出率や処理性は、廃棄物発生状況や後処理に応じて多様に変化することが明らかになった。

表　下水汚泥焼却･溶融物中の放射性セシウムの純水による溶出率等

廃棄物発生時期	条件	放射性セシウム溶出率%	溶出時の pH	Fe (mg/g 灰) ***	Zn (mg/g 灰) ***
2013 下	焼却灰（土壌と混焼）	0.4 ～0.7 *	3～3.9	0.63 (0.5M)	0.002 (0.5M)
2014 下	焼却灰（原汚泥の有機物含有量多い）	14	5.8～6.9	43 以上(0.5M)	13 以上(0.5M)
2015 下	焼却灰	4 *	6.7	60 (0.5M)	未測定
2013 上	溶融飛灰	54～58	未測定	2.6 (0.5M)	5.7 (0.5M)
2013 下	溶融飛灰	41～45 *	1.7～2.0	2.3 (0.1M)	2.2 (0.1M)
2014 下	溶融飛灰	64～69	7.1～7.6	2.4 (0.1M)	未測定
2015 下	溶融飛灰	55～60	6.1～8.0	7.6 (0.1M)	未測定
2016 下	溶融飛灰(石灰多い)	63	7.0～12.5	4.3 (0.1M)	2.4 (0.1M)
2016 下	溶融飛灰(キレート処理後)	41	7.1～7.5	0.5 (0.1M)	未測定
2016 下	溶融飛灰(キレート処理後･石灰多い)	100 **	10.1～10.3	0.2 (0.1M)	0.2 (0.1M)

* 回分式抽出のため最大 2 倍程度の過小評価の可能性　** 過大評価の可能性　***0.1M or 0.5Mの温シュウ酸抽出

*Yoko Fujikawa[1], Hiroaki Ozaki[2], Shogo Taniguchi[2], Ryouhei Takanmi[2], Paul Lewtas[3], Keiko Fujiwara[1], Kouki Yasuno[1], Shinji Sakurai [4], [1] Kyoto Univ., [2] Osaka Sangyo Univ., [3] Edith Cowan Univ., [4] Osaka Prefecture Univ.

持続可能な坑廃水処理システムの検討

Study on Sustainable Treatment System of Mine Water

*椋田　千聖[1]，秋山　庸子[1]，西嶋　茂宏[1,2]
[1]大阪大学，[2]福井工業大学

ウラン鉱山の廃止措置を行うにあたり、坑廃水中に含まれる重金属イオン濃度が基準値を超えている場合は恒久的な処理が求められる。しかし、現状では坑廃水処理にかかる費用が高いため、コストの削減が必要である。本研究では、省エネルギーで薬剤添加なしに恒久的に坑廃水の処理ができるシステムを検討した。坑廃水中には鉄イオンが高濃度に含まれているため、鉄イオンの析出手法の検討を行った。

キーワード：ウラン鉱山，持続可能性，除鉄，坑廃水

1. 緒言

本研究では省エネルギーで薬剤添加なしに坑廃水を処理できるシステムの構築を目的とする。国内のほとんどの坑廃水には鉄イオンが高濃度に含まれているため、まず坑廃水中に含まれる鉄イオンを除去することを試みた。除鉄手法として、水酸化鉄（Ⅲ）を除鉄触媒として繰り返し利用して坑廃水中の鉄イオンを空気酸化することにより析出させ、高勾配磁気分離により坑廃水中から除去する手法の検討を行った。

2. 実験方法

まず除鉄触媒として用いる水酸化鉄（Ⅲ）を調製した。硫酸鉄（Ⅲ）n水和物または塩化鉄（Ⅲ）六水和物を出発物質とし、これを蒸留水に溶解し、pH=7 になるまで水酸化ナトリウムにて調整し、30 分間攪拌して 1.5 g の水酸化鉄（Ⅲ）を得た[1)]。その後、固液分離・洗浄を行った。水酸化鉄（Ⅲ）表面の水酸基量の違いや酸化が除鉄性能にどのような影響を及ぼすのかを調べるために、乾燥の有無の影響について検討した。乾燥させるものは 40℃にて 68 時間乾燥し、乾燥させないものは 50 mL の蒸留水に分散させた。このように調製した 4 種類の水酸化鉄（Ⅲ）（表 1）を 7.5 g/L 用いて、3 時間空気酸化を行い、除鉄性能を検討した。模擬坑廃水は Cl^-濃度が 10 mg/L、鉄イオン濃度が 20 ppm になるように調製した（pH=5 付近）。空気酸化終了後、処理前後の模擬坑廃水を 0.1 μm のメンブレンフィルターで吸引ろ過したのち、ろ液の鉄イオン濃度を ICP-AES により測定した。

表 1 作製する水酸化鉄（III）の種類

	物質名	乾燥
①	硫酸鉄	なし
②	塩化鉄	なし
③	硫酸鉄	あり
④	塩化鉄	あり

3. 実験結果

処理前後の鉄イオン濃度変化を図 1 に示す。出発物質に関わらず、乾燥した水酸化鉄（Ⅲ）（③、④）を用いた場合は除鉄性能が見られなかった。その一方で乾燥しなかった水酸化鉄（Ⅲ）（①、②）を用いた場合では硫酸鉄の方は処理後の鉄イオン濃度が 0.4 ppm 程度（除去率 98%）、塩化鉄の方は処理後の鉄イオン濃度が 2 ppm 程度（除去率 90%）まで除去することができた。この結果を踏まえ、今後は水酸化鉄（Ⅲ）を除鉄触媒として用いた空気酸化を行い、生じた析出物を高勾配磁気分離によって分離するための条件の検討を行い、一連の坑廃水処理システムの検討を行う予定である。

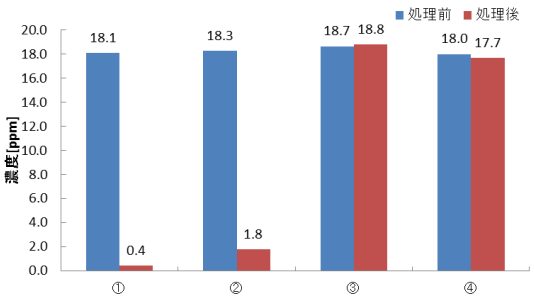


図 1　各水酸化鉄（Ⅲ）における鉄イオン濃度変化

参考文献

[1] 劉　克俊, “Fe(Ⅲ)吸着剤による人工廃水からのヒ素(Ⅲ)の除去および溶出”, 資源と材料, Vol. 121, p.240-245, 2005.

*Chisato Mukuta[1], Yoko Akiyama[1] and Shigehiro Nishijima[1,2]
[1]Osaka Univ., [2]Fukui University of Technology.

Oral presentation | VI. Health Physics and Environmental Science：Health Physics and Environmental Science

Thu. Sep 14, 2017 4:05 PM - 5:25 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 7:05 AM - 8:25 AM UTC | Room Q Lecture Hall - Frontier Research in Applied Sciences Building

[2Q15-19] Mobile Radiation Monitoring 1

Chair:Yoko Fujikawa (Kyoto Univ.)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[2Q15] Calculation of dose-rate distribution in the ship for maritime mobile radiation monitoring system (4)

*Hiroki Ofuji[1], Keiji Oda[1], Masato Kanasaki[1], Yutaka Mori[1] (1. Graduate School Of Maritime Sciences, Kobe University)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[2Q16] Proposal of Navigation Method using Advection Diffusion Model for Maritime Mobile Radiation Monitoring System

*Ryota Adachi[1], Hiroki Ofuji[1], Yutaka Mori[1], Masato Kanasaki[1], Keiji Oda[1] (1. Graduate School of Maritime Sciences, Kobe University)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[2Q17] Visualization of radioactive cesium distribution in marine sediment in Tohoku coastal waters by web GIS

*Seiki Ohnishi[1], Blair Thornton[2], Mitufumi Asami[1], So Kamada[1], Tamaki Ura[2] (1. National Maritime Research Institute, 2. University of Tokyo)

4:50 PM - 5:05 PM JST | 7:50 AM - 8:05 AM UTC

[2Q18] Car monitoring data visualization with the scenery seen from a car window

*Hiroko Nakamura Miyamura[1], Takeshi Matsubara[2], Akiyuki Seki[1], Hiroshi Takemiya[1] (1. JAEA, 2. VIC)

5:05 PM - 5:20 PM JST | 8:05 AM - 8:20 AM UTC

[2Q19] Development of dose rate mapping per nuclide by Ge car-borne 1 second measurement

*MISAO IKUTA[1] (1. Shimane Prefectural Atomic Power Environment Center)

5:20 PM - 5:25 PM JST | 8:20 AM - 8:25 AM UTC

Time reserved for Chair

海上移動型放射線モニタリングシステムに用いる船舶内の線量率分布に計算(4)

Calculation of dose-rate distribution in the ship for maritime mobile radiation monitoring system (4)

*大藤 広暉[1]、森 豊[1]、金崎 真聡[1]、小田 啓二[1]
[1]神戸大学大学院　海事科学研究科

我々は船舶を活用した海上移動型放射線モニタリングシステムの運用を提案している。内部被ばくについてのさらなる検討と船内領域をさらに精細化してモンテカルロ計算を行うとともに、PHITS を用いた計算との比較を行った。

キーワード：放射線防護、モンテカルロ計算、船舶、線量分布、内部被ばく

1. 緒言

福島原発事故時、津波のために陸上の拠点であるオフサイトセンター等の機能が喪失し、事故直後の正確な線量評価ができなかった。これを受けて、我々は既存のモニタリングシステムを支援・補完するひとつの対策として「船舶を活用した海上前線基地の設置」を提案している。前回の発表では、モンテカルロシミュレーションコード EGS5 を用いて船舶内（船橋）の線量率分布を分割し、それぞれの線量率を計算するとともに、船舶がプルームに覆われるという過酷な状態を想定し内部被ばく線量と外部被ばく線量の比較を行った。今回、船内領域をさらに精細化して EGS5 モンテカルロコード計算を行い、その結果と PHITS モンテカルロコード計算との比較を行った。また、プルームに覆われた場合の内部被ばくについての検討も行った。

2. 計算方法

船橋内の区域の中で最も重要な船橋部分について精細化を行った。図 1 に示すように船橋（12 m×8 m×2.5 m）を立方体（0.5 m×0.5 m ×0.5 m）になるように分割した。Cs – 137 を含むプルーム（110 m× 55 m×5 m）が船橋から 15 m の高さに存在すると仮定し、各領域の平均吸収線量率を計算した。図 2 にその計算結果を示す。船橋の上部から 1 ~ 5 層目の空間分布を各々表している。この結果より平均値からの変化の平均は＋16 %, -22 %であることが分かった。つまり、同じ船橋であっても線量率の変化はあるが、この程度であれば前回示した簡略化した計算で十分ではないかと考えている。また、前回、内部被ばくは外部被ばくの千倍以上の影響があることが計算により分かり、プルームに覆われた場合には内部被ばくが支配的であるということが分かった。そこで、船舶内での内部被ばくの対策として、空調システムへのフィルターの取り付けや扉や窓の隙間にシールの貼り付け、マスクや防護服の着用、安定ヨウ素剤の服用などが挙げられ、以上の対策を事前に行うことで内部被ばくを抑えることができると考えられる。詳細及び PHITS 計算との比較については講演に譲る。

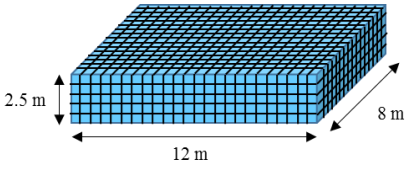


図 1. 計算体系

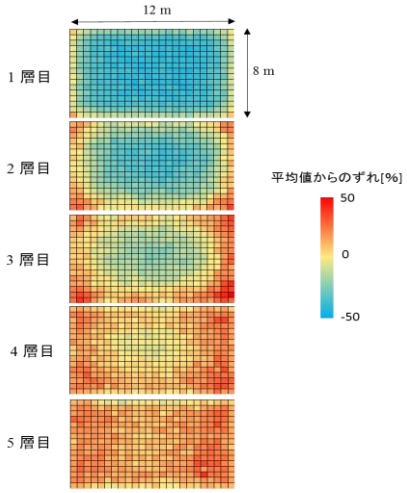


図 2. 船橋における平均吸収線量率の平均値からの変化

**Hiroki Ofuji[1], Yutaka Mori[1], Masato Kanasaki[1], Keiji Oda1[1]
[1]Graduate School of Maritime Sciences, Kobe University

海上移動型放射線モニタリングにおける移流拡散モデルを用いた航路策定法の提案

Proposal of Navigation Method using Advection Diffusion Model for Maritime Mobile Radiation Monitoring System

*足立 遼太、大藤 広暉、森 豊、金崎 真聡、小田 啓二
神戸大学大学院　海事科学研究科

我々は船舶を活用した海上移動型放射線モニタリングシステムの運用を提案している。異常状態となった原子力発電所に船舶で接近する際には、船舶乗組員の被ばくを避けなければならない。本研究では、移流拡散モデルを用いて、モニタリングの際に適切な航路を策定する手法を提案する。

キーワード：放射線防護、移流拡散モデル、船舶

1. 緒言

福島原発事故時、地震や津波による被害のためにオフサイトセンター等の機能が喪失し、さらには、陸路から原発付近における事故直後の正確な線量評価ができなかった。これを受けて、既存のモニタリングシステムを支援・補完するひとつの対策として「海上移動型放射線モニタリング」が提案されている。このシステムは、あらかじめ設定された放射線レベルを超えない範囲まで船舶で接近し、場合によっては無人小型ボートやマルチコプターといった無人機を用いて放射線モニタリングを行うものである。モニタリングのために、発災した原子力発電所に船舶で接近する必要があるが、船舶乗組員の被ばくや汚染を避けるためには放射性物質の拡散を予測し、航路を策定することが重要である。そこで本研究では、放射性物質の拡散を移流拡散モデルである LM[1]を用いて評価し、海上からのモニタリングの際に船舶乗組員が安全に航海可能な航路を策定する手法を提案する。

2. 計算方法・結果

本研究ではI原発が2017年6月19日0時に発災したと仮定し、練習船深江丸がモニタリングのために同日の12:45に地点Aを出発し、伊方原発沖4 km (地点L)まで接近すると仮定する。放出率は 1.0×10^{12} Bq/hで定常放出とした。船舶の船速は23.15 km/hで一定とし、船舶は15分毎に西・南・東の方向にのみ動くとした。また15分毎に放射能濃度を測定した。

地点AからLまで直線に航路を取った時の平均放射能濃度は0.76 Bq/m^{3}であった。放射能濃度の低い地点を選択して地点A.B,C,…,Lと順番に航路を取った時の平均放射能濃度は0.26 Bq/m^{3}となり、移流拡散モデルを使用することによって海上からのモニタリングの際に船舶乗組員の被ばく線量を予想し、適切な航路を策定することができた。

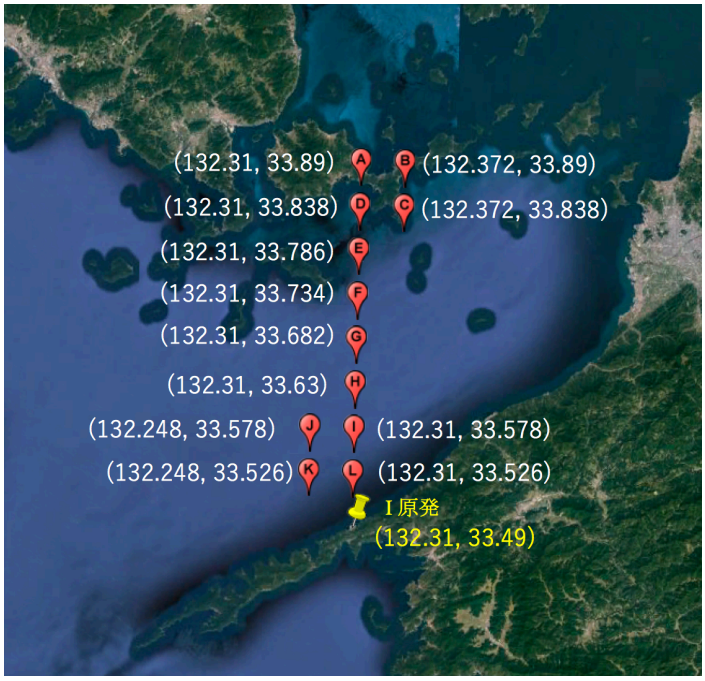


図. I原発と放射能濃度計算地点

参考文献

[1] Kajino et al., *Atmos. Chem. Phys.*, **16**(2016)13149

*Ryota Adachi[1], Hiroki Ofuji[1], Yutaka Mori[1], Masato Kanasaki[1], Keiji Oda[1]
[1]Graduate School of Maritime Sciences, Kobe University

地理情報システムによる東北沿岸域での海底土放射性セシウム濃度計測結果の可視化

Visualization of radioactive cesium distribution in marine sediment in Tohoku coastal waters by web GIS

*大西世紀[1]、ソーントン・ブレア[2]、浅見光史[1]、鎌田創[1]、浦環[1]
1 海上技術安全研究所、2 東京大学

当研究グループで現在までに実施した、東北沿岸域における曳航調査及び採泥調査の結果を公開する地理情報システム(GIS)を構築した。このシステムへは web ブラウザでアクセスし、GUI 操作によって対象とする海域、核種、時点等を選択し、放射性物質分布のグラフを作図することが可能である。

キーワード：放射性セシウム，海底土，可視化，地理情報システム, web

1. 緒言

当研究グループは、現在までに曳航式γ線スペクトロメータを用いて東北沿岸域における海底土内の放射性セシウム濃度の広域測定を実施してきた[1]。これらの測定では、海底土中の放射性セシウム濃度が周囲平均の 10 倍以上の値を示す異常分布(アノマリー)海域の存在や、放射性物質濃度が海底の土質や河川からの流入に大きく影響されていることを示してきた。また曳航調査に並行して、曳航式検出器の定量化のために柱状採泥器による放射セシウムの鉛直分布のデータ取得を行っている。そこでこれらの結果を公開するために GIS システムを構築した。

2. 公開内容

GIS へは web ブラウザでアクセスし、GUI 操作によって選択を行う。システムでは以下の 7 種類のグラフを単数、あるいは複数表示(マルチグラフレイアウトモード)することが可能である。１．複数測線の放射線セシウム分布、２．任意の測線に沿った距離対放射性セシウム濃度、３．任意の測線に沿った距離帯放射性セシウム濃度＋深度、４．任意の測線での放射性セシウム濃度頻度分布、５．採泥サンプルによる放射性セシウム鉛直濃度分布、６．採泥サンプルの鉛直含水率分布、７．ソナー反射強度分布。またこれらのデータは CSV 形式でダウンロード可能となっている。

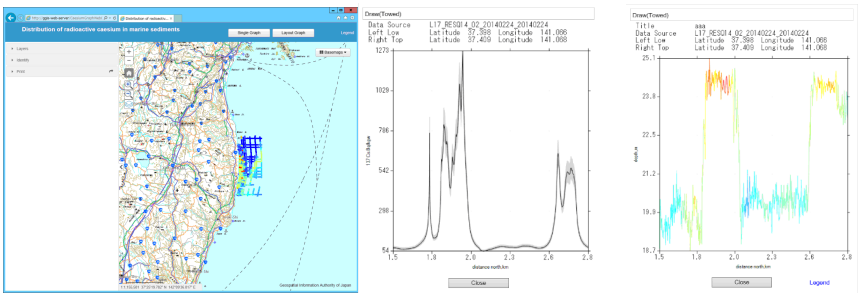


図　データ表示例。左：複数測線の Cs 濃度分布、中：距離 vs Cs 濃度、右：距離 vs 深度+Cs 濃度

参考文献

[1] 原子力規制庁，平成 26 年度 放射性物質測定調査委託費(海域における放射性物質の分布状況の把握等に関する調査研究)事業 成果報告書

*Seiki Ohnishi[1],Blair Thornton[2], Mitsufumi Asami[1], So Kamada[1], and Tamaki Ura[1,]
[1]NMRI, [2]Univ. Tokyo

走行サーベイデータの車窓画像上への表示

Car Monitoring Data Visualization with the Scenery Seen on a Car Window

*宮村（中村）浩子[1]，松原 武史[2]，関 暁之[1]，武宮 博[1]

1 原子力機構

2 株式会社ヴィジブルインフォメーションセンター

本稿では，カーサーベイデータを車窓から見える風景画像の道路領域に重ね合わせて表示する可視化ツールを開発したので報告する．

キーワード：カーモニタリング，画像処理，情報可視化

緒言　福島第一原子力発電所の事故によって放射性物質が飛散した地域では，その状況を把握できる手段に対する需要がある．これは，空間線量が，温度や湿度のようにその場で五感を用いて把握できず，日常の行動の中で避けることが難しいためである．そこで本研究では，スマートフォンやタブレット PC 等で取得した画像に，計測した空間線量データを重ね合わせて表示し，視覚からその場の状況を得られるツールを開発する．なお，本発表では，試験的にカーサーベイデータ[1]と，車窓から見える風景画像を用いて，空間線量データの表示領域を道路上に限定した実験を実施したので報告する．

提案手法　本研究では，時空間的に詳細に空間線量データの計測が実施されている路線バスによるカーサーベイデータを対象に，試験的な実装を実施した．まず，提案ツールを利用する場合，観察者は該当する路線バスが過去に計測した空間線量データの中で最新のものを取得しておく．次に，スマートフォン等で風景画像を取得する．この画像内に記録された緯度・経度情報からその位置の空間線量データを特定し，画像上に提示する．この時，空間線量データの提示領域を道路上に限定するために，多重解像度解析を用いる．多重解像度解析によって得られた低周波成分領域は建物等であるとして，表示領域から除外する．また，情報の提示形式について検討する．観察者の観察中の移動に伴い，画像，空間線量ともに変化する．この変化による可視化結果のちらつきを抑えるために，バスの経路順にデータを整列配置し，空間線量値の大きさは色で表現する．また，従来の可視化手法である広域図も下に提示することで，これから向かう先のような広範囲での分布も把握できるようにする．図 1 に可視化結果例を示す．郡山駅前の画像から，その位置情報を取得し，広域図の中での位置情報を白点で提示する．また，画像が撮影された位置で過去に計測された計測データを風景画像内に提示する（図中緑の長方形）．この時，一番手前に表示される長方形が現在地での空間線量値であり，値の大きさを長方形の色と，長方形上に記した数値で表現している．この位置での過去のデータも必要に応じて参照し，時系列グラフとして長方形上に示すこともできる．今回は路線バスによるカーサーベイデータを利用したが，さまざまな形式のデータ，風景画像への適用を想定している．

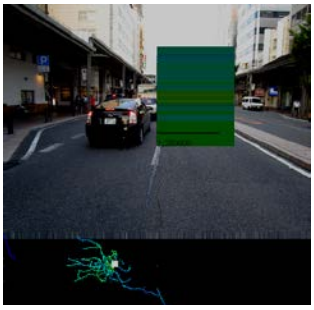


図 1　可視化ツール表示例

まとめ　計測した空間線量データを，五感から得られる直感的な感覚に近い形で観察できるように，風景画像の中に空間線量データの大きさを表すグラフを埋め込み，表示する可視化ツールを開発した．なお本研究は平成 29 年度科学研究費助成金基盤 C（16K00167）の成果の一部である．

参考文献

[1]　Website for Outcomes on Fukushima Recovery Projects; http://info-fukushima.jaea.go.jp/joho_en/

---

* Hiroko Nakamura Miyamura, Takeshi Matsubara, Akiyuki Seki, and Hiroshi Takemiya, JAEA

1 秒測定 Ge カーボーンによる核種別線量率マッピングの開発

Development of dose rate mapping per nuclide by Ge car-borne 1 second measurement

*生田 美抄夫、渡部 奈津子、倉橋 雅宗、田中 孝典、西 浩幸
島根県原子力環境センター

Ge半導体検出器を用いた1秒測定走行サーベイにより人工放射性核種別の線量率測定が可能となるシステムを開発した。これにより、数十メートルの大きさのホットスポットでの核種別線量率のマッピングが可能となった。

キーワード：緊急時モニタリング、カーボーン、Ge 半導体検出器

1．緒言

島根県は 2009 年に原子力発電所事故時の緊急時モニタリングにおいて、迅速に広域的な人工放射性核種沈着状況を把握するため、Ge カーボーンサーベイ法を開発し、中国地方及び事故後の福島県内で Ge カーボーンを行い Cs-134,Cs-137 の濃度マップを作成した。しかし、核種同定のためには、スペクトルピーク解析が不可欠であり、最小でも 1 分の測定時間が必要であったことから、測定結果は数百メートルの平均値を表すことになり、数メートルから数十メートルの大きさのホットスポットには対応できなかった。そこで、MCA の MSS 測定モードを用い、1 秒測定で解析することにより人工放射性核種マッピングが可能となるシステムを開発したので、その概要を報告する。

2. 構成機器

液体窒素冷却式 Ge 半導体検出器（P 型 相対効率 100%、エネルギー分解能 2.1keV）を車内にカートとともに下向き固定し、MSS 測定モードを持つ MCA（LYNX）、GPS を接続した MSS 解析用トレンド表示用 PC 及びデータ地図表示用 PC をネットワークで接続した。(Fig.1)

3. 解析システム

1 秒測定を基本としたため、PHA モードでのピーク解析は不可能であり、MSS モード測定の ROI 設定による放射性核種検出機能をもたせた。ROI は核種とエネルギーを指定することで最大 6 個設定可能であり、画面上には、そのトレンドをリアルタイムで表示させながら数メートルメッシュでマッピングすることができる。しかし、in-situ Ge 測定系では高分解能のため、ピークドリフトによる核種誤同定が問題となるが、任意時間で MSS ファイルを合算、通常のスペクトル解析によりゲインを自動で合わせる機能ももたせたことにより、その問題は解消した。また計数率で評価する場合は高濃度の放射性核種が存在すると、その放出 γ 線の低エネルギー側に大きなコンプトン成分が発生し、間違った結果を与えるため ROI の指定範囲の外側にも指定範囲を設け、コンプトン成分を除去した。計数率が核種毎の設定値を超えると警告音で知らせる機能も付加した。GPS は一般的な USB ドングルを用いたが、道路上での位置精度は許容できる範囲であり、更に高精度の必要性は感じられなかった。Fig.2 に示すようにリアルタイムでの詳細な放射性核種（K-40 の例）マッピングか可能となっており、このシステムを用いることにより、緊急時にポイントでの人工放射性核種別の汚染状況が容易に把握可能となり、効果的な防護対策決定の手段となることが期待できる。

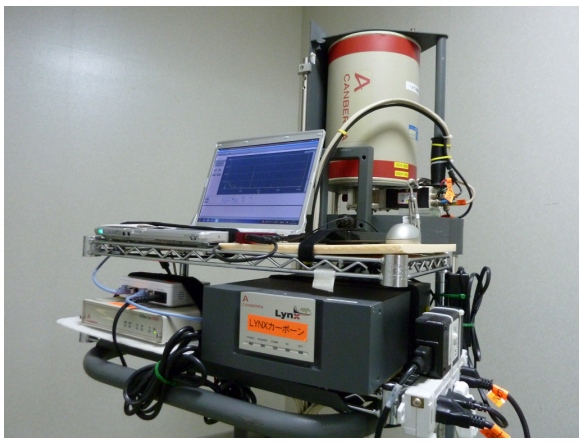


Fig.1：Ge car-borne system integrated on the cart.

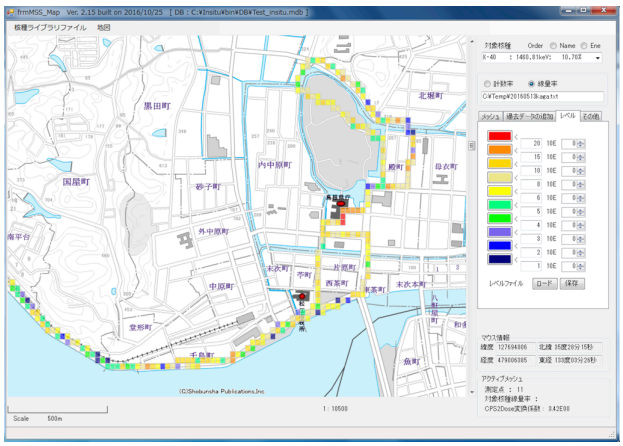


Fig.2：Radiation dose rate mapping from K-40 radiation source.
0.2 seconds (6m) mesh

*Misao Ikuta, Natsuko Watanabe, Masahiro Kurahashi, Atsunori Tanaka, Hiroyuki Nishi
Shimane Prefectural Nuclear Power Environment Center

Oral presentation | VI. Health Physics and Environmental Science：Health Physics and Environmental Science

Thu. Sep 14, 2017 5:25 PM - 6:30 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 8:25 AM - 9:30 AM UTC | Room Q Lecture Hall - Frontier Research in Applied Sciences Building

[2Q20-23] Mobile Radiation Monitoring 2

Chair:Iwao Shimoyama (JAEA)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[2Q20] Applicable test result of dose measurement by RISER

*Masatoshi Oura[1], Yuta Sato[2], Daisuke Saito[2], Minehito Kobayashi[2], Keiji Hirai[2], Hiroyuki Kikuchi[1], Shiro Takahira[1], Atsutoshi Makihira[1], Ashley Napier[3], Matt Mellor[3] (1. Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc, 2. ATOX CO., LTD., 3. Create Technologies Ltd)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[2Q21] Advancement of airborne radiation measurement technology

(1)Contribution of position precision by GPS for manned helicopter monitoring

*Airi Mori[1], Yukihisa Sanada[1], Eisaku Seguchi[1], Tomoki Kawabata[1], Masahiro Munakata[1] (1. JAEA)

5:55 PM - 6:10 PM JST | 8:55 AM - 9:10 AM UTC

[2Q22] Advancement of airborne radiation measurement technology

(2)Estimation of vertical distribution of radiocesium in soil using an unmanned helicopter

*KOTARO OCHI[1], Miyuki Sasaki[1], Mutsushi Ishida [2], Yukihisa Sanada[1] (1. JAEA, 2. NESI Incorporation)

6:10 PM - 6:25 PM JST | 9:10 AM - 9:25 AM UTC

[2Q23] Advancement of airborne radiation measurement technology

(3)Development of estimation technology for arrival direction of radiation by coincidence detector of drone

*Miyuki Sasaki[1], Tsutomu Yamada[2], Takamasa Nakasone[2], Yukihisa Sanada[1] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Japan Radiation Engineering Co.)

6:25 PM - 6:30 PM JST | 9:25 AM - 9:30 AM UTC

Time reserved for Chair

マルチコプター「RISER」による線量評価の適用性試験結果

Applicable test result of dose measurement by RISER

*大浦 正利[1]，佐藤 雄太[2]，齊藤 大祐[2]，小林 峰人[2]，平井 計仁[2]，菊地 弘幸[1]，高平 史郎[1]，
牧平 淳智[1]，Ashley Napier[3]，Matt Mellor[3]
[1]東京電力ホールディングス，[2]アトックス，[3]Create Technologies Ltd

放射線作業計画の策定や線量低減結果の確認を効果的に行うために、線量測定が可能なマルチコプター(RISER)の導入を進めている。福島第一原子力発電所（以下、１F）における適用性試験結果の内容について報告する。

キーワード：放射線測定、マルチコプター

1. 背景と目的

１Ｆで求められる放射線測定とは、被ばく低減対策を含む工事計画策定、除染などの工事成果確認に貢献する事である。1Ｆでは高線量による被ばくのため人では測定出来ないエリアや瓦礫等により足場が悪く行くことも出来ないエリアが存在する。そこで非 GPS 環境下でもレーザーを使用することにより、自己位置を推定しながら自律飛行が可能であり、立体的な線量評価が可能なマルチコプター（RISER）の導入に向けて、１Ｆ構内で適用性試験を行った。

2. 適用性試験方法

適用性試験項目と試験内容、試験場所については下表の通り。

表1　適用性試験内容及び試験場所

試験項目	試験の確認内容	試験場所		
		3号機逆洗弁ﾋﾟｯﾄ［屋外］	3号機タービン建屋２階オペフロ［屋内］	1号機タービン建屋地下階[屋内]＜抜管エリア＞
飛行性能	機器等が複雑に存在する場におけるRISERの飛行安定性を確認	○（構造物：単純形状）	○（構造物：比較的複雑な形状）	○（構造物：立体的に複雑な形状）
放射線計測	飛跡上の線量率測定結果から、線量率の空間分布を解析でき、任意の点において電離箱式サーベイメータの実測定結果と大差ないこと	○	○	○
飛行空間のモデリング	飛跡上で計測した周囲の構造物までの距離から、飛行空間を３Dモデリングができ、任意の構造物の寸法が実測定および図面寸法と大差ないこと	○（狭隘な空間）	○（広大な空間）	－
ダスト測定	屋内飛行において、ダストの舞い上がり状況を確認	－	○	○

RISER外観図



表2　RISERの仕様

線量計	CZT半導体検出器 ～2500mSv/hまで測定可
バッテリー	LiPOバッテリー　10000mAh 22.2V
寸法	W930×D830×H160
重量	約4kg
飛行時間	約15分
カメラ	HDカメラ2台(前方、下方)
搭載センサー	LiDAR（垂直、水平）、加速度センサー、ジャイロセンサー

3. 試験結果

適用性試験の結果、「放射線計測」において留意しなければならない事項があるものの、フライトプラン等の対策により実運用可能であることを確認した。今後、原子炉建屋やタービン建屋地下階等の高線量箇所において、被ばく低減を目的に有効活用していく予定である。

---

*Masatoshi Oura[1], Yuta Sato[2], Daisuke Saito[2], Minehito Kobayashi[2], Keiji Hirai[2], Hiroyuki Kikuchi[1], Shiro Takahira[1], Atsutoshi Makihira[1], Ashley Napier[3], Matt Mellor[3]

[1]Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. [2]ATOX CO., LTD. [3]Create Technologies Ltd.

上空からの放射線測定技術の高度化
（1）GPS による位置情報精度の評価

Advancement of airborne radiation measurement technology

(1) Contribution of position precision by GPS for manned helicopter monitoring

*森 愛理[1]，眞田 幸尚[1]，瀬口 栄作[1]，河端 智樹[1]，宗像 雅広[1]

[1]原子力機構

原子力機構では東京電力(株)福島第一原子力発電所事故以来，有人のヘリコプターを用いた放射線モニタリングを実施している。上空からの放射線モニタリングに特化したシリーズ発表の 1 つとして，高度補正や位置決定に利用している Global Positioning System (GPS)の精度が空間線量率換算結果に与える影響についてデータ取得及び考察を行った。

キーワード：福島第一原子力発電所事故，航空機モニタリング，GPS，位置情報，放射線計測

1. 緒言　事故以来行われている有人のヘリコプターを用いた航空機モニタリングでは，機体の位置情報の取得に GPS を利用している。また上空での放射線の計数率を地上 1 m における空間線量率に換算するために高度を変化させたキャリブレーションフライト等を実施し，補正及び換算のための係数を設定している。GPS による高度情報の精度は地上値への換算精度に影響を与えると考えられるが，定量的に評価した例は少ない。そこで本研究では，これまでの航空機モニタリングで使用していた GPS に加え，測位方式の異なる GPS を有人のヘリコプターに搭載し，同時に取得したデータを比較することにより，精度の相互評価を行った。

2. 試験方法　これまでの航空機モニタリングで使用していた一般的な単独測位方式の機器(Trimble)に加え，以下の 4 つの方式の GPS を選定した。1) アメリカの衛星情報 GPS，ロシアの衛星情報 GLONASS，及び準天頂衛星による補強信号 LEX を利用した単独測位方式(PPP)。2) 1)と同じ機器で LEX を利用しない方式(Single)。3) GPS 及び静止衛星からの補強信号を利用する Differential GPS 方式(CD311)。4) GPS 及び GLONASS を用いた測位方式(u-blox)。これらの GPS 機器をヘリコプターに搭載して平地や山間部などの特徴的な場所で同時にデータを取得し，GPS の位置情報精度及び空間線量率換算結果に与える影響ついて考察を行った。

3. 結果　PPP は LEX を利用できるため，これらの方式の中で最も精度が高いことが分かっている[1]。よって PPP を基準とし，各 GPS の位置情報を比較したところ，u-blox≧CD311＞Single＞Trimble の順に位置情報の精度が高いことが分かった。Single，CD311，u-blox，及び Trimble の高度情報から計算した地上 1 m での線量率を PPP と比較した結果を図 1 に示す。Trimble のみ標高 2,000 m 以上で最大 20 %程度の過小評価をする可能性があり，使用には注意が必要であることが分かった。それ以外は概ね 10 %以内に収まり，GPS の高度に対する精度が航空機モニタリングに与える影響は限定的であることが評価できた。

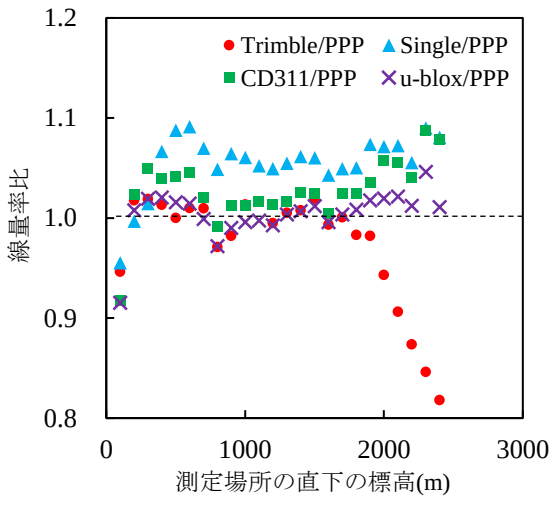


図 1：標高と線量率比との関係

参考文献

[1] Choy et al., Proceedings of the International Global Navigation Satellite Systems Society IGNSS Symposium 2013, 1–15.

*Airi Mori[1], Yukihisa Sanada[1], Eisaku Seguchi[1], Tomoki Kawabata[1] and Masahiro Munakata[1]

[1]JAEA

上空からの放射線測定技術の高度化
(2) 無人ヘリコプターを用いた土壌中放射性セシウムの深度分布の推定

Advancement of airborne radiation measurement technology

(2) Estimation of vertical distribution of radiocesium in soil using an unmanned helicopter

*越智 康太郎[1]，佐々木 美雪[1]，石田 睦司[2]，眞田 幸尚[1]

[1]日本原子力研究開発機構，[2]株式会社 NESI

土壌中放射性セシウムの挙動を中長期的に評価するために、土壌中放射性セシウムの深度分布を推定することは重要である。しかし、その推定の際に土壌を採取、及び測定する必要があり煩雑である。本研究では、無人ヘリコプターに $LaBr_3(Ce)$ 検出器を搭載し、測定で得られた γ 線スペクトルの特徴から、迅速かつ簡便に土壌中放射性セシウムの深度分布を推定する手法を開発した。

キーワード：福島第一原子力発電所事故，上空からの放射線測定，放射性セシウム，深度分布

1. 緒言 我々のグループでは、広範囲の福島原発事故由来の放射性セシウムの沈着量を迅速かつ簡便に評価するために、飛翔体に放射線検出器を搭載することで上空からの放射線測定技術を開発している。本発表では、無人ヘリコプターに $LaBr_3(Ce)$ 検出器を搭載することで、上空からの放射線測定を行った。測定で得られた γ 線スペクトルの特徴と、実際のヘリ直下の土壌中放射性セシウムの深度分布の関係性に着目することで、迅速かつ簡便に土壌中放射性セシウムの深度分布を推定する手法を開発した。シリーズ発表その 1 と同様に、上空からの遠隔放射線測定技術の向上化を目的とするものである。

2. 実験 無人ヘリコプター RMAX G1 (YAMAHA) に $LaBr_3(Ce)$ 検出器 (JREC) を搭載し、福島県内の圃場と河川敷で放射線測定を行った。測定は対地高度 30 m を維持し、地形追従飛行により行った。なお、圃場は反転耕を行っている。測定で得られた γ 線スペクトルを 50-450 keV (コンプトン散乱線領域), 450-760 keV (直接線領域) で分割し、それぞれのエネルギー領域の全 γ 線計数率の比 (RPC) を算出した。実際の土壌中放射性セシウムの深度分布は、重量緩衝深度 β [1)] により評価した。反転耕を行ったエリアについては、実効的重量緩衝深度 β_{eff} [1)] により評価した。

3. 結論 遠隔放射線測定の結果と、ヘリ直下の土壌中放射性セシウムの深度分布との間に良好な相関性があることが分かった (Fig. 1)。圃場は反転耕を行った影響で、事故発生 5 年後の一般的な β (0.1-3.0 g cm^{-2}) に比べ大きな値を示した。遠隔放射線測定の結果は、重量緩衝深度 β_{eff} の値が 0.51-88.8 g cm^{-2} と大きく変動したことに伴い変動していた。よって、本手法により広範囲の土壌中放射性セシウムの深度分布を迅速かつ簡便に推定することが可能である。

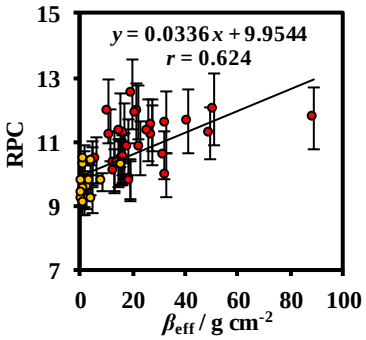


Fig. 1 Relationship between RPC and β_{eff} in the farm and riverside. ●: Farm soil, ●: River side soil

参考文献

[1] N. Matsuda *et al., J. Env. Radioact.*, **139** (2015), 427-434.

[2] International Commission on Radiation Units and Measurements, *ICRU Report*, **53** (1994), 1-84.

*Kotaro Ochi[1], Miyuki Sasaki[2], Mutsushi Ishida[2] and Yukihisa Sanada[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]NESI Inc.

上空からの放射線測定技術の高度化
（3）ドローン用コインシデンス型検出器を用いた放射線到来方向推定技術の開発

Advancement of airborne radiation measurement technology
(3) Development of estimation technology for arrival direction of radiation
by coincidence detector of drone

*佐々木 美雪[1]，山田 勉[2]，中曽根 孝政[2]，眞田 幸尚[1]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]日本放射線エンジニアリング

上空からの放射線測定において、計数率だけでなく放射線到来方向に関する情報を組み合わせることは、対象となる線量率や放射性セシウム濃度への換算の精度向上に資することができる。本研究では、複数のシンチレータ結晶をアレイ状に配置した軽量のコインシデンス型検出器を開発し、各結晶における放射線計数情報を相互比較することにより、放射線到来方向推定する手法について検討を行った。

キーワード：ドローン，福島第 1 原子力発電所事故，遠隔放射線測定，コインシデンス，放射線検出器

1. 緒言　有人や農薬散布用の無人ヘリコプター等と比べ、ドローンは安価・小型及び操縦が簡単であることから、狭い地域の放射線分布を手軽に測定できるプラットフォームとして期待できる。放射線の飛来方向に関する情報を得られる検出方式として、コリメータ型のガンマカメラやコンプトンカメラ等が開発されているが、前者は遮蔽により軽くできないこと後者は感度が稼げないことなどから、ドローン等に搭載して環境中の放射線には不向きである。本研究では、複数のシンチレータ結晶を搭載した放射線検出器を用い、それぞれの結晶の計数比を用いることによって簡易的に放射線の位置情報を知ることが出来る軽量なコインシデンス型検出器の試験開発を行った。

2. コインシデンス型放射線検出器　放射線検出部には 9 個の GAGG 結晶（1cm×1cm×2cm）を用いており、それぞれの結晶ごとに、放射線検出時間情報と検出された放射線エネルギー情報を取得することができる。**Fig. 1** に開発した検出器の点線源によるレスポンスの方向特性について、全計数に対する各方向における結晶の計数の割合を示す。9 つの検出器を 4 方向に分け計数率の合計で評価しており、検出器前方（0°）からの照射の場合、No. 7-9 の計数が最大となり、その他の計数率比は比較的小さい。この結果から、各検出器の計数率を比較することで、放射線の飛来方向の推定が可能である。

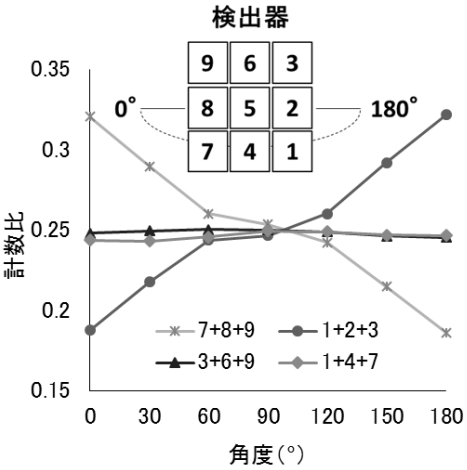


Fig. 1 線源の位置と各検出器グループの計数率の関係

3. フィールド試験　コインシデンス型検出器を用いて環境中における放射線方向を推定するための基礎データを得るため、福島県内におけるフィールドにおいて測定を行った。その結果、複数の結晶における計数情報を用いることにより、線源方向を知ることができた。測定の結果、森林やホットスポット方向からと検出器のレスポンスは相関関係にあることを確認した。発表では、開発した検出器の詳細な性能及びフィールド試験の結果について報告する。

---

*Miyuki Sasaki[1], Tsutomu Yamada[2], Takamasa Nakasone[2], Yukihisa Sanada[1]
[1] Japan Atomic Energy Agency, [2] Japan Radiation Engineering Co.

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-1 Radioactive Waste Management

Fri. Sep 15, 2017 9:30 AM - 10:30 AM JST | Fri. Sep 15, 2017 12:30 AM - 1:30 AM UTC | Room A B11 - B1 Block

[3A01-04] Vitrification 5

Chair:Hitoshi Mimura (UNION SHOWA)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[3A01] Electrochemical reduction of simulated vitrified waste glass in molten salt for separation and recovery of LLFPs

*Yumi Katasho[1], Kouji Yasuda[2,3], Toshiyuki Nohira[1] (1. Institute of Advanced Energy, Kyoto Univ., 2. Agency for Health, Safety and Environment, Kyoto Univ., 3. Graduate School of Energy Science, Kyoto Univ.)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[3A02] Investigation of Cs Leaching Behaviour from spent Zeolite Solidified using Borate Glass

*Akane Usui[1], Aiki Watanabe[1], Tsuyoshi Arai[2] (1. Shibaura Institute of Technology Graduate School, 2. Shibaura Institute of Technology)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[3A03] Leaching behavior of constituent elements from vitrified waste containing spent zeolite used in the contaminated water treatment

*Aiki Watanabe[1], Akane Usui[1], Tsuyoshi Arai[2] (1. Shibaura Institute of technology Graduate School , 2. Shibaura Institute of technology)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[3A04] Search of vitrification matrix with high-loading capacity

change of chemical durability with monovalent and divalent metal content

*Ryo Souma[1], Katsushige Komatsu[1], Shigeru Yamamoto[1], Akihiro Yamada[1], Jun Matsuoka[1], Kouhei Oowaku[2], Norio Kanehira[2] (1. The university of shiga prefecture, 2. Japan Nuclear Fuel Limited)

LLFP 分離回収を目的とした溶融塩中における模擬ガラス固化体の電解還元

Electrochemical reduction of simulated vitrified waste glass in molten salt for separation and recovery of LLFPs

*片所優宇美[1]，安田幸司[2,3]，野平俊之[1]
[1]京都大学エネルギー理工学研究所，[2]京都大学環境安全保健機構，
[3]京都大学大学院エネルギー科学研究科

原子力発電に伴い発生したガラス固化体の新規な処理・減容技術の構築を目指し、溶融 $CaCl_2$ 中で、ガラス固化体を模擬したガラスの電解還元を行った。ガラス成分の約半分を占める SiO_2 が Si へと還元され、LLFP 元素のうち Cs は溶融塩中へ溶解し、Pd と Zr は固体中に残存することが確認された。

キーワード：溶融塩電解、ガラス固化体、LLFP 元素

1. 緒言

ガラス固化体中の長寿命核分裂生成物(LLFP)を分離回収し、核変換技術により短寿命核種や安定同位体核種とすることで放射性廃棄物を低減・資源化するフィージビリティ検討が提案されている。筆者らは、ガラス固化体中の LLFP を分離回収する方法として、「溶融 $CaCl_2$ 中の電解還元＊」を提案している[1]。今回は、放射性廃棄物を模擬した「模擬ガラス固化体」の電解還元を行い、LLFP 元素(Pd, Zr, Cs, Se)の挙動の検討を行った。(＊現在の地層処分環境とは異なる反応場条件)

2. 実験方法

実験は Ar 雰囲気下の溶融 $CaCl_2$ 中(1103 K)で行った。定電位電解には、小型るつぼ電極(アルミナ管径 φ 8 mm×5 mm、底板 厚さ 0.5 mm のグラファイト板)を用いた。模擬ガラス固化体(SiO_2 49wt%, SeO_2 0.02wt%, ZrO_2 1.13wt%, PdO 0.37 wt%, Cs_2O 0.71 wt%, 他の酸化物 48.8wt%)粉末と $CaCl_2$ の混合粉末から作製したペレットを、小型るつぼ内に入れ、定電位電解を行った。電解後は、電極の縦断面を切断し、マイクロスコープで観察を行った。切断後に HCl 洗浄を行い、XRD 分析を行った。また、同条件で未洗浄のものを(5M HCl + 5M HNO_3)溶液に溶解させ、ICP-AES/MS による分析を行った。さらに、実験後の塩を採取し、HNO_3 溶液へ溶解させ、ICP-AES/MS により分析を行った。

3. 結果と考察

図 1 に、溶融塩に浸漬のみ行った後の小型るつぼの断面写真(左)と、0.6 V (vs. Ca^{2+}/Ca)で電解還元を行った後の小型るつぼの断面写真(右)を示す。電解還元を行うと、ガラスは黒色に変化した。図 2 に示す XRD パターンから、主成分である SiO_2 が還元され Si が生成したことが確認された。また、他元素と Si の合金やホウ化物のピークも確認された。表 1 に ICP-AES/MS の結果の一部を示す。Na や Li と同様、Cs は溶融塩へ溶出しており、溶融塩浸漬後の固体や電解後の固体からは、ほとんど検出されなかった。また、Pd と Zr は、固体試料中に残存していることが確認された。Se に関しては、他の含有元素と比較して含有率が低く、有意な結果が得られなかった。

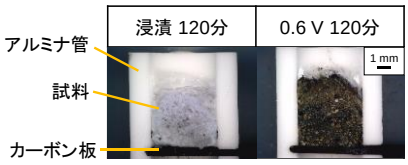


図 1 小型るつぼ断面写真. (左)浸漬のみ. (右)0.6 V vs. Ca^{2+}/Ca 定電位電解.

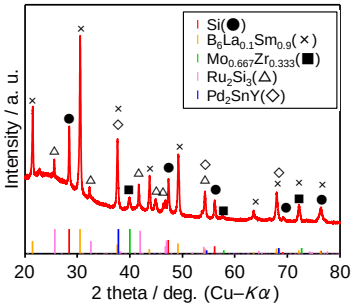


図 2 模擬ガラス固化体の還元物の XRD パターン(0.6 V vs.Ca^{2+}/Ca, 2 h).

表 1 ICP-AES/MS の結果.

元素	検出率 (%)		
	溶融塩	固体試料 浸漬、2h	固体試料 0.6 V、2h
Si	8.31	2.07	11.4
Na	90.3	0.310	0.460
B	14.9	28.6	57.8
Al	8.42	57.0	72.1
Zn	0.127	2.40	30.0
Li	58.9	ND	ND
Zr	1.93	40.2	55.9
Cs	66	1.9	0.65
Pd	8.3	48	56
Se	10	300	30

4. 結論

溶融 $CaCl_2$ 中で模擬ガラス固化体の電解還元を行い、還元時の Cs、Pd、Zr の挙動を明らかにした。当日は、封入電極を用いた電流-電位曲線や、さらに詳細な分析結果についても報告する予定である。

付記：本研究は、総合科学技術・イノベーション会議が主導する革新的研究開発推進プログラム(ImPACT)の一環として実施したものです。

参考文献

[1] Y. Katasho, X. Yang, K. Yasuda, T. Nohira, *J. Electrochem. Soc.*, **163** (2016) D622–D627.

*Yumi Katasho[1], Kouji Yasuda[2,3] and Toshiyuki Nohira[1]
[1]Institute of Advanced Energy, Kyoto Univ., [2]Agency for Health, Safety and Environment, Kyoto Univ., [3]Graduate School of Energy Science, Kyoto Univ.

ホウ酸塩ガラスにより固化した使用済みゼオライトからの Cs 浸出特性の検討

Investigation of Cs Leaching Behaviour from spent Zeolite Solidified using Borate Glass

*薄井 茜[1]，渡辺 藍己[1]，新井 剛[2]
[1]芝浦工業大学大学院，[2]芝浦工業大学

東京電力福島第一原子力発電所の汚染水処理に伴い発生する使用済みゼオライトを対象に，ガラス固化体試料の浸出性の評価を行った．模擬使用済みゼオライトをホウ酸塩ガラスによりガラス固化を行った結果，Cs の保持性能に影響を及ぼすことが確認された．

キーワード：ホウ酸塩ガラス，ガラス固化，ゼオライト，セシウム

1. 緒言　東京電力福島第一原子力発電所から発生する Cs 等を吸着した使用済みゼオライトの処理方法として様々な研究が行われている．特に焼成固化では，Cs を吸着したゼオライトが焼結により $CsAlSi_2O_6$（ポルサイト）を形成し，Cs 浸出率を著しく低下させることが確認されている[1]．そこで本研究では，使用済みゼオライトをポルサイトとして廃棄体にするため，ホウ酸塩ガラスによるガラス固化に着目し検討を行った．

2. 実験方法　模擬使用済みゼオライトは X 型ゼオライト(molecular sieve 13x)に Cs(I)を飽和吸着させたものとし，ホウ酸塩ガラスには Na_2O-ZnO-B_2O_3 ガラス(B-0.5Na-0.5Zn：mol 比)を用いた[2]．模擬使用済みゼオライト及び Na_2O-ZnO-B_2O_3 ガラス(重量比 1:1)をアルミナ坩堝に入れ，電気炉内で 1100 ℃で 1 時間の溶融後，急冷･徐冷をすることでガラス固化体試料を作製した．また，模擬使用済みゼオライトのみで 1100 ℃で 1 時間の焼結を行ったものも作製した (Cs-13x)．これらを用いて PCT-B 試験を行った．加えて，PCT-B 試験と同様の試料を用いてカラム浸出試験を行った．カラム浸出試験は，90 ℃に設定したガラスカラムに 3 g の試料を充填し，流速 0.5 cm^3･min^{-1} の上向流で通水した．流出液は 10 cm^3 ごとに分取し，原子吸光光度計で Cs(I)の定量分析を行った．

3. 結果　PCT-B 試験による規格化浸出量(NL_i)は Cs-13x で 3.41×10^{-3} g･m^{-2} であり，ガラス固化体試料で 4.87 g･m^{-2} であった．DOE による基準は 2 g･m^{-2} であることから，耐水性の観点において Cs-13x は性能を満たしているが，ガラス固化体試料は性能を満たしていないことが確認された[3]．図 1 にガラス固化体試料 (図中：Cs-13x/Glass) 及び Cs-13x の規格化浸出量の経時変化を示す．Cs-13x からの Cs の溶出はほとんど確認されなかったが，時間経過に伴い Cs の溶出が増加していることが確認された．一方，ガラス固化体試料からの Cs の溶出は，Cs-13x の溶出挙動と大きな差異が確認された．これらのことから，ホウ酸塩ガラスにより Cs-13x を固化した場合，耐水性に影響を及ぼすことが示された．

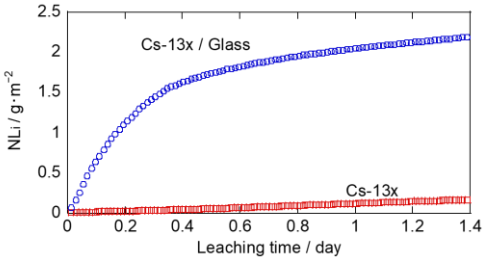


図 1 ガラス固化体試料(Cs-13x/Glass)及び Cs-13x の規格化浸出量(Cs)の経時変化

本研究は，文部科学省廃止措置等基盤研究・人材育成プログラム委託費により実施された「廃止措置工学高度人材育成と基盤研究の深化」の成果の一部である．

参考文献

[1] 菅野他, *J. At. Energy SOC. Jpn*, **19** (1977) [2]薄井他，本学会 2016 年秋 [3] Keith W. *et al.* , WM2013 Conference

* Akane Usui[1], Aiki Watanabe[1], and Tsuyoshi Arai[2]
[1]Shibaura Institute of Technology Graduate School, [2]Shibaura Institute of Technology

汚染水処理で発生する使用済みゼオライトを含むガラス固化体からの構成元素の浸出挙動

Leaching behavior of constituent elements from vitrified waste containing spent zeolite used in the contaminated water treatment

*渡辺　藍己[1], 薄井　茜[1], 新井　剛[2]
[1] 芝浦工業大学大学院, [2] 芝浦工業大学

セシウム除去装置に用いられるゼオライトの処理方法としてホウ酸塩ガラスによるガラス固化に着目した．本研究では，ゼオライトとホウ酸塩ガラスを一体化した固化体試料からの構成元素の浸出挙動を検討した．

キーワード：東京電力福島第一原子力発電所，ホウ酸塩ガラス，ゼオライト，ガラス固化

1. 緒言　東京電力福島第一原子力発電所から発生する放射性物質を含む水 (汚染水) は，セシウム吸着装置等により浄化処理され，循環注水冷却に用いられている．セシウム吸着装置にはゼオライト等の無機吸着材が用いられているが，放射性核種を吸着した無機吸着材の処理方法は未だ決定していない．そこで筆者らは，使用済みゼオライトの処理方法としてガラス固化法の検討を行っている．また，汚染水の処理方法も未定であり，現在も多量の汚染水が貯留されている．汚染水には炉心冷却の緊急措置として大量に注入されたホウ酸が多く含まれていることから，汚染水中のホウ酸をガラスの骨格構造とすることで，廃棄体の大幅な減容が期待される．既往の研究成果より，Na_2O-B_2O_3 ガラスに ZnO を添加することで耐水性の向上が確認されていることから，本研究では，Na_2O- ZnO-B_2O_3 ガラスと模擬使用済ゼオライトを一体化した固化体試料について検討した[1].

2. 実験方法　本実験では，X 型ゼオライト(f-9)に Cs を飽和吸着させ，十分に乾燥させたものを模擬使用済みゼオライトとして調製した．また，ガラス原料には，mol 比で B : Na : Zn = 1 : 0.5 : 0.6 となるように秤量した四ホウ酸ナトリウム無水物と酸化亜鉛を用いた．ガラス原料と 10 wt%の模擬使用済ゼオライトを乳鉢で混合し，アルミナ坩堝に入れた．これらをマッフル炉により 1100 ℃で 1 時間保持し，室温で急冷することで固化体試料を得た．得られた固化体試料を 75-150 μm に整粒し浸漬試験を行った．試験溶液は蒸留水(pH = 5.95)を使用し，75-150 μm に整粒した粉末試料 1.0 g と試験溶液 10 cm^3 をフッ素樹脂製容器に入れ密封し，90 ℃に調整した恒温槽内に最大 14 日間静置した．所定期間ごとに恒温槽から取り出し，試験容器を密封したまま自然放冷した．放冷後，試験容器の重量を測定し，浸出液の漏れや蒸発による重量減少がないことを確認した後に浸出液の pH を測定した．また，浸出液を口径 0.2 μm のフィルターでろ過し，ろ液の元素濃度を測定することで規格化浸出量を算出した．浸漬後の固化体試料はデシケーター内で乾燥後，X 線回折装置(XRD)により分析した．

3. 結果・考察　図1に得られた固化体試料の規格化浸出量及びpHの経時変化を示す．図 1 より，何れの元素においても規格化浸出量は，時間経過に伴い増加することが確認された．また，規格化浸出量の多い元素は Na，B，Cs，Zn の順であり，Zn の規格化浸出量は他の元素と比較して極めて低かった．最も低い値を示した Zn は，固化体試料表面で水溶液中の H^+と反応し，$Zn(OH)_2$ として安定な形で存在するため，溶出しにくいと推察される．また，浸漬液の pH は浸漬時間が 1 日で pH = 9.8 程度まで上昇し，その後はほぼ一定の値を示した．pH の上昇は，Na の溶出に起因するものと考えられ，その後一定値を示したのは固化体試料中から溶出したホウ酸による緩衝作用によるものと推察される．次いで，図 2 に浸漬前後の固化体試料の XRD 分析結果を示す．図 2 より，浸漬前及び浸漬時間が 1 日の固化体試料では非晶質特有のブロードな波形が確認されたことからガラス化していると考えられる．一方，浸漬時間が 3 日以上の固化体試料では，何れも ZnO の結晶ピークが確認された．このことから，ZnO は浸漬時間が 1〜3 日間で形成されると考えられる．以上の結果から，固化体試料は，化学的耐久性の向上を目的とした組成の検討が必要であると考えられる．本会では，Na_2O- ZnO-B_2O_3 ガラスと模擬使用済ゼオライトを一体化した固化体試料からの構成元素の浸出挙動についても検討したので報告する．本研究は，文部科学省廃止措置等基盤研究・人材育成プログラム委託費により実施された「廃止措置工学高度人材育成と基盤研究の深化」の成果の一部です．

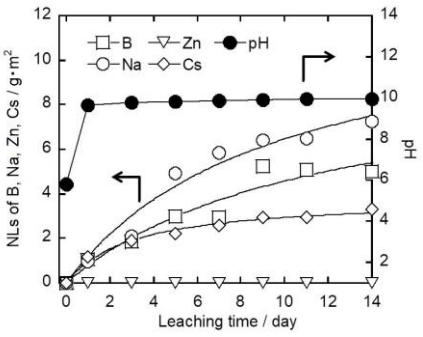


図 1 固化体試料の規格化浸出量及び pH の経時変化

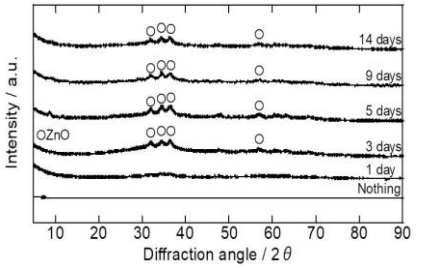


図 2 固化体試料の XRD 分析結果

参考文献

[1] 鈴木孝哉ら：日本原子力学会 2015 年 秋の大会 予稿集 E-29, (2015)

*Aiki Watanabe[1], Akane Usui[1] , Tsuyoshi arai[2]
[1] Shibaura Institute of Technology Graduate school, [2] Shibaura Institute of Technology

高充填ガラスマトリクスの検討
－ 1 価金属及び 2 価金属の含有量変化に伴う耐水性への影響評価 －

Search of vitrification matrix with high-loading capacity
- change of chemical durability with monovalent and divalent metal content -

*相馬 諒[1]，小松 克茂[1]，山本 茂[1]，山田 明寛[1]，松岡 純[1]，大和久 耕平[2]，兼平 憲男[2]
[1]滋賀県立大学，[2]日本原燃株式会社

高充填ガラスマトリクスを開発する一環として、ガラスの網目修飾成分である Li, Na, Ca, Zn が耐水性に及ぼす影響を調査し、さらに、その中で将来的に有用となり得るガラス組成について、SiO_2/B_2O_3 比が耐水性に及ぼす影響も調査した。

キーワード： Zn/Ca 比、Li/Na 比、SiO_2/B_2O_3 比、Al_2O_3 含有量、耐水性

1. 緒言

高レベル放射性廃棄物固化ガラスの組成開発は、現行組成に対し、モリブデン酸塩を主成分とするイエローフェーズ(以下、YP)の生成と耐水性低下を同時に抑制することが求められている。先行研究[1]より、ガラスの網目形成成分として SiO_2/B_2O_3 比[mol]：1.50~2.00、Al_2O_3 含有量[mol%]：5.05~7.00 を有する領域で、上記の要求を満たす可能性が示唆された。一方、網目修飾成分である Li, Na, Ca, Zn の含有量が耐水性に及ぼす影響は調査されていない。そこで本研究では、上記領域に対しこれら元素の含有量変化が耐水性へ及ぼす影響を、廃棄物固化ガラスを簡素化したガラス組成を用いて評価・考察した。

2. 実験方法

簡素化ガラス組成にて Li/Na 比[mol]及び Zn/Ca 比[mol]をパラメータとしたガラス作製(1200℃・2 時間)を行い、YP 生成の有無を確認した。YP が生成していないガラスに対して、MCC-1 法による耐水性試験を実施した。なお、耐水性は試験前後におけるガラスの質量変化(重量減少法)から浸出率を算出して評価した。

3. 結果・考察

図 1 に Li/Na 比の変化に伴う浸出率の変化を示す。図 1 より Li/Na 比の増加で、浸出率の減少(耐水性の向上)が確認された。また、Zn/Ca 比の増加で浸出率が著しく増加し、この比の減少でも浸出率がやや増加した。さらに Li/Na 比及び Al_2O_3 含有量を増加させた組成で、SiO_2/B_2O_3 比を 1.75~2.00 とすると、現行組成と同程度の耐水性を担保出来ることが確認された。詳細は当日発表予定である。

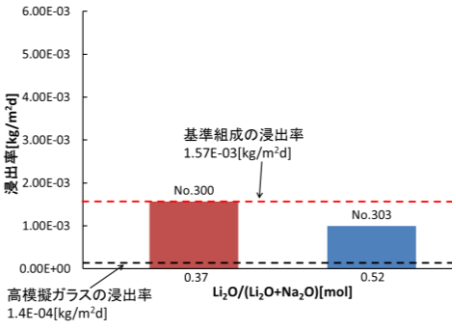


図 1. Li/Na 比変化に伴う浸出率変化

参考文献

[1] 小松 克茂ら 「高充填減容固化用ガラスマトリックスの検討 -ガラスの B_2O_3 及び Al_2O_3 含有量が MoO_3 溶解度と耐水性に与える影響-」原子力学会 2016 年春の大会 予稿集 1G16（2016）

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「平成 29 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業」の成果の一部である。

*Ryo Souma[1], Katsushige Komatsu[1], Shigeru Yamamoto[1], Akihiro Yamada[1], Jun Matsuoka[1], Kouhei Oowaku[2], Norio Kanehira[2]
[1]The University of Shiga Prefecture, [2]Japan Nuclear Fuel Limited

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-1 Radioactive Waste Management

Fri. Sep 15, 2017 10:30 AM - 12:00 PM JST | Fri. Sep 15, 2017 1:30 AM - 3:00 AM UTC | Room A B11 - B1 Block

[3A05-10] Nuclide Separation and Recovery 2

Chair:Daisuke Sugiyama (CRIEPI)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[3A05] Realization Development of the Flexible Waste Management System for MA P&T Technology

(2)R&D on Production Process for HLW Granular form

*Fumiki Mizusako[1], Akihiro Suzuki[1], Atsushi Ohuchi[1], Kenichi Matsushima[1] (1. NFD)

10:45 AM - 11:00 AM JST | 1:45 AM - 2:00 AM UTC

[3A06] Realization Development of the Flexible Waste Management System for MA P&T Technology

(3)Micro-size Composition in the Simulated HLW Calcine

*AKIHIRO SUZUKI[1], ATSUSHI OHUCHI[1], KENICHI MATSUSHIMA[1], FUMIKI MIZUSAKO[1] (1. NFD)

11:00 AM - 11:15 AM JST | 2:00 AM - 2:15 AM UTC

[3A07] Realization Development of the Flexible Waste Management System for MA P&T Technology

(4)Dissolution behavior of the Simulated HLW Granular form

*Tatsuro Matsumura[1], Sho Ishii[1], Akihiro Suzuki[2], Fumiki Mizusako[2] (1. JAEA, 2. NFD)

11:15 AM - 11:30 AM JST | 2:15 AM - 2:30 AM UTC

[3A08] Realization Development of the Flexible Waste Management System for MA P&T Technology

(5)Storage Concept and Thermal Property

*Tetsuo Fukasawa[1], Kuniyoshi Hoshino[1], Keita Endo[1], Akihiro Suzuki[2], Atsushi Ohuchi[2] (1. Hitachi-GE, 2. NFD)

11:30 AM - 11:45 AM JST | 2:30 AM - 2:45 AM UTC

[3A09] Realization Development of the Flexible Waste Management System for MA P&T Technology

(6)Chemical stability of the HLW granular form during the storage

*Yusa Muroya[1], Yaohiro Inagaki[2], Tatsumi Arima[2], Akihiro Suzuki[3] (1. ISIR, Osaka Univ., 2. Kyushu Univ., 3. NFD)

11:45 AM - 12:00 PM JST | 2:45 AM - 3:00 AM UTC

[3A10] Development of Elution and Recovery Method of Cs and Sr from Zeolites

(1)Elution Properties and Recovery of Cs

*Hitoshi Mimura[1], Minoru Matsukura[1], Tomoya Kitagawa[1], Fumio Kurosaki[1], Hiroyuki Hashimoto[2] (1. UNION SHOWA, 2. Tohoku University)

MA 分離変換技術の有効性向上のための柔軟な廃棄物管理法の実用化開発 (2) HLW 顆粒体の製造技術開発計画

Realization Development of the Flexible Waste Management System for MA P&T Technology

(2) R&D on Production Process for HLW Granular form

*水迫文樹，鈴木晶大，大内敦，松島健一

NFD

MA 分離変換技術の技術確立までの期間、高レベル廃液を安定かつ再生可能な顆粒体で貯蔵する柔軟な廃棄物管理法の実用化開発を進めている。製造技術開発では、開発するべき貯蔵形態の検討を行うと共にロータリーキルンを用いた模擬顆粒体試作を行い顆粒体中硝酸塩成分による粘結効果を示した。

キーワード：柔軟な廃棄物管理、環境負荷低減、ロータリーキルン法、高レベル廃液、HLW 顆粒体

1. 柔軟な廃棄物管理法における貯蔵形態及び製造法の選定

今後開発されるMA分離変換技術を最大限に活用し一層の環境負荷低減を実現するため、使用済燃料の再処理で発生する高レベル廃液をすぐにガラス固化せずに仮焼して顆粒体を製造し、金属製キャニスタに充填して冷却貯蔵し、MA分離変換前に再廃液化を行うという柔軟な廃棄物管理法の早期実用化を図るため、柔軟な廃棄物管理システムの実用化に向けた技術開発及び概念仕様提案を進めている[1]。

柔軟な廃棄物管理における貯蔵期間を 50 年間と考えた場合に、大きな弱点が存在しない貯蔵形態の検討を行った。その結果、高レベル廃液を、沸騰を発生しないよう予め蒸発乾固し、保管中に想定される温度で容易に硝酸系ガスが発生しないよう仮焼して化学的に安定化した仮焼体は、貯蔵容量が小さく、容易な再廃液化によって MA 分離技術への接続性に優れていた。さらに、仮焼体を発熱や熱伝導度の均一性を図るために一様化し、飛散防止及び高密度化のために一定のサイズにまとめた顆粒体は、技術開発を含めたトータルコストが低く、早期実現可能な貯蔵形態であると考えられた。このような顆粒体の製造方法として、焼成及び均一化を同時に行え、動的環境による造粒も期待でき、かつガラス固化体製造の商用経験が豊富な仏国 AVM 法(ロータリーキルン仮焼-誘導加熱ガラス溶融法)における仮焼炉として実績のあるロータリーキルン法を選定して開発を進めることとした。

2. ロータリーキルンによる顆粒体試作

回転炉内での高レベル廃液顆粒化基礎挙動を明らかにするため、バッチ式ロータリーキルンに約 150cc の模擬廃液を装荷し、2～5rpm、300℃の乾燥空気中で蒸発・焼成したのちに、粉砕棒の効果を模擬するために直径 2mm のステンレス球を導入し、約 7rpm にて常温から 500℃まで昇温した。この結果、図 1 に示すような 0.1mm より大きく扁平では無い黒色の固形粒子を得る事ができた。黒色固形粒子には Ba, Mo, Pd, Ru, Zr の各元素のいずれかを多く含む 5μm 以下のミクロ領域が存在したが、それらの間を硝酸塩成分と考えられる Na（Cs, Fe 等）が埋めている構造となっており、低融点である硝酸塩成分が酸化物粉末や貴金属粉末を粘結することで黒色固形粒子が生成したと考えられる。黒色固形粒子全体の SEM-EDS による表面の元素比は、導入粒子と比較してやや Na, Ce が多かったものの突出した特定元素の濃縮は発生しておらず、成分がマクロに均一化された顆粒体が生成していた。今後、蒸発脱硝・焼成・粉砕・粘結の各プロセスの最適化を図り、一様性を確認すると共に、密度及び熱伝導度の測定を進める。

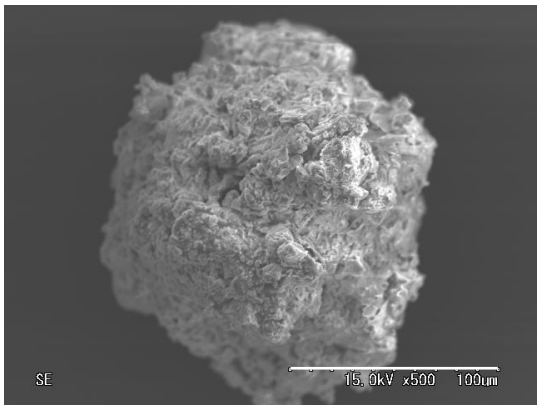


図 1 試作した模擬廃棄物顆粒体

参考文献 [1]鈴木ら、日本原子力学会 2017 年春の年会、1L01

本報告は、特別会計に関する法律（エネルギー対策特別会計）に基づく文部科学省からの受託事業として、日本核燃料開発株式会社が実施した平成 28 年度「MA 分離変換技術の有効性向上のための柔軟な廃棄物管理法の実用化開発」の成果です。

* Fumiki Mizusako, Akihiro Suzuki, Atsushi Ohuchi, Kenichi Matsushima (NFD)

MA 分離変換技術の有効性向上のための柔軟な廃棄物管理法の実用化開発
（3）模擬 HLW 仮焼体のミクロ組成

Realization Development of the Flexible Waste Management System for MA P&T Technology

(3) Micro-size Composition in the Simulated HLW Calcine

*鈴木晶大、大内敦、松島健一、水迫文樹

NFD

顆粒体の一様性確保の基礎となるミクロな相分離及び結晶成長について、模擬廃液の仮焼体を詳細分析してまとめた。仮焼体の元素分布は、主に Na, Ce, Mo, Sr, Pd に代表される 5 つの領域の脱硝に伴う化学反応や熱拡散で理解でき、仮焼温度の高温化に伴って、領域の重なりや結晶成長が見られた。

キーワード：柔軟な廃棄物管理、環境負荷低減、HLW 顆粒体、ミクロ組成、硝酸塩仮焼体

1. 緒言

柔軟な廃棄物管理法における顆粒体製造温度は、アクチニドの脱硝、顆粒体の再溶解性確保、貯蔵時の NOx 発生防止などの観点から 300~900℃を想定している。高レベル廃液をこれらの温度で仮焼するとさまざまな析出物や化合物が発生し、冷却後の固相は成分の異なる複数の領域に分離する。これらの領域には発熱元素が偏在すると考えられ、各領域の熱伝導率や密度に応じて除熱性も異なり、各領域の融点やサイズに応じて局所溶融を発生することが懸念される。柔軟な廃棄物管理法の実用化開発では、ロータリーキルンにより温度や回転数をパラメータとして各領域を混合し、マクロな熱的一様性の確保を目指すが、パラメータ選定にあたり各領域の組成や結晶粒の成長などのミクロ挙動を把握しておく必要がある。本発表では、模擬廃液を各種温度で仮焼し、生成する領域の SEM-EDS 観察を行って元素偏在を観察した。

2. 模擬廃液仮焼体における元素偏在

仮焼体の元素分布は、主に Na, Ce, Mo, Sr, Pd に代表される 5 つの領域の脱硝に伴う化学反応や熱拡散によって理解することができ、仮焼温度の高温化に伴って、領域の重なりや結晶成長が見られた。各領域の変化の概要を図 1 に示す。顆粒体の主成分である Na を含む領域は点在しておらず、800℃までの高温状態で硝酸塩による液相を保つと考えられる。なお、Na を含む領域は、700℃以上で一部が Mo との化合物を生じて著しい粒成長を生じるが、900℃で分解してすべて固体の酸化物に変わる。Ce を中心とする領域は、各元素の硝酸塩から酸化物への変化によって、Nd, Fe, La, Cs が凝集したものであり、温度に応じて Mo 領域からの Zr 凝集や Sr 領域の吸収を発生し、700℃以上では大きな粒成長が見られる。

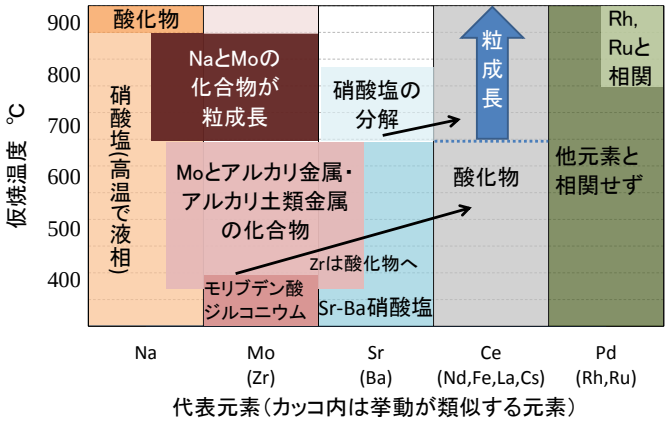


図 1　各種仮焼温度におけるミクロ領域の組成変化

3. 顆粒体製造における熱的一様性確保

アクチニドを含む希土類の発熱元素は概ね Ce と同様の変化を見せると考えられ、Ce 領域での粒成長が顕著になる 700℃以上ではミクロ発熱源の成長が生じる可能性がある。このため、熱的一様性確保のためには、低温焼成あるいは降温後粉砕混合が必要となる。一方、熱伝導率を支配して熱的一様性のスケールを決定する Na 領域は、Ce 領域の成長に伴う共晶硝酸塩成分の酸化物への変化、モリブデン酸ジルコニウムの分解、及び、モリブデン酸ナトリウムの成長により融点や熱伝導率を変化させることが示唆される。

参考文献　[1]鈴木ら、日本原子力学会 2017 年春の年会、1L01

本報告は、特別会計に関する法律（エネルギー対策特別会計）に基づく文部科学省からの受託事業として、日本核燃料開発株式会社が実施した平成 28 年度「MA 分離変換技術の有効性向上のための柔軟な廃棄物管理法の実用化開発」の成果です。

* Akihiro Suzuki, Atsushi Ohuchi, Kenichi Matsushima, Fumiki Mizusako (NFD)

MA 分離変換技術の有効性向上のための柔軟な廃棄物管理法の実用化開発
(4) 模擬 HLW 顆粒体の再溶解性

Realization Development of the Flexible Waste Management System for MA P&T Technology
(4) Dissolution behavior of the Simulated HLW Granular form

*松村達郎[1]、石井翔[1]、鈴木晶大[2]、水迫文樹[2]
[1]原子力機構, [2] NFD

HLW 顆粒体貯蔵後の再溶解について、模擬 HLW を仮焼して模擬 HLW 仮焼体を作成し、硝酸溶解して各元素の溶解性を評価した。その結果、ランタノイド元素の残渣への移行割合は低く、MA の残渣への残留率は小さい可能性が示唆された。

キーワード：柔軟な廃棄物管理、環境負荷低減、顆粒体再溶解、分離変換、MA 分離、残渣

1. HLW顆粒体再溶解

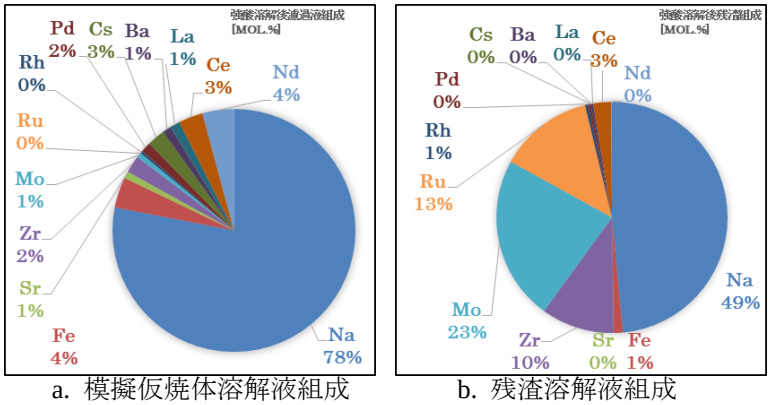
HLW 顆粒体は貯蔵後に再溶解し、分離変換技術によって長寿命 MA を分離して核変換する。HLW 顆粒体の再溶解時の各元素の挙動は、再溶解液への MA 分離技術の適用性の評価及びシステム全体の MA 回収率に対して重要な知見となる。特に、再溶解では Zr, Mo 及び白金族元素等からなる残渣が生じることから、残渣への MA の移行量は MA の回収率に直接影響するため極めて重要である。初年度はコールドでの予備試験として、再処理工場における使用済燃料溶解時の不溶解残渣を添加しない模擬廃液を作成し、これまでの知見[1)]を基に代表的な条件にて仮焼して模擬 HLW 仮焼体を作成し、硝酸溶解して得られる再溶解液及び残渣成分の定量分析を行った。

2. 再溶解予備試験

表 1 に示した組成の模擬高レベル廃液を 300℃にて 4 h 保持して仮焼し、模擬仮焼体を作成した。これに、3 M 硝酸を添加して 12 h 沸騰させた後、ろ過して再溶解液と残渣を得た。さらに残渣は硫酸水素アンモニウムを添加して 400℃にて融解させて分解して酸溶解し、残渣溶解液を得た。これらの溶液は、ICP-AES 及び ICP-MS によって濃度を分析し、再溶解液及び残渣への各元素の移行量を評価した。その結果、Nd はほとんどが溶解し、Ce についても残渣への移行割合は 1%未満であった。このことから、MA の残渣への残留率は小さい可能性があることが示唆された。今後、アルカリ廃液や使用済燃料溶解時の不溶解残渣が混在した組成を模擬した溶液を使用するとともに、仮焼体作成時の温度条件、酸溶解条件をパラメータとし、必要に応じて実 MA を用いた試験によって再溶解性に関する知見を得るとともに再溶解液への MA 分離技術の適用性評価を行う。

表 1　模擬高レベル廃液

	模擬廃液組成 [mol / L]
Na	0.536
Fe	0.068
Sr	0.014
Zr	0.056
Mo	0.050
Ru	0.034
Rh	0.006
Pd	0.022
Cs	0.035
Ba	0.021
La	0.021
Ce	0.054
Nd	0.068



a. 模擬仮焼体溶解液組成　　b. 残渣溶解液組成

図 1　模擬仮焼体酸溶解液及び残渣溶解液の組成



図 2　模擬仮焼体

参考文献
[1]有馬ら、日本原子力学会 2016 年春の年会(東北大)、1N03

本報告は、特別会計に関する法律（エネルギー対策特別会計）に基づく文部科学省からの受託事業として、日本核燃料開発株式会社が実施した平成 28 年度「MA 分離変換技術の有効性向上のための柔軟な廃棄物管理法の実用化開発」の成果です。

* Tatsuro Matsumura[1], Sho Ishii[1], Akihiro Suzuki[2], Fumiki Mizusako[2] ([1] JAEA, [2] NFD)

MA 分離変換技術の有効性向上のための柔軟な廃棄物管理法の実用化開発 (5) 貯蔵設備概念と熱的成立性

Realization Development of the Flexible Waste Management System for MA P&T Technology
(5) Storage Concept and Thermal Property

*深澤哲生[1]，星野国義[1]，遠藤慶太[1]，鈴木晶大[2]，大内敦[2]
[1] 日立 GE，[2] NFD

廃棄物顆粒体貯蔵設備は自然循環空気冷却式の現行ガラス固化体貯蔵設備を共用し、キャニスタ寸法及び顆粒体充填密度は顆粒体貯蔵時の熱的制限条件を満たしつつ効率的貯蔵を図るものとした。また、MA 模擬廃液の仮焼体に対して加熱プレスを実施したところ仮焼体の高密度体を作成できることが分かった。

キーワード：柔軟な廃棄物管理、環境負荷低減、貯蔵設備、熱的成立性、高密度化

1. 廃棄物顆粒体貯蔵設備の熱伝導解析

廃棄物顆粒体貯蔵設備は、現行再処理への適用性を考慮して、自然循環空気冷却式の現行ガラス固化体貯蔵設備を共用する概念[1]で検討を進めている。顆粒体の発熱密度はガラス固化体よりも大きく、また、顆粒体の一部成分の融点が 275℃程度[1]と考えられるため、顆粒体貯蔵設備の熱的設計が重要となる。キャニスタの寸法仕様や顆粒体充填密度は、顆粒体貯蔵の柔軟性を活用して制限条件（冷却空気温度≦65℃、顆粒体中心温度≦275℃）を満たしつつ効率的貯蔵を実現するものとする。顆粒体貯蔵設備設計においては多くのパラメータ解析を必要とするため、簡易熱伝導解析手法を採用し、想定される貯蔵条件を保守的にカバーする。顆粒体貯蔵時の熱伝導解析モデルは、冷却空気の圧力損失バランスに基づく自然循環空気熱流動モデルと径方向 1 次元熱伝導モデルを組合せた手法を採用した。顆粒体貯蔵設備熱伝導解析の主要な入力データは、キャニスタ寸法、顆粒体密度、発熱量、熱伝導率とした。顆粒体の除熱性能を向上させるため、キャニスタは細径とし通風管内に 7 本配置することとした。伝導率は硝酸ナトリウムの値を用いた。

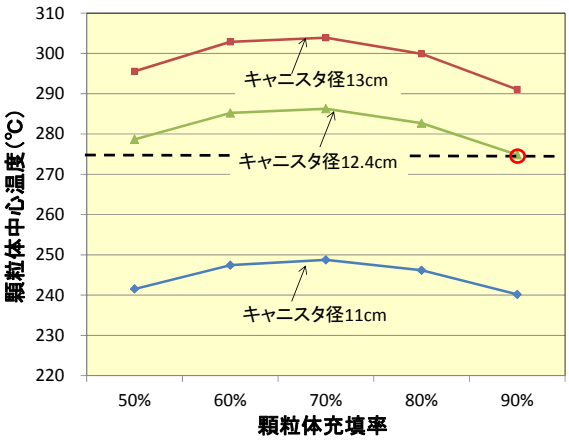


図 1　簡易熱伝導解析結果例

解析結果の一例を図 1 に示す。顆粒体充填率 70%程度までは充填率とともに発熱密度は増加するため顆粒体中心温度が増加するが、70%以上では熱伝導率の増加が優勢となり中心温度が低下することが分かった。充填率及びキャニスタ径が大きいほど、貯蔵に要するスペースを小さくでき、図 1 から、充填率 90%とすれば、キャニスタ径は最大 12.4 ㎝にすることができる。

顆粒体のキャニスタへの充填率を上げるためには、ロータリーキルンから出力される顆粒体を高密度充填する他、顆粒体に対して加熱プレスを行って密度を上昇させることが考えられる。このため、模擬廃液を 500℃に加熱して得た仮焼体粉末に対して加熱プレスを実施した。荷重 1~3kN、温度 250℃、保持時間 100~1000s でのプレスを行った所、85~96%T.D.の高密度体が得られた。今後、低荷重、短時間、大面積のプレス特性を詳細に調べる必要があるが、顆粒体の加熱プレスによる高密度化の可能性が示された。

以上、熱的成立性を考慮して、廃棄物顆粒体貯蔵設備の仕様、条件を検討し、貯蔵スペース低減に有効な顆粒体の高密度化の可能性を示した。

参考文献

[1]鈴木ら、日本原子力学会 2017 年春の年会（東海大湘南）、1L01

本報告は、特別会計に関する法律（エネルギー対策特別会計）に基づく文部科学省からの受託事業として、日本核燃料開発株式会社が実施した平成 28 年度及び平成 29 年度「MA 分離変換技術の有効性向上のための柔軟な廃棄物管理法の実用化開発」の成果です。

* Tetsuo Fukasawa[1], Kuniyoshi Hoshino[1], Keita Endo[1], Akihiro Suzuki[2], Atsushi Ohuchi[2] ([1] Hitachi-GE, [2] NFD)

MA 分離変換技術の有効性向上のための柔軟な廃棄物管理法の実用化開発
(6) HLW 顆粒体貯蔵時の化学安定性

Realization Development of the Flexible Waste Management System for MA P&T Technology

(6) Chemical stability of the HLW granular form during the storage

*室屋 裕佐[1]，稲垣 八穂広[2]，有馬 立身[2]、鈴木 晶大[3]

[1]阪大産研，[2]九大，[3]NFD

HLW 顆粒体の貯蔵時における化学的安定性を評価するため、顆粒体主成分である $NaNO_3$ の γ 線による放射線分解およびキャニスタの内面腐食についての短時間試験を実施した。その結果、50 年間の貯蔵期間にわたる水素発生や腐食は小さいと考えられるが、NOx 発生については対応策が必要となる可能性がある。

キーワード：柔軟な廃棄物管理、環境負荷低減、化学的安定性、硝酸塩放射線分解、腐食挙動

1. 緒言

HLW 顆粒体の貯蔵は、現行ガラス固化体貯蔵設備を共用し、細径となるが同じキャニスタ材を使用することを考えており、長期貯蔵時の化学的成立性確認のためには、顆粒体の化学安定性とキャニスタ内面腐食を確認する必要がある。しかし、高放射線影響下での HLW 顆粒体の変化、及び HLW 顆粒体によるキャニスタ材腐食に関しては参考となるデータが全く存在しない。今回、顆粒体主成分である $NaNO_3$ の放射線分解及びキャニスタ内面腐食についての短時間試験を行い、初期的なデータを得たので報告する。

2. 硝酸塩のガンマ線照射による放射線分解

HLW 顆粒体は酸化物と硝酸塩の混合体であり、放射線分解により NOx や水素のガス発生が想定される。顆粒体主成分である $NaNO_3$ の粉末試薬について、阪大産研・コバルト照射施設（Rabbit11、167.7 TBq）において 170 kGy までの照射を行い、照射後のバイアル瓶（試料：$NaNO_3$, 10 g）の気相部（17 ml）を、ガスクロマトグラフ装置（水素検出）、および微量濃度ガス分析装置（NOx 検出）で測定した。この結果、水素は 3.0×10^{-9} mol、NOx は 3.5×10^{-6} mol （NO：6.1×10^{-7} mol、NO_2：2.8×10^{-6} mol）であった。50 年間を考えている貯蔵期間にわたる HLW 顆粒体への積算線量は~8 GGy と想定され、得られた結果を直線的に外挿すると、50 年間の総発生量は、水素は～10^{-4} mol と小さな値となったが、NOx については 3 桁大きかった。直線近似は過大評価である可能性が高く、今後更なる高線量照射によるメカニズム解明を実施していく方針であるが、NOx 分解量低減のための対応策が必要となる可能性がある。

3. キャニスタ材（SUS304L）の内面腐食加速試験

HLW 顆粒体の主成分である $NaNO_3$ による SUS304L 鋼の腐食挙動について 600℃で最長 11.5 日間の加速試験を行った。その結果、腐食層は Fe、Cr の酸化物等から構成される酸化膜であることを確認し、溶融塩と接触する場合でも通常の酸化と同様の挙動を示すことが分った。図 1 に酸化膜の成長曲線を示す。成長曲線は、低分圧酸素による酸化挙動に類似した小さなものであり、今後、保管温度での長時間試験等を実施して確認して行く必要があるが、50 年間の腐食量も小さいと考えられる。

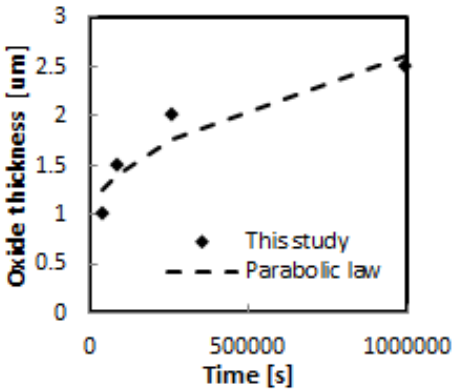


図 1　SUS304L の表面に生成した酸化膜の成長曲線

4. 今後の予定

HLW 顆粒体の放射線分解及び腐食メカニズムの解明を通して、50 年間を考えている貯蔵期間にわたる化学的安定性の評価を進めて行く。

本報告は、特別会計に関する法律（エネルギー対策特別会計）に基づく文部科学省からの受託事業として、日本核燃料開発株式会社が実施した平成 28 年度及び平成 29 年度「MA 分離変換技術の有効性向上のための柔軟な廃棄物管理法の実用化開発」の成果です。

*Yusa Muroya[1], Yaohiro Inagaki[2], Tatsumi Arima[2], Akihiro Suzuki[3]

[1]ISIR, Osaka Univ., [2] Kyushu Univ., [3]NFD

ゼオライトからのＣｓ、Ｓｒ溶離・回収技術の開発
（1）Ｃｓの溶離特性と回収

Development of Elution and Recovery Method of Cs and Sr from Zeolites
(1) Elution Properties and Recovery of Cs

*三村　均[1]，松倉　実[1]，北河友也[1]，黒崎文雄[1]，橋本裕之[2]
[1]ユニオン昭和，[2]東北大・多元研

各種ゼオライトに吸着した放射性核種の溶離・回収および再利用技術を基礎的に検討した。Cs は無機塩溶液、特にアンモニウム塩溶液で効率的に溶離回収でき、回収された Cs 塩はポルサイトに安定固化できる。

キーワード：ゼオライト，セシウム，分配挙動，溶離，回収，再利用，ポルサイト，安定固化

1. 緒言

高汚染水中の Cs および Sr の除染には、ゼオライト等の無機イオン交換体が使用されている。これら二次固体廃棄物の処理・処分シナリオには、現在、貯蔵時の安全性評価、安定固化技術の開発が進められている。一方、上記シナリオとは異なり、廃棄物からの核種(Cs,Sr)の溶離・回収および再利用に関する技術開発も進めておくことも重要と考えられる。本研究では、(1)無機塩溶液中でのＣｓの分配挙動、(2)溶離特性の評価、(3)溶離フラクションからの Cs 塩の回収・安定固化に関して検討した。

2. 実験

各種塩溶液(Na, K, NH_4の硝酸塩)と酸溶液(0.1～5 M)中での Cs の分配特性をバッチ法により評価した。上記の溶離液を各種ゼオライト(A, X, Y, mordenite(SM, NM), clinoptilolite(CP), ferrierite(F))カラムに通液し、Cs の溶離曲線を取得した。溶離曲線から、Cs 溶離率(E(%))、保持体積(V_R)、理論段数(N)、１理論段高さ(H)およびテイリング係数（S）を算出・評価するとともに、クロマトグラフィ基本式を導出した。溶離フラクションは 400℃で焼成して得られた CsCl 塩を、安定鉱物(pollucite)に変換した。

3. 結果と考察

3-1. 分配特性：各種塩溶液(Na, K, NH_4塩)と酸溶液(0.1～5 M)中での Cs の分配係数($K_{d,Cs}$)は、溶液濃度の増加に伴い、直線的に低下し、その序列は $NH_4^+ < K^+ < Na^+ < H^+$で、水和イオン半径が小さい程低下する。

3-2. 溶離特性：A 型、X 型からの Cs の溶離率序列は、2 M HCl ＞ 2 M NH_4Cl＞ 2 M KCl ＞ 2 M NaCl であった。いずれも 90%以上溶離するが、2 M HCl ではゼオライト構造が一部破壊され、カラム内に含水ケイ酸浮遊物が認められた。4 M NH_4Cl 溶液で 99%以上溶離可能である。2 M NH_4Cl による Cs 溶離率(%)の序列は、X ＞ A ＞ Y ＞ CP ＞ SM ＞ NM であった。Cs 選択性ゼオライト（モルデナイト、チャバサイト）からのＣｓ溶離には高濃度(＞2 M)の NH_4塩溶液が必要である。SM,NM の耐酸性は高いが、酸による Cs の溶離は困難であった。F カラムからの Cs 溶離の保持体積(V_R)の序列は、$NH_4^+ < K^+ << H^+ \leq Na^+$であり、$NH_4^+$濃度[$M^+$]とは次式(1)で表される。

$$V_R = V_m + \rho V_a(10^{1.40}[M^+]^{-0.91})\ (cm^3)\quad (V_m:\text{空保持体積}, \rho:\text{固定相密度}, V_m:\text{固定相体積}) \quad (1)$$

3-3. Cs 塩の回収と安定固化：溶離フラクションを乾燥・400℃焼成し、NH_3を除去して CsCl 塩が回収できる。昇華物は溶離剤として再利用可能。Cs 塩はフライアッシュと混合、又は、ゼオライトに再吸着させ、高温焼成によりポルサイト(Pollucite, $CsAlSi_2O_6$)に安定固化できる。ゼオライトカラムは乾燥・400℃焼成で H 形ゼオライトとして、固体酸または Cs 吸着用ゼオライトとして再利用可能である。

---

*Hitoshi Mimura[1], Minoru Matsikura[1], Tomoya Kitagawa[1], Fumio Kurosaki[1], Hiroyuki Hashimoto[2]
[1]UNION SHOWA K.K., [2]Tohoku University

Planning Lecture | Board and Committee：Fukushima Special Project

Fri. Sep 15, 2017 1:00 PM - 2:30 PM JST | Fri. Sep 15, 2017 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room A B11 - B1 Block

[3A_PL] The Reconstruction in Fukushima Facing a New Phase

Chair: Tadashi Inoue (CRIEPI)

[3A_PL01] The present states and the issues toward future in order to accelerate a return of evacuee and reconstruction in Fukushima

*Reiko Fujita[1] (1. JST)

[3A_PL02] Activities of Fukushima Support Project getting close to comminities

*Reiko Nunome[1] (1. NUMO)

[3A_PL03] Open Discussion

2017年秋の大会

福島特別プロジェクトセッション

新たな局面を迎えている福島の復興
The Reconstruction in Fukushima Facing a New Phase

(1)福島の現状および帰還、復興を進めるための課題と今後

(1)The present states and the issues toward future in order to accelerate a return of evacuee and reconstruction in Fukushima

*藤田　玲子
日本原子力学会福島特別プロジェクト

東京電力福島第一原子力発電所の事故による原子力災害の収束に、福島の地元の視点に立ち、学会の総力を結集して臨むものとして、日本原子力学会は、2012 年 6 月に福島の住民の方々に寄り沿う活動をするために、理事会に直結する組織として“福島特別プロジェクト”を設立した。福島特別プロジェクトは福島の住民の方々が少しでも早く現状復帰できるように住民の方々と国や環境省との間のインターフェースの役割をすることを目的としてこれまで活動してきた。

福島は今年 3 月末で帰還困難区域を除いて避難指示が解除され、住民の帰還も始まった。しかしながら、放射線の影響に対する懸念や汚染物の中間貯蔵施設への移送、農産物の風評被害など多くの課題が残されている。そこで、福島の現状および帰還状況について紹介すると共に課題についてもまとめる。

① 除染について
平成 24 年 1 月 1 日に全面施行した“放射性物質汚染対処特措法”および同法に基づく基本方針により“除染特別地域（直轄地域）”と“市町村が除染を行う地域（非直轄地域）”に分けて除染が進められてきた。今年 3 月には直轄地域のうち、避難指示解除準備区域（1～20mSv/y）と住居制限区域（20～50mSv/y）の避難指示が解除された。帰還困難区域については 5 年を目処に復興拠点を設け避難指示を解除する方針である。しかしながら、帰還困難区域を一部を除いて全面的に解除するには汚染マップの再作成や森林の除染、また、今後の予算など多くの課題がある。

② 中間貯蔵施設および当施設への汚染土壌の移送について
中間貯蔵施設の建設予定地の住民の同意も以前に比べて進みつつあるが、未だに 38.5%（H29.5）である。また、福島県では現在、汚染土壌を中心に汚染物が各市町村の仮置き場に約 2000 万 m^3 保管されていると推定される。各市町村から土壌の中間貯蔵施設への移送が一昨年度から開始されており順次輸送量を増やしているが、今後まだかなりの年限がかかると推定される。

③ 帰還について
以前解除された川内村（H26.10.1 および H28.6.14）、南相馬市（H28.7.12）、葛尾村（H28.6.12）、楢葉町（H27.9.5）、田村市（H26.4.1）に加え、今年 3 月に国直轄地域のうち浪江町、富岡町、飯館村、川俣町の避難指示が解除された。しかしながら、帰還する住民の割合は川内村で約 60%に対し、他の市町村では 10%未満である。帰還しない理由は放射線の健康影響からインフラの未整備や各家庭の個人的な理由に変化してきており、国を含めた行政のリーダーシップが期待されるところである。

④ 農産物および海産物の風評被害について
福島県は農産物を生産する県であることから果樹の除染は事故の起きた2011年から積極的に取り組み、現在、果樹や野菜、および全袋検査している米までセシウムは検出限界以下であり検出されていない。一方、海産物の漁業については福島第一原子力発電所に近い漁協では試験操業が続けられており、正式には出荷されていない。また、最近は農産物の風評被害が少しずつ少なくなってきて

いるが卸値が低く抑えられていることや消費地での風評被害などの課題はなかなか払拭されていない。

これらの課題に福島特別プロジェクトとして今後どう取り組むかについて討議したい。

---

*Reiko Fujita, The Support Project for Fukushima of AESJ

2017年秋の大会

福島特別プロジェクトセッション

新たな局面を迎えている福島の復興
The Reconstruction in Fukushima Facing a New Phase

（2）地元と寄り添う福島特別プロジェクトの活動

(2) Activities of Fukushima Support Project getting close to communities

*布目　礼子
日本原子力学会福島特別プロジェクト

1. はじめに

「福島特別プロジェクト」は、前報で記したように、地元にとって切実かつ喫緊の課題である周辺環境の除染作業や放射線影響への不安などに対してサポートや助言を行うなどの地元に役立つ活動を目指してきた。

福島特別プロジェクトの幅広い活動のうち、地元と寄り添うコミュニケーション活動を紹介するとともに、今後の活動の方向性を考えるための課題についてまとめる。

2. これまでの活動

①対話フォーラム

福島特別プロジェクト設立当初、除染の推進に向けた活動として、専門家から除染事例や放射線の健康影響などについて説明し、参加者との対話により疑問に答えていくフォーラムを行った。福島市やいわき市など５ヶ所で開催したが、各市町村で除染計画を作成するなど状況が変化したことから、シンポジウムに統合した。

②シンポジウム

福島の住民の方々にとって関心の高いテーマで、分かりやすく情報を提供することを目的に、国や関係自治体、関係機関と協力し、福島市、いわき市、郡山市においてシンポジウムを開催してきた。開催時の福島の状況に合致したテーマを選び、これまで東京電力福島第一原子力発電所のオンサイトの状況と取り組み、環境修復（除染）、低線量被ばくと健康影響などについて専門家からの説明を基に参加者と意見交換を行った。2017 年 3 月には、福島県産の農産物の現状をテーマに東京都内にて開催した。

③除染情報プラザへの協力

環境省と福島県が協同で運営している「除染情報プラザ」へ、毎土曜日・日曜日に、専門家（学会員）を派遣し、プラザへ訪れる住民の方々への質問対応などを行ってきた。

④JA ふくしま未来とのコラボレーション

福島県産の農産物の販売促進の一助とするために、学会の年会・大会における物産の販売や紹介、学会ホームページから関連サイトへのリンクなどの取り組みを行ってきた。東京都内で開催したシンポジウムでも、農産物を販売した。

⑤自治体への協力

地元市町村が実施している放射線健康相談員制度について、制度構築に関する相談や相談員研修などへの支援を行ってきた。

⑥稲作試験の実施

水田における除染技術実証や稲（玄米）への放射性物質の移行の経年的な推移を確認することを目的に、南相馬市において、地元の農地所有者の協力を得て、2012 年から稲作試験を実施してきた。昨年度の結果は、移行率は最大で 1%程度と非常に小さな値を示している。

3. 今後の取り組み

これまで福島特別プロジェクトが取り組んできた地元の方々に寄り添った活動については、事故後 6 年が経過し、また、昨年度末をもって帰還困難区域を除いて避難指示が解除され、住民の帰還が開始されたことから、福島県や各市町村での取り組み、地元の方々の関心やニーズが変化してきている。これらの状況に合わせ、特にシンポジウムや除染情報プラザの活用については、テーマや集客、実施場所などに関して、また、各市町村への支援については、支援方法や内容について検討する必要がある。これらの課題を中心に、原子力学会（福島特別プロジェクト）としての取り組みについて意見交換を行いたい。

---

*Reiko Nunome, The Support Project for Fukushima of AESJ

Planning Lecture | Board and Committee | Fukushima Special Project

[3A_PL] The Reconstruction in Fukushima Facing a New Phase

Chair: Tadashi Inoue (CRIEPI)

Fri. Sep 15, 2017 1:00 PM - 2:30 PM Room A (B11 - B1 Block)

[3A_PL03]Open Discussion

福島特別プロジェクトでは、福島の復興、環境回復に向け、地元に寄り添った活動を行ってきた。これまでの主な活動は、除染に関する取り組みとして、除染技術や仮置場に関する情報提供、水田における修復技術実証のための現地試験、環境省と福島県の共同運営による「除染情報プラザ」への協力などを実施してきた。また、放射線影響に関する取り組みとして、福島県主催のファーラム等への参画、協力を行うとともに、専門家としての情報発信を実施してきた。さらに、コミュニケーション活動として、福島県内において地域対話ファーラムやシンポジウムを開催し、住民の方々の関心の高いテーマについて情報提供や意見交換の場を設けてきた。

震災後6年が経過し、帰還困難区域以外の避難指示が解除され、住民の帰還も始まっている中で、まだ放射線に対する懸念や今後の除染、汚染物質の貯蔵など課題も残されている。本セッションでは、帰還困難区域を除いて避難が解除された福島県の現状や福島特別プロジェクトのこれまでの取り組みを紹介し、現状における課題、地元の住民の方々とのコミュニケーションのあり方や今後の活動について、広く会員とを意見交換を行いたいと考えている。

©Atomic Energy Society of Japan

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-1 Radioactive Waste Management

Fri. Sep 15, 2017 2:45 PM - 3:45 PM JST | Fri. Sep 15, 2017 5:45 AM - 6:45 AM UTC | Room A B11 - B1 Block

[3A11-14] Geopolymer Solidification

Chair:Tatsuro Matsumura (JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[3A11] Study on Solidification Technique for Secondary Waste Produced form Contraminated Water Treatment

(3)Investigation into Dry Method of Geopolymer Solidification

*Masaru Yuhara[1], Kanae Matsuyama[1], Masumitsu Toyohara[1], Masaaki Kaneko[1], Chiaki Shimoda[1], Fumi Takahashi[1] (1. Toshiba)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[3A12] Geopolymer Solidification Technology approved by the Czech/Slovak Nuclear Authority

Solidification testing of Cr contaminated resin Waste Stream using SIAL Geopolymer

*Hisashi Mikami[1], Kimihiro Onozaki[1], Genichi Katagiri[1], Takahiro Matsuda[2], Hirofumi Nogichi[2], Milena Prazska[3], Marcela Blazsekova[3], Jan Rezbarik[3] (1. Fuji Electric Co.,Ltd., 2. The Japan Atomic Power Company, 3. Amec Foster Wheeler)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[3A13] Geopolymer Solidification of Fly Ash with Easily Soluble Cesium Compounds

(3)Comparison of G-value and Cesium Leachability between Geopolymer and Cement

*Takahiro Kikuchi[1], Yasuhiro Suzuki[1], Yuta Nakamura[3], Masaki Takaoka[3], Yasuyuki Ishida[2], Takao Ichimura[2], Tsutomu Suzuki[2] (1. JGC CORPORATION, 2. TAIHEIYO CEMENT CORPORATION, 3. Kyoto Univ.)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[3A14] Geopolymer Solidification of Fly Ash with Easily Soluble Cesium Compounds

(4)Influence of Ageing Condition on Chemical Form and Leaching Behavior of Cesium

*Yuta Nakamura[1], Masaki Takaoka[1], Takahiro Kikuchi[2], Yasuhiro Suzuki[2], Yasuyuki Ishida[3], Takao Ichimura[3], Tsutomu Suzuki[3] (1. Kyoto Univ., 2. JGC, 3. Taiheiyo Cement)

汚染水処理で発生する水処理廃棄物の固化技術に関する研究
（3）ジオポリマーの乾式固化に関する検討

Study on Solidification Technique for Secondary Waste Produced form Contaminated Water Treatment
(3)Investigation into Dry Method of Geopolymer Solidification

*湯原 勝[1]、松山 加苗[1]、豊原 尚実[1]、金子 昌章[1]、下田 千晶[1]、高橋 芙美[1]
[1]株式会社東芝

福島第一原子力発電所の汚染水処理設備で発生する二次廃棄物である炭酸塩スラリーや使用済み吸着剤の固化方法として自由水を添加せず、原料中の水和水を用いるジオポリマー乾式固化手法について検討した。

キーワード：汚染水処理，二次廃棄物，ジオポリマー，固化，乾式手法

1. 緒言　汚染水処理二次廃棄物は高濃度の放射性物質を含むため、水の放射線分解による水素発生が懸念される。最終硬化物に水を含まないジオポリマーにより固化する手法は水素発生抑制への期待がある。我々はジオポリマーの固化材と廃棄物を水で混練し脱水する手法（湿式手法）を検討し、その適用性を評価してきた[1],[2]。湿式手法により廃棄物の固化は可能であるが、混練時の粘性上昇などの課題も確認した。この課題解決に向け、反応に必要な水分を固化材中の結晶水から供給する乾式手法を新たに考案し、固化体物性を調査した。

2. 固化手法の比較　湿式手法では水中で材料を混合するため混練時に硬化反応が開始し、粘度上昇が起こる。これに対し、乾式手法ではアルカリ刺激剤および反応場として最低限必要な水の供給源として水和物（メタケイ酸ナトリウム 9 水和物：脱水温度 48°C）を用いる。粉末状の材料を混合し、ペレット状に圧縮成型した後、水和水の脱離温度以上で加熱養生することで水和物から水が供給されて硬化反応が開始する。これにより廃棄物・固化材の混練プロセスと硬化反応を分別でき、湿式手法での課題である混練性制御が不要となる。また、過剰な水分を導入しないため、乾燥処理工程の負担が軽減できる。

3. 実験･結果　固化材 20g に模擬廃棄物（鉄共沈スラリー、炭酸塩スラリー）20g を混合後、治具を用いて 10~20MPa で加圧し直径 30mm、高さ 20~40mm のペレット状に成型した。7 日間、60°C で加熱養生し、一軸圧縮強度、みかけ密度などの諸物性を測定した。一部の条件についてはγ線照射時の固化体からの水素発生量を測定した。図 1 のように養生により原料であるメタケイ酸ナトリウム由来のピークが消滅し、ジオポリマー由来のブロードなピークが確認された。図 2 に一軸圧縮強度試験の結果を示す。いずれの条件についても良好な固化体となっていることが分かった。水素発生量はセメントの 1/10 程度の値を示した。

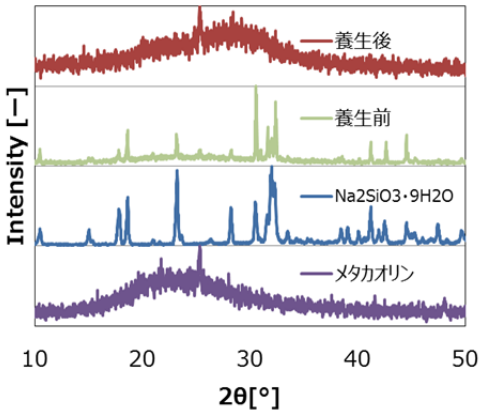


図 1. 固化体の XRD パターン

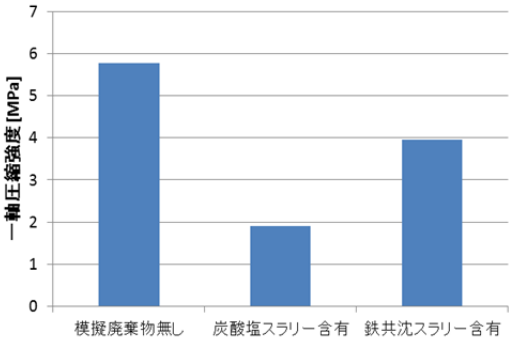


図 2. 乾式手法で作製した固化体の強度

参考文献 [1]松山他　日本原子力学会 2016 年春の年会予稿 2I05(2016)
[2]松山他　日本原子力学会 2016 年秋の年会予稿集 2F09(2016)

*Masaru Yuhara[1], Kanae Matsuyama[1], Masumitsu Toyohara[1], Masaaki Kaneko[1], Chiaki Shimoda[1], Fumi Takahashi[1]
[1]Toshiba Corporation

チェコ・スロバキアで実績のあるジオポリマー固化技術
ジオポリマー“SIAL®”を用いた Cr 汚染樹脂の固化試験

Geopolymer Solidification Technology approved by the Czech/Slovak Nuclear Authority

Solidification testing of Cr contaminated resin Waste Stream using SIAL® Geopolymer Matrix

ﾐﾚｰﾅ・ﾌﾟﾗﾂｶ[1]，ﾏﾙｾﾗ・ﾌﾞﾗﾂｴｺｳﾞｧ[1]，ﾔﾝ ﾚｽﾞﾊﾞﾘｯｸ[1]，

*見上寿[2]，小野崎公宏[2]，片桐源一[2]，松田貴光[3]，野口裕史[3]

[1] Amec Foster Wheeler，[2] 富士電機株式会社，[3] 日本原子力発電株式会社

ジオポリマーは、福島第一原子力発電所の汚染水除染に用いられているゼオライトの安定化技術として着目されている。チェコ・スロバキアでは、破損燃料由来のスラッジや使用済樹脂の固化材として用いられている。本稿では、原子力発電所から発生する廃棄物に適用可能な固化技術の一例として、Cr で汚染されたイオン交換樹脂をジオポリマー固化材である SIAL®で固化し、得られた結果と固化体の特徴を示す。

キーワード：ジオポリマー1，六価クロム 2，イオン交換樹脂 3，安定化 4，固形化 5，固定化 6，固化体 7

1. 緒言

BWR の一部では、トーラス部の高経年化対策として、Cr を含有した防錆剤を用いている例がある。

この防錆剤はイオン交換樹脂により吸着され､発電所に保管される｡Cr 自身は六価クロムの形態の場合、土壌への浸出を防止することが廃棄体を製作する上で要求される。

2014 年,2015 年の秋の大会で報告の通り､ジオポリマー“SIAL®”は､スロバキアとチェコで認可を受け、実際に使用されている固化材であり、硫酸ナトリウムを含む模擬廃液の固化を実施し、適用性を確認している。この SIAL®を使用し、六価クロムを含むイオン交換樹脂の固化サンプルを製作し、浸漬水への溶出試験の結果から、SIAL®を用いた固化体の信頼性と性能を確認した。これらは実験室規模の試験によって実施・評価した。

2. 実験

(1) Cr を 8.6g/kg 含む模擬イオン交換樹脂を作製した。六価クロムの割合は約 50%とした。イオン交換樹脂には、鉄、ナトリウム、カリウム、塩素、硝酸イオンをそれぞれ添加した。

(2) 模擬固化体への廃棄物の充填率は、約 22wt%まで実施した。

(3) 模擬固化体の特性評価として、圧縮強度試験、Cr（全 Cr、六価クロム）の浸漬水への溶出性を評価し、模擬固化体の断面観察を実施した。

3. 結論

Cr を含むイオン交換樹脂を SIAL®を用いて固形化し、その高い信頼性を確認した。模擬固化体への充填率は約 22wt%を達成した。模擬固化体の一軸圧縮強度は混錬 28 日後で 6.9MPa を示した。浸出率は Li（ANSI/ANS の浸出率インデックス）で 9.6（全 Cr)、8.9（六価クロム）で高い保持性能示した。

今後、SIAL®を用いた固形化技術、固形化プロセスの確立のため、実サンプルでの検証が必要である。

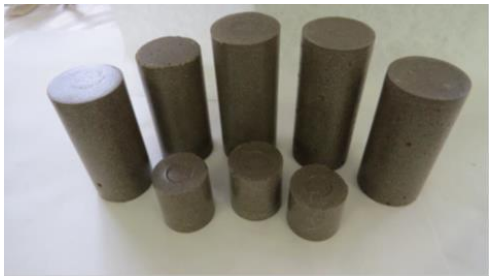


図 1. 固化試料の外観

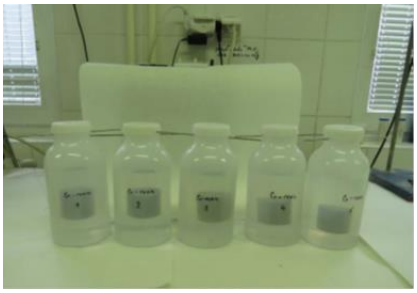


図 2. 固化試料の溶出試験

参考文献

[1] マユール，見上 他　日本原子力学会 2014 年秋の大会予稿集　G48-49(2014)

[2] ミレーナ，見上 他　日本原子力学会 2015 年秋の大会予稿集　E02 (2015)

Milena Prazska [1], Marcela Blazsekova [1] , Jan Rezbarik [1] , * Hisashi Mikami [2] , Kimihiro Onozaki [2] , Genichi Katagiri [2] ,

Takahiro Matsuda [3] and Hirofumi Noguchi [3]

[1] Amec Foster Wheeler, [2] Fuji Electric Co.,Ltd. , [3] The Japan Atomic Power Company

易溶性飛灰のジオポリマー固化

(3) ジオポリマーとセメント固化体の特性比較

Geopolymer Solidification of Fly Ash with Easily Soluble Cesium Compounds
(3) Comparison of G-value and Cesium Leachability between Geopolymer and Cement

*菊池 孝浩[1]，鈴木 泰博[1]，中村 祐太[2]，高岡 昌輝[2]，石田 泰之[3]，市村 高央[3]，鈴木 務[3]，
[1]日揮，[2]京都大学，[3]太平洋セメント

易溶性セシウムを含む飛灰を対象にしたジオポリマー固化体とセメント固化体の浸漬試験を実施した。カチオン交換サイトを有するジオポリマーは、セメント固化体よりセシウム保持性能に優れていた。また、固化体の G 値は自由水の含有量に依存していた。

キーワード：ジオポリマー、セメント、焼却飛灰、浸出挙動、セシウム、G 値

1. 緒言

塩化セシウム等の易溶性塩を含む飛灰を対象に、ジオポリマー固化技術の適用性を検討し、これまでに固化体の物性[1]や、セシウムの浸出特性及びセシウムの化学形態について観察[2]を実施してきた。本報では、同じ模擬飛灰を用いたジオポリマー及び OPC セメント固化体の浸出試験結果と G 値の測定結果を報告する。

2. 実験

ジオポリマー固化体は、既報の方法 [1]で模擬飛灰にメタカオリンを混合し、珪酸ソーダと水酸化ナトリウムの溶液に投じて混練した後、105℃で 48 時間養生した。模擬飛灰の充填量は 36wt%である。OPC セメント固化体は、セメント:水:模擬飛灰を重量比 41.3:23.3:35.4 で混練後、密閉容器内で 25℃、28 日間養生した。作製した試料は IAEA 法に準じた浸漬試験及び、G 値の計測を実施した。

3. 結論

図 1 に、K と Cs の積算浸出率の比較を示す。セメント固化体では、Cs がほとんど溶出したが、カチオン交換サイトを有するジオポリマー固化体では Cs の浸出率は低かった。また、セメント固化体では Cs の方が K より溶出しやすいのに対し、ジオポリマー固化体では K の方が Cs より溶出しやすかった。これは、既報[2]のように、105℃養生したジオポリマー固化体では、Cs がポルサイト化して保持されていると考えられる。図 2 に含水率と G 値の関係を示す。ジオポリマー固化体は、含水率を調整するため、一部 105℃、5kPa で真空乾燥を施したが、固化体の種類によらず、G 値は含水率に依存していた。

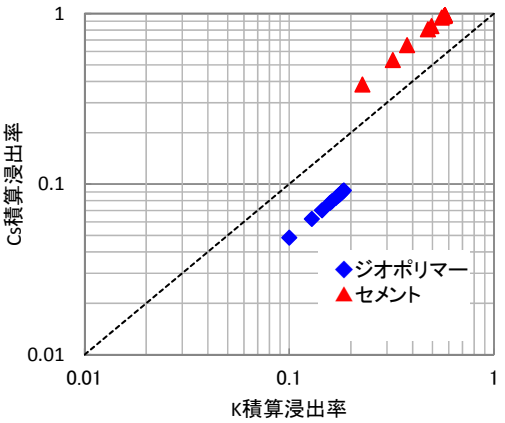


図1 KとCsの浸出率の比較

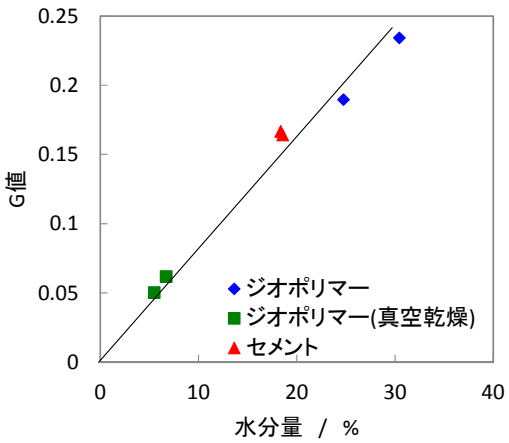


図2 含水率とG値の関係

参考文献

[1] 鈴木ら，日本原子力学会 2016 年秋の大会 2F08 .
[2] 中村ら，日本原子力学会 2017 年春の年会 2L21

* Takahiro Kikuchi[1], Yasuhiro Suzuki[1], Yuta Nakamura[2], Masaki Takaoka[2], Yasuyuki Ishida[3], Takao Ichimura[3] and Tsutomu Suzuki[3]
[1]JGC, [2]Kyoto Univ. [3]Taiheiyo Cement.

易溶性飛灰のジオポリマー固化

（4）養生条件が化学形態及びセシウム浸出特性に及ぼす影響

Geopolymer Solidification of Fly Ash with Easily Soluble Cesium Compounds
(4) Influence of Ageing Condition on Chemical Form and Leaching Behavior of Cesium

*中村 祐太[1]，高岡 昌輝[1]，鈴木 泰博[2]，菊池 孝浩[2]，石田 泰之[3]，市村 高央[3]，鈴木 務[3]，
[1]京都大学，[2]日揮，[3]太平洋セメント

ジオポリマー固化体作製時の養生条件がジオポリマー固化体の微細構造とセシウム浸出挙動に及ぼす影響を調べた。真空乾燥することで、セシウムの耐浸出性は向上し、チャバザイト化が進行した。

キーワード：ジオポリマー，焼却飛灰，養生条件，化学形態，浸出挙動，セシウム

1. 緒言

これまで、著者らは易溶性セシウム（Cs）を含む飛灰を対象とし、メタカオリンベースのジオポリマー固化技術の適用性を検討している。105℃、48h 養生を行うことでポルサイトが生成し、それによって Cs 浸出が抑えられることが示唆された[1]。本報では養生条件が化学形態及びセシウム浸出特性に及ぼす影響を報告する。

2. 実験

模擬飛灰にフィラーとしてメタカオリンを混合し、珪酸ソーダと水酸化ナトリウムの溶液に投じて混練した。養生は既報[1]の条件に加え、90℃、48h と 95℃、48h の養生条件を追加し、またそれぞれに対して真空乾燥 (105℃、5kPa、90~115h)も行い、含水率を約 25wt%から 5wt%程度に減少させた。それぞれの固化体に対し IAEA 法に準拠した浸出試験と XRD 分析を行った。また、それらの結果を踏まえてトレーサー量の Cs-137 を使用した RI 試験も実施した。

3. 結果

図 1 に浸漬試験結果を示す。真空乾燥を施していない固化体で比較すると、養生温度が 95℃以下よりも 105℃養生において Cs の浸出が抑制されていた。真空乾燥を施した固化体では、養生温度 95℃以下の固化体であっても、真空乾燥によって Cs の耐浸出性の向上が確認された。これらの Cs 浸出が抑えられた固化体中の XRD 分析では、チャバザイトの生成が確認され、これは既報[1]で Cs がポルサイト化していた固化体中結晶構造と同様のものであった。

RI 試験においても、真空乾燥を行った固化体では Cs の浸出は抑えられており、これは安定性 Cs を使用した試験の結果を支持した。

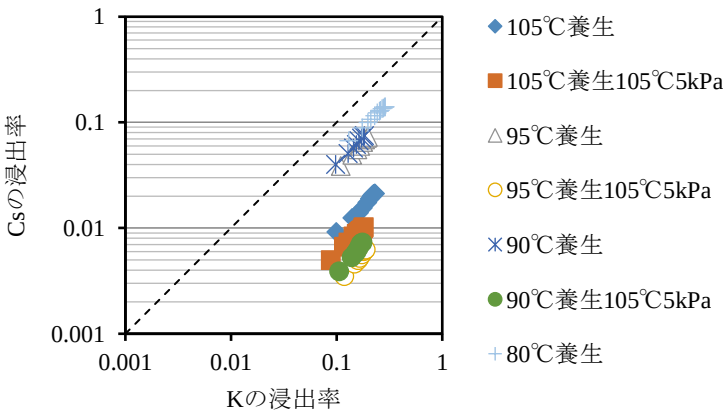


図 1　Cs と K の浸出率

参考文献

[1] 中村ら，日本原子力学会 2017 年春の年会 2L21

*Yuta Nakamura[1], Masaki Takaoka[1], Yasuhiro Suzuki[2], Takahiro Kikuchi[2], Yasuyuki Ishida[3], Takao Ichimura[3] and Tsutomu Suzuki[3]

[1]Kyoto Univ., [2]JGC, [3]Taiheiyo Cement.

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-1 Radioactive Waste Management

Fri. Sep 15, 2017 3:45 PM - 5:00 PM JST | Fri. Sep 15, 2017 6:45 AM - 8:00 AM UTC | Room A B11 - B1 Block

[3A15-19] Predisposal Management of Fukushima Accident Waste

Chair:Akihiro Suzuki (NFD)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[3A15] Volume reduction of ^{137}Cs-contaminated wastes by hot processing and ion-exchange chromatography

*Tsuneki Ichikawa[1,2], Kazuo Yamada[2], Masahiro Osako[2] (1. Hokkaido University, 2. National Institute for Environmental Studies)

4:00 PM - 4:15 PM JST | 7:00 AM - 7:15 AM UTC

[3A16] Research about aging degradation of containers and other materials for storage of removed soil at temporary storage site in Fukushima Prefecture

*Yusuke Takahashi[1], Tetsuji Ito[2], Hiroshi Nagasawa[2] (1. Fukushima Prefecture Centre for Environmental Creation, 2. Fukushima Technology Centre Fukushima Technical Support Centre)

4:15 PM - 4:30 PM JST | 7:15 AM - 7:30 AM UTC

[3A17] Migration behavior of radioactive nuclides to structural materials in accumulated water at Fukushima daiichi nuclear power station

(1)Migration behavior of Cs, Sr and Ni

*Haruka Aihara[1], Atsuhiro Shibata[1], Kazunori Nomura[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

4:30 PM - 4:45 PM JST | 7:30 AM - 7:45 AM UTC

[3A18] Development of inventory evaluation methods for the radioactive wastes of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(11)Modelling estimation methodology of radionuclide distribution in reactor building

*Daisuke Sugiyama[3], Ryo Nakabayashi[3], Tomonari Fujita[3], Yoshikazu Koma[2], Yoko Takahatake[2], Takashi Ashida[2], Yoshio Aoki[1], Hideaki Uchiyama[1], Sohken Ojiro[1] (1. IRID, 2. JAEA, 3. CRIEPI)

4:45 PM - 5:00 PM JST | 7:45 AM - 8:00 AM UTC

[3A19] Development of inventory evaluation methods for the radioactive wastes of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(12)Modeling of the radionuclide concentration in the contaminated water of each unit

*Atsuhiro Shibata[1], Yoshikazu Koma[1], Takao Ohi[1], Hirokazu Takahashi[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. QJ Science)

高温乾式処理とイオン交換クロマトグラフィーによる放射性セシウム汚染廃棄物の超減容化

Volume reduction of ^{137}Cs-contaminated wastes by hot processing and ion-exchange chromatography

*市川 恒樹[1,2]，山田 一夫[2]，大迫 政浩[2]

[1]北海道大学，[2]国立環境研究所

^{137}Csで汚染された各種廃棄物を高温乾式処理し，その結果生じたCs濃縮物をさらにイオン交換クロマトグラフィー処理することにより，廃棄物の大幅な減容化が達成された。

キーワード：放射性セシウム汚染廃棄物，減容化，イオン交換クロマトグラフィー，ジオポリマー

1. 緒言

放射性セシウムで汚染された土壌や焼却灰などの廃棄物に石灰等の分離促進剤を加えて高温乾式処理すると，セシウム（Cs）を含むアルカリ金属が塩化物として乾溜除去される結果，廃棄物は非放射性の固形化物と，極微量のセシウムを含むアルカリ金属塩濃縮物に分離される。後者からさらにCsを分離除去すれば，放射性廃棄物の大幅な減容化を達成することができる。我々はシリカゲル担持フェロシアン化銅を吸着剤として用いたイオン交換クロマトグラフィーにより多量のアルカリ金属塩存在下でCsを効率よく分離除去できること，また，分離除去されたCsはジオポリマーで固化することにより容易に安定化できること，その結果放射性廃棄物の重量が一万分の一程度にまで減量できることを見出したので報告する。

2. 実験と結果

2-1. 吸着剤の選定

モル比で数万～数十万倍のK+の共存下で特異的にCs+を吸着できる吸着剤原料として，各種フェロシアン化遷移金属の中からフェロシアン化銅（CuFeCN）を選抜した。CuFeCN自体は粒子強度が低く，クロマトグラフィーの過程で目詰まりを生じるため，フェロシアン化カリウムを溶かした水ガラスを硫酸酸性硫酸銅溶液に加えることによってシリカゲル担持CuFeCNを作成し，吸着剤とした。これのCs交換容量は0.29mmol/g，選択係数は2.75×10^{4}となった。

2-2. イオン交換クロマトグラフィー

イオン交換クロマトグラフィーにおける最大流速を知るため，シリカゲル担持CuFeCN 1gを直径9mmのプラスチック製クロマトカラムに充填し，放射性Csを加えた1.34mmol/LのCsClと1.34mol/LのKClを含む溶液を流して，流出液中の放射性Csの有無を観測した。その結果，入り口流速がほぼ20cm/h以下では，流速にかかわらずCs+の吸着量が最大理論吸着量の80%を超えた時点で出口からのCs+の漏出が観測されるが，流速が20cm/hを超えると漏出が早まることが分かった。

2-3. 使用済み吸着剤の固化処理

使用済み吸着剤は高濃度の放射性Csを含むため，これが飛散・漏出しないよう固化処理する必要がある。そこで使用済み吸着剤10gに対し20gのメタカオリン（林化成　SP 33）と7gのNaOHおよび18gの水を加えて室温にて固化し，これを40℃の海水および蒸留水に1か月間浸漬したが，固化体からの放射性Csの漏出は全く観測されなかった。これはメタカオリンがジオポリマー化する過程でCs吸着能を持つアルミノシリケートが生じたためである。

以上の処理で得られた固化体の重量は，乾式除染前の廃棄物の重量の1万分の1程度と見積もられる。

---

*Tsuneki Ichikawa[1,2], Kazuo Yamada[2] and Masahiro Osako[2]

[1]Hokkaido Univ., [2]National Institute for Environmental Studies

福島県内仮置場における除去土壌保管容器等の経年変化に関する調査研究

Research about aging degradation of containers and other materials for storage of removed soil at temporary storage site in Fukushima PrefectureA Template for MS-Word Users

*高橋勇介[1]，伊藤哲司[2]，長澤浩[2]

1.福島県環境創造センター、2.福島県ハイテクプラザ福島技術支援センター

The soil, which is removed during operations to decontaminate radioactive materials discharged in association with the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant accident, has increasing concern about risk for damage of the containers for storage of the removed soil because storage period in many temporary storage sites exceeds an initially assumed period, 3 years. Therefore, this study focused on long-term durability of the materials used in temporary storage sites such as flexible containers.

Keywords: Temporary storage site, Flexible container, Long-term durability

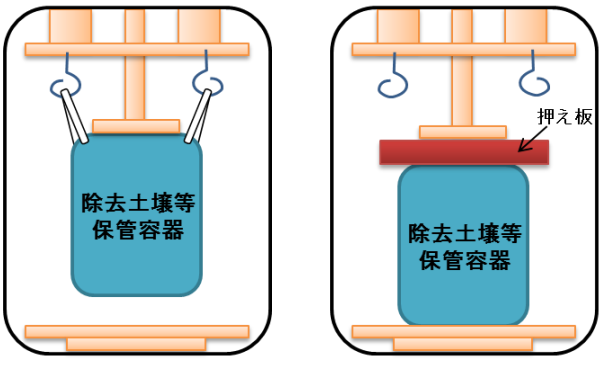
1. 緒言

福島県内の除染活動で発生した除去土壌等は、仮置場や現場保管場所（仮置場等）で保管されている。現在、仮置場等から除去土壌等の搬出が開始しているものの、仮置場等での保管期間が当初想定の 3 年を超えている場所が増えており、保管容器等の経年変化がないか懸念されている。そこで本研究では、保管容器・遮水シート等といった仮置場で使われる資材の長期耐久性を調査した。

2. 試験条件

2-1. 部材試験　仮置場で使用されている除去土壌等保管容器（耐候性大型土のう、フレキシブルコンテナ J 形 1 種および 2 種）と上部シート（遮水シート、通気性防水シート）の未使用品から試験片を切り出し、耐候性試験機[1]を使った紫外線による促進曝露を行った上で精密万能試験機（島津、AGS-10kNG）による引張強度等を測定した。

2-2. 袋体試験　仮置場現地で保管された除去土壌等保管容器及び遮蔽用土のうの袋を回収し、フレキシブルコンテナ規格[2]における 2 種類の性能試験（繰返し頂部つり上げ試験及び圧縮・積み重ね試験）を実施した（Fig.1）また、耐候性大型土のうに要求される袋体性能項目[3]のうち 2 種類（吊上げ/下ろし試験及び衝撃落下試験）について調査し、未使用の保管容器と仮置場の実使用容器の耐久性を比較した。



繰返し頂部つり上げ試験　　圧縮・積み重ね試験

Fig.1　フレキシブルコンテナ規格（JIS Z 1651）の袋体性能試験のイメージ図

3. 結果と考察

部材試験の結果、屋外使用 10 年相当の紫外線曝露を行った保管容器生地は未使用品の 80%以上の強度を保持している一方、一部のシート資材には未使用品の強度の 50%以下まで低下したものがあった。

また、仮置場で保管されていた除去土壌等管容器に袋体試験を実施した所、フレキシブルコンテナ規格の試験項目に関しては、容器の種類や保管状況（遮光保管されていたか、等）によって耐久性に変化が見受けられた。

参考文献

[1] JIS B 7753:2007「サンシャインカーボンアーク灯式の耐光性試験機及び耐候性試験機」、[2] JIS Z 1651:2008「非危険物用フレキシブルコンテナ」他、[3] 財団法人土木研究センター「耐候性大型土のう積層工法」設計・施工マニュアル

*Yusuke Takahashi[1], Tetsuji Ito[2] and Hiroshi Nagasawa[2]

[1]Fukushima Prefecture Centre for Environmental Creation, [2]Fukushima Technology Centre Fukushima Technical Support Centre

福島第一原子力発電所内滞留水中の放射性核種の構造材への移行
(1) Cs, Sr, Ni の移行挙動

Migration behavior of radioactive nuclides to structural materials in accumulated water at Fukushima daiichi nuclear power station
(1) Migration behavior of Cs, Sr and Ni

*栗飯原はるか[1]，柴田　淳広[1]，野村　和則[1]
[1]原子力機構

福島第一原子力発電所内滞留水中の放射性核種の沈殿・収着による建屋構造材への移行について、実滞留水データからの推定及び模擬滞留水を用いた確認試験により、その可能性が示唆される結果を得た。

キーワード：福島第一原子力発電所，滞留水，コンクリート，収着

1. 緒言

福島第一原子力発電所では燃料デブリが滞留水と接触し、放射性核種が水へと継続的に移行している[1]。事故廃棄物の処理処分を検討するためには、放射性核種の移行挙動を把握することが重要となる。本研究では、滞留水中の放射性核種濃度の傾向から挙動を推定するとともに、模擬滞留水を用いた試験により Cs, Sr, Ni の移行挙動を確認した。

2. 滞留水濃度からの移行挙動の推定

原子炉格納容器(PCV)から採取された滞留水中の ^{137}Cs に対するα核種の放射能濃度比は、PCV の下流施設（集中廃棄物処理建屋（集中 RW）等）の滞留水に比べて高い傾向にあることがわかった（図 1 [2]）。また、継続的移行速度を滞留水濃度から推定した結果、PCV と下流で差が見られた。PCV は炭素鋼、集中 RW 等はコンクリートから主に構成されていることから、構造材による影響が考えられる。すなわち、α核種は PCV 内で継続的に燃料から溶出しているが、下流施設でコンクリートに収着、または水質の変化により沈澱し、残留、蓄積している可能性がある。

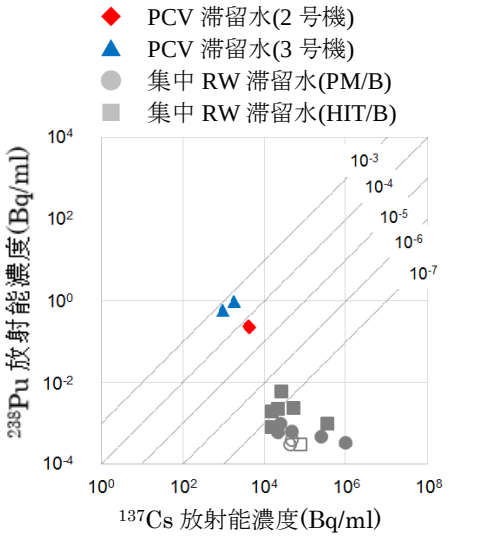


図 1 滞留水中の ^{238}Pu と ^{137}Cs 濃度の比較
(PM/B: プロセスメイン建屋，HIT/B:高温焼却炉建屋)

3. 実験・結論

推定した挙動を確認するため浸漬試験を行った。建屋構造材試料としてモルタルやセメント、ステンレスを用いた。滞留水中の放射性核種の模擬として Sr, Cs, Ni を硝酸塩で添加し、pH 調整（PCV 滞留水 pH6.6~7.4）した模擬滞留水（浸漬液）に約 3 ヶ月間浸漬させた。なお、Ni はモルタルへの収着分配係数が Pu と同様高いことからα核種の模擬として選定した。モルタル浸漬時の浸漬液の濃度変化を図 2 に示した。Sr, Cs の濃度は一定であるが、Ni の濃度は時間とともに減少した。一方、ステンレスではいずれの元素も収着が見られなかった。以上より、沈殿・収着による建屋構造材への移行の可能性が示唆される結果を得た。

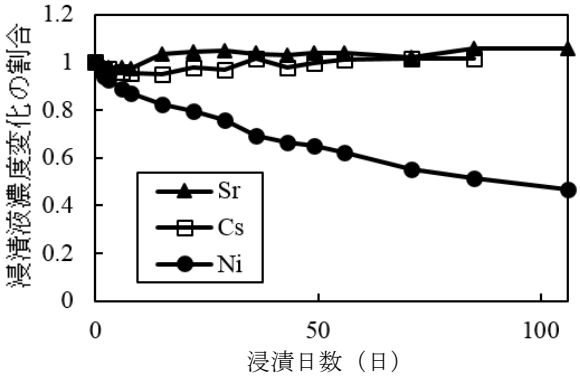


図 2 モルタル浸漬時の濃度変化

参考文献

[1] Y. Koma et al., Nuclear Materials and Energy, Vol. 10, pp35-41 (2017)
[2] 福島第一原子力発電所の固体廃棄物試料分析（現状までの成果報告）、技術研究組合国際廃炉研究開発機構／日本原子力研究開発機構、廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第 42 回）(2017)

*Haruka Aihara[1], Atsuhiro Shibata[1] and Kazunori Nomura[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

福島第一事故廃棄物のインベントリ評価手法の開発
（11）原子炉建屋内汚染状況の解析的な推算方法の検討

Development of inventory evaluation methods for the radioactive wastes of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station
(11) Modelling estimation methodology of radionuclide distribution in reactor building

*杉山 大輔[3]，駒 義和[1,2]，高畠 容子[1,2]，芦田 敬[1,2]，青木 義雄[1]，
内山 秀明[1]，小代 宗謙[1]，中林 亮[3]，藤田 智成[3]
[1]IRID，[2]JAEA，[3]電中研

福島第一原子力発電所で発生する廃棄物の核種インベントリを解析的に推算する方法を開発している。原子炉建屋内汚染状況の推算について、事故時に燃料から放出された核種の移行をモデル化した計算フローを示すとともに、廃棄物分類検討の観点から、推算精度向上のための因子について考察する。
キーワード：福島第一事故廃棄物、解析的インベントリ推算手法、移行モデル、原子炉建屋汚染状況

1. 原子炉建屋内の汚染状況の推算方法の検討

福島第一原子力発電所で発生する廃棄物（福島第一事故廃棄物）の処理・処分に係る技術開発の前提となる、廃棄物の核種インベントリの推算については、実物の採取が依然限定されているため、解析的な机上検討による方法を併用して進めている[1][2]。この解析的インベントリ推算方法は、事故による汚染源が炉心3基分に相当する核種量であることに留意して、核種の量的な移行を俯瞰して構築しているものである。

福島第一事故廃棄物の現実的かつ合理的な管理方策（処理・処分も含む）の構築のためには、廃棄物をその特徴に応じて適切に分類する必要がある。本発表では、廃棄物の特徴を記述する上で重要となる、原子炉建屋内部の汚染状況を推算する方法の検討について述べる。

福島第一原子力発電所の原子炉建屋内は、事故時に破損した燃料から放出された核種が事故直後に付着したり、滞留水に浸出した核種が再度沈着したりすることによって、汚染しているものと考えられる。破損燃料から気中放出した核種に起因する汚染の放射能分布に関する計算フローを図に示す。これは、原子炉建屋内の汚染状況を、核種の気中への放出や滞留水への浸出における核種の移行をモデル化して計算するものである。

2. 汚染状況の推算精度を向上する因子の抽出

原子炉建屋内部の汚染状況の試算から、廃棄物分類の検討を合理的に行う観点で推算精度を向上するための因子として、以下を抽出している。

○汚染濃度分布の詳細な把握：合理的な管理・処分方法の適用や材料の再利用につなげるための低濃度汚染部分の特定、追加的な安全確保策の要否や程度を検討するための高濃度汚染部分の特定など
○滞留水による汚染の有無の把握：処分の安全評価で重要となる核種(浅地中処分の Sr-90 等)の移行挙動の把握
○移行パラメータの不確実性低減：高線量試料の採取と分析による実測データの拡充、統計的手法の導入

今後、これらの因子に着目して、廃棄物管理や分析計画・実施との相互フィードバックを深めて研究を進めていくことが肝要である。

※ この成果は、経済産業省／平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発）」で得られたものの一部である。

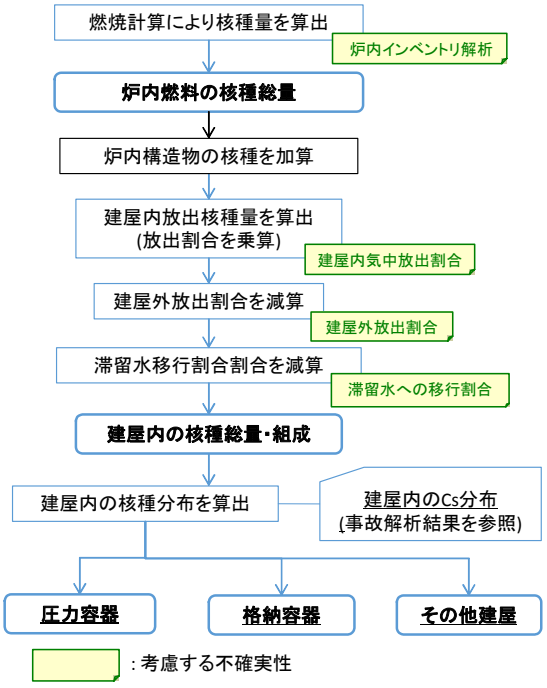


図　破損燃料から気中放出した核種に起因する原子炉建屋内の汚染分布の計算フロー

参考文献

[1] 杉山ほか、「福島第一事故廃棄物のインベントリ評価手法の開発」(6) 汚染水処理二次廃棄物の解析的な推定手法、日本原子力学会 2015 年秋の大会、I16.
[2] Koma et al., “Inventory Estimation for Accident Waste Generated at the Fukushima Daiichi NPS”, International Conference on the Safety of Radioactive Waste Management Vienna, Austria, 25 November 2016.

*Daisuke Sugiyama[3], Yoshikazu Koma[1,2], Yoko Takahatake[1,2], Takashi Ashida[1,2], Yoshio Aoki[1], Hideaki Uchiyama[1], Sohken Ojiro[1], Ryo Nakabayashi[3] and Tomonari Fujita[3]
[1]International Research Institute for Nuclear Decommissioning, [2]Japan Atomic Energy Agency, [3]Central Research Institute of Electric Power Industry

福島第一事故廃棄物のインベントリ評価手法の開発
（12）各号機の汚染水中の放射性核種濃度推移のモデル化

Development of inventory evaluation methods for the radioactive wastes of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station
(12) Modeling of the radionuclide concentration in the contaminated water of each unit

*柴田 淳広[1]，駒 義和[1]，大井 貴夫[1]，高橋 博一[2]
[1]JAEA，[2]QJ サイエンス

福島第一原子力発電所各号機建屋に滞留する汚染水中の放射性核種濃度の推移を表す数値解析モデルを作成した。また、原子炉各号機の残存インベントリと汚染水へ移行したインベントリを試算した。

キーワード：福島第一事故廃棄物，放射性汚染水，インベントリ，水処理二次廃棄物

1. はじめに　福島第一原子力発電所事故の廃棄物の処理・処分に関する研究開発を進める上では、各廃棄物中のインベントリを把握することが不可欠である[1]。既報[2]では、各号機建屋とそこからの汚染水移送先である集中廃棄物処理建屋（集中 RW）を一体と見なし、流入水量等を定常値と仮定して、集中 RW 滞留水中の主要成分の物質移動を解析的に解くモデルを構築し、炉内残存インベントリ等を算出した。実際の系では、流入水量等の時間変化や号機間の汚染水移送があり、タービン建屋(T/B)汚染水中の ^{137}Cs 濃度が号機により異なる傾向がみられている[3]。そこで、本研究では、各号機に残存しているインベントリ(I_{RN})並びに汚染水へ移行したインベントリ(I_{WN})を把握するため、濃度モデルを改良し、^{137}Cs 濃度分析値を用いて各号機の流入水量等をフィッティングによって求め、号機毎に異なる ^{137}Cs 濃度推移を再現した。

2. 数値解析モデル　N 号機における支配方程式を式(1)に、解析モデルを図 1 にそれぞれ示す。放射性核種のソースとしては、事故初期に放出されたもの（事故初期濃度 $C_N(0)$）と燃料から継続的に放出されるもの（継続的溶出率 f_N）に加え、第 3 のソース（海水配管トレンチ等）を仮定した。

$$\frac{dC_N(t)}{dt}\cdot V_N = f_N + C_{N,G}(t)\cdot Q_{N,G}(t) + C_{N,cir}(t)\cdot Q_{N,cir}(t) + C_{N-1}(t)\cdot Q_{N-1\ to\ N}(t) + C_{Nb}(t)\cdot Q_{Nb}(t) - C_N(t)\cdot\{Q_{N\ to\ N+1}(t) + Q_{N,sink}(t)\} - \lambda\cdot C_N(t)\cdot V_N \quad (1)$$

N 号機の汚染水は体積 V_N の仮想タンクに存在し、そこへ地下水（流量 $Q_{N,G}$，濃度 $C_{N,G}$）、冷却水（$Q_{N,cir}$, $C_{N,cir}$）、他号機からの移送水（Q_{N-1toN}, C_{N-1}）及び第 3 のソースからの移送水（Q_{Nb}, C_{Nb}）が入り、混合後に他号機（$Q_{N\ to\ N+1}$）及び集中 RW（$Q_{N,sink}$）へ排出されるとした。解の導出においては、冷却水流量等の時間変化を考慮し、離散化した数値モデルを作成した。解析において、$Q_{N,cir}$ は東京電力からの報告値[4]を用い、$C_{N,G}$ および $C_{N,cir}$ はゼロとした。$Q_{N,cir}$ 以外の流量並びに $C_N(0)$及び f_N をフィッティングによって求めた。I_{WN} は、求めた C_N(t)、$Q_{N,sink}$(t)等を用いて算出し、I_{RN} は事故前インベントリから I_{WN} 等を差し引くことで求めた。

3. 結果　数値解析結果および東京電力による分析値を図 2 に示す。各号機 T/B の ^{137}Cs 濃度推移をおおよそ再現できた。2015 年 6 月までの 3 号機における ^{137}Cs 濃度は、2 号機から 3 号機への汚染水移送が大きく影響していたことがわかった。また、2014 年 3 月時点での各号機の I_{RN} 及び I_{WN} は 1 号機が 1.4×10^{17} Bq/4.4×10^{16} Bq、2 号機が 1.4×10^{16} Bq/1.9×10^{17} Bq、3 号機が 1.5×10^{17} Bq/7.6×10^{16} Bq であり、号機により大きく異なることが示唆された。本改良モデルを他核種へ適用する方法を現在検討中である。

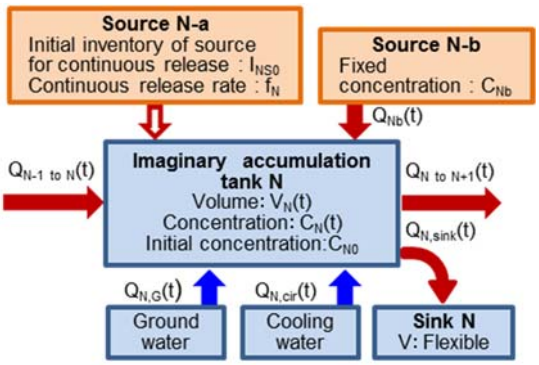


図 1　N 号機汚染水の核種濃度モデル

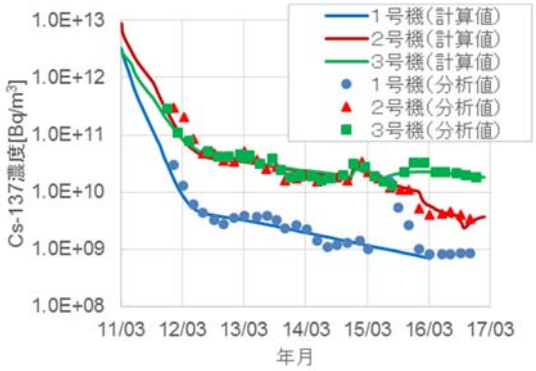


図 2　1-3 号機タービン建屋汚染水の ^{137}Cs 濃度推移

参考文献　[1] Koma et al., “Inventory Estimation for Accident Waste Generated at the Fukushima Daiichi NPS”, International Conference on the Safety of Radioactive Waste Management, Vienna, Austria, 25 November 2016. [2] Shibata et al., “Estimation of the inventory of the radioactive wastes in Fukushima Daiichi NPS with a radionuclide transport model in the contaminated water”, Journal of Nuclear Science and Technology, 2016. [3] 東京電力（株）, “福島第一 タービン建屋地下階 溜まり水の核種分析結果 平成 25 年 1 月 17 日”他, 東京電力 HD ホームページ http://www.tepco.co.jp/ [4] 東京電力（株）, “福島第一原子力発電所における高濃度の放射性物質を含むたまり水の貯蔵及び処理の状況について”他, 東京電力 HD ホームページ

*Atsuhiro Shibata[1], Yoshikazu Koma[1], Takao Ohi[1] and Hirokazu Takahashi[2]　[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]QJ Science.

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：305-2 Operational Management, Inspection and Maintenance of Reactor

Fri. Sep 15, 2017 9:30 AM - 10:35 AM JST | Fri. Sep 15, 2017 12:30 AM - 1:35 AM UTC | Room B B12 - B1 Block

[3B01-04] Work Support Technology

Chair:Yasunori Yamanaka (CRIEPI)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[3B01] Development of an Information Reference System using Reconstruction Models of Dismantling Fields

*Yuki Harazono[1], Taro Kimura[2], Hirotake Ishii[1], Hiroshi Shimoda[1], Yuya Kouda[3] (1. Graduate School of Energy Science, Kyoto Univ., 2. Present: SoftBank Corp., 3. Fugen Decommissioning Engineering Center, Japan Atomic Energy Agency)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[3B02] Development of a Relocalization Method Applicable to AR Support Systems

*Yoshiki Ohashi[1], Taro Kimura[2], Takashi Kurushima[1], Hirotake Ishii[1], Hiroshi Shimoda[1], Yuya Kouda[3] (1. Graduate School of Energy Science, Kyoto University, 2. SoftBank Corp., 3. Japan Atomic Energy Agency, Decommissioning Engineering Center)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[3B03] Diagnosis of Social Infrastructures Based on Probabilistic Fracture Mechanical Analysis by Dr. Mainte, Integrated Simulator of Mainte nance Optimizatoin of LWRs (2)

*isobe yoshihiro[1], Mitsuyuki Sagisaka[1], Ryota Ogawa[1], Takashi Matsunaga[1], Hiroaki Fujiyoshi[1], Satoshi Matsumoto[2], Toru Kosaka[2], Shinobu Yoshimura[3] (1. Nuclear Fuel Industiries ltd., 2. Atree, Inc., 3. The University of Tokyo)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[3B04] WIRELESS CONTROL SYSTEM FOR ELECTROMAGNETIC WAVE DISTRIBUTION IN NUCLEAR POWER PLANT (II)

PERFORMANCE TEST FOR WIRELESS CONTROL SYSTEM AND APPLICATIONS

*hidehiko kuroda[1], naotaka oda[1], shigeru odanaka[1], mitsunobu hayashi [1], takeshi hasegawa[1], yoshiro ikeda[1], takahiro shirota[1], tomomi oshima[1], kei takakura[1], hiroyuki nishikawa[1] (1. TOASHIBA Corporation)

10:30 AM - 10:35 AM JST | 1:30 AM - 1:35 AM UTC

Time reserved for Chair

解体作業現場の再構成モデルを用いた情報参照システムの開発

Development of an Information Reference System
using Reconstruction Models of Dismantling Fields

*原園 友規[1]，木村 太郎[2]，石井 裕剛[1]，下田 宏[1]，香田 有哉[3]
[1]京都大学大学院，[2]現在、ソフトバンク株式会社，[3]日本原子力研究開発機構

作業現場の 3 次元再構成モデルと拡張現実感(AR)技術を用いた情報参照システムを開発した。システムの有用性を実際の原子力発電プラント内にて評価した結果、インタフェース面での問題が改善されれば、現場での滞在時間や作業時のミスの低減が期待できることが分かった。

キーワード：解体作業支援，アノテーション，拡張現実感

1. 研究の背景・目的

拡張現実感(AR)を用いて原子力発電プラントの解体作業を支援することにより、安全性や効率の向上が期待できる[1)]。AR 技術とは、ユーザの視野内に現実世界の位置に合わせてコンピュータグラフィックスを重畳表示することで、直感的な情報提示を可能にする技術である。また近年、環境スキャン技術が発展し、作業現場の形や色を忠実に反映した 3 次元再構成モデルの作成が容易になってきた。本研究では解体作業における、作業計画立案者や作業員間の直感的な情報共有を可能にすることを目的として、作業現場の 3 次元再構成モデルを用いて、現場環境を様々な視点から確認して作業対象箇所を検討し、さらに、作業対象箇所の材質や稼働状況などの情報を書き込み、解体作業時にも共有できる情報参照システムを開発・実装した。さらに、原子力プラントの管理区域内で作業員に試用してもらい、受容性と有用性を評価した。

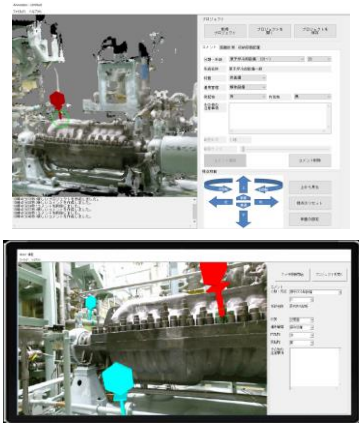
2. システムの実装・評価

2-1. システムの実装

本研究では、現場をスキャンして得た 3 次元再構成モデルを用い、オフィスにて作業環境の状態を確認し、作業対象箇所や作業時の注意事項を記述し知識を蓄積(図 1 上)、記述した情報を現場での解体作業時に AR 技術を用いて情報を記した箇所を重畳表示することで、解体作業を行う作業員間での情報共有を促す(図 1 下)情報参照システムを設計・開発した。

2-2. システムの評価・考察

実装したシステムの受容性及び有用性を原子炉廃止措置研究開発センターの会議室及び管理区域内にて評価した。解体作業従事者 6 人によるシステムの試用・評価の結果、インタフェースに改善すべき点が残されているが、これらが改善されれば、現場での滞在時間や作業時のミスの低減が期待できることが分かった。



Copyright (C) 2017 Japan Atomic Energy Agency

図 1 (上)作業環境を参照し情報を配置する際の画面例、(下)作業現場での配置情報の参照例

参考文献

[1] H. Ishii: Augmented Reality: Fundamentals and Nuclear Related Applications, Int. J. of Nuclear Safety and Simulation, 1(4) pp.316-327(2010).

---

*Yuki Harazono[1], Taro Kimura[2], Hirotake Ishii[1], Hiroshi Shimoda[1] and Yuya Kouda[3]
[1]Kyoto Univ., [2]Present: SoftBank Corp., [3]Japan Atomic Energy Agency

拡張現実感を用いた作業支援システムのための リローカリゼーション手法の開発

Development of a Relocalization Method Applicable to AR Support Systems

*大橋 由暉[1]，木村 太郎[2]，久留島 隆史[1]，石井 裕剛[1]，下田 宏[1]，香田 有哉[3]
[1]京都大学大学院 エネルギー科学研究科，[2]現在、ソフトバンク株式会社，
[3]日本原子力研究開発機構 原子炉廃止措置研究開発センター

原子力発電所内での拡張現実感（AR）の利用に向けた、新たなリローカリゼーション手法を開発した。また、ふげん原子力発電所内で既存手法との比較実験を行い、提案手法の有効性を確認した。

キーワード：保守・点検・解体作業支援，カメラトラッキング，環境再構成モデル

1. 緒言

AR とは、カメラで現実世界を撮影した映像の上に CG の情報を重畳表示することにより、3 次元の位置や方向を直観的に提示する技術である。AR を原子力発電所内での作業支援に用いることで、作業をより安全かつ効率的に進める手助けができると期待されている。AR を利用するためには、リローカリゼーションと呼ばれる処理が必要である。Randomized Fern[1]などの既存手法は、事前に撮影した場所の近くでしか利用できない。本研究では、環境の 3 次元モデルを利用することで、この問題を緩和した。

2. 提案手法とその性能評価

2-1. 提案手法の概要

リローカリゼーションでは、AR を利用する環境を撮影した画像と、撮影時のカメラ姿勢をまとめたデータベース（DB）を事前に作成し、これを利用して現在のカメラ姿勢を推定する。提案手法では、事前に環境を撮影した画像から環境の 3 次元モデルを再構成し、モデルを様々な視点から見た時の CG 画像を元に DB を構築する。これにより、実際には撮影を行っていないカメラ姿勢も DB に含めることが可能となり、推定可能なカメラ姿勢を増やすことができる。その際、効率的に DB を構築するための、CG 画像を作成する視点の決定方法も併せて開発した。また、カメラ姿勢を推定する際には、実画像と CG 画像の比較を行うが、本研究では、モデルの欠損や色合いの違い、位置ずれなどが CG 画像へ与える影響を考慮した比較手法を開発した。

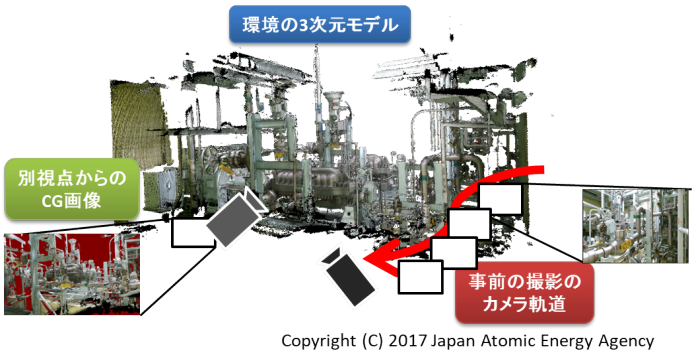


図 1. 環境の 3 次元モデルを利用した DB 構築

2-2. 評価の概要と結果

ふげん原子力発電所内で、既存手法である Randomized Fern と提案手法を比較した。その結果、既存手法では推定できないカメラ姿勢でも、提案手法では推定できる場合があることを確認した。

参考文献

[1] Ben G, et al., IEEE Transactions on Visualization and Computer Graphics, Vol.21, No.5, pp.571-583 (2015).

---

*Yoshiki Ohashi[1], Taro Kimura[2], Takashi Kurushima[1], Hirotake Ishii[1], Hiroshi Shimoda[1] and Kouda Yuya[3]
[1]Graduate School of Energy Science, Kyoto Univ., [2]Present; SoftBank Corp., [3]JAEA, Decommissioning Engineering Center

軽水炉保全最適化シミュレーションツール Dr. Mainte を用いた確率論的破壊力学解析に基づく社会インフラ診断 (2)

Diagnosis of Social Infrastructures Based on Probabilistic Fracture Mechanic Analysis by Dr. Mainte, Integrated Simulator of Mainte nance Optimizatoin of LWRs (2)

*礒部仁博[1]，匂坂充行[1]，小川良太[1]，松永嵩[1]，藤吉宏彰[1]、松本聡司[2]、高坂徹[2]、吉村忍[3]
[1]原子燃料工業株式会社，[3]株式会社アトリー，[3]東京大学

２０１２年１２月中央自動車道笹子トンネルにおいて天井板崩落事故が発生して、社会インフラ診断が以前に増して急速に意識されるようになった。事故の原因はケミカルアンカの経年劣化とされているが、原子力発電所においてもケミカルアンカは多数使用されている。軽水炉保全最適化シミュレーションツール Dr. Mainte を用いた確率論的破壊力学（PFM）解析に基づく社会インフラ診断システム開発の一環として前報に続き、ケミカルアンカの PFM 解析モデル構築について検討した。

キーワード：軽水炉保全最適化シミュレーションツール Dr. Mainte、確率論的破壊力学解析、社会インフラ診断

1. 緒言

著者らは軽水炉の主要機器・配管等を対象として、各種保全戦略（検査頻度、検査精度、抜取検査率、修理／取替の選択、維持規格の適用等）が、①安全性、②信頼性、③経済合理性、④環境性、⑤社会的受容性に及ぼす影響を定量評価し、それらの多角的な視点から保全戦略を総合的に最適化するための PFM(確率論的破壊力学)に基づく軽水炉保全最適化のための統合型シミュレータ Dr. Mainte を開発してきた[1]。

一方で、軽水炉保全の信頼性向上のために、ヒューマンエラーの影響とその低減効果を評価してきた[2]。ここでは Dr. Mainte のさらなる活用を目指し、前報に続き、社会インフラ診断に適用する最初の例として、ケミカルアンカの PFM 解析モデルを整備した。

2. アプローチの概要

2-1. ケミカルアンカの PFM 解析フローチャート

Dr. Mainte に実装されたケミカルアンカの破損を評価する PFM 解析フローチャート、並びに考慮される確率変数の例を 図 1 に示す。確率変数については、今後文献調査、並びに、現場検査結果に基づき確率密度関数を評価する。

2-2. ケミカルアンカの PFM 解析結果例

M16 ケミカルアンカを対象として、5 年に 1 度検査した場合に、各種破壊確率（①付着強度低下、②コンクリートコーン破壊、③腐食によるアンカ筋径減少に伴う降伏、④80%剥離）、並びに、④剥離許容限度を超えた場合の検出確率を仮定に基づき PFM 解析で求めた。

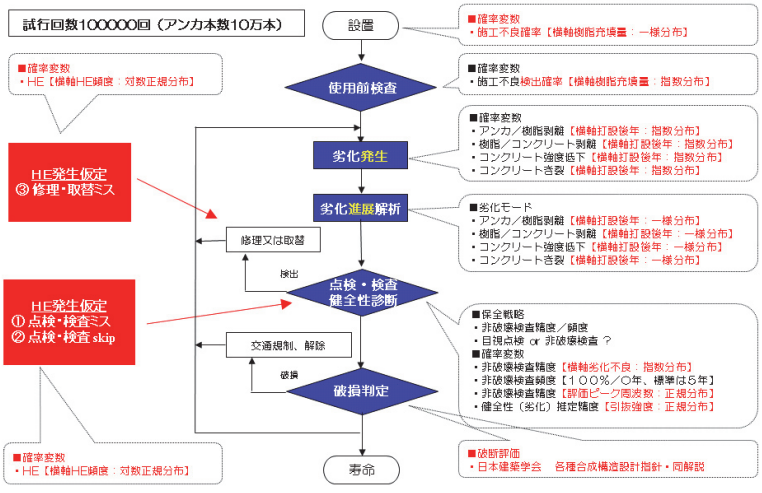
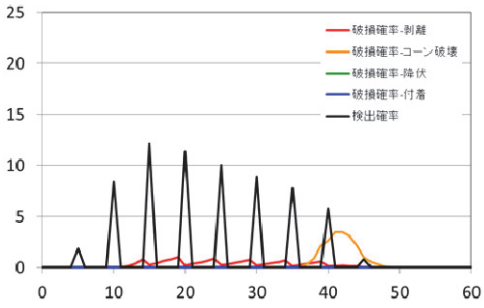


図 1 社会インフラ診断のためのPFM解析フロー



・剥離許容限度： 20%
・コンクリート強度減少率： 0.02/year
・アンカ筋径減少率： 0.001/year,

図 2 PFM解析結果（破壊・検出確率）の例

参考文献

[1] 吉村忍，他“軽水炉保全最適化のための総合型シミュレータ Dr. Mainte の開発，”日本原子力学会和文論文誌，Vol. 9, No. 2 (2010).
[2] 礒部仁博，他“軽水炉保全最適化シミュレーションツール Dr. Mainte を用いたヒューマンエラーの影響とその低減効果の検討(4)，”日本原子力学会 2016 年春の年会，p3D01，東北大学（2016).

*Yoshihiro Isobe[1], Mitsuyuki Sagisaka[1], Ryota Ogawa[1], Takashi Matsunaga[1], Hiroaki Fujiyoshi[1], Satoshi Matsumoto[1], Toru Kosaka[2] and Shinobu Yoshimura[3]
[1]Nuclear Fuel Industries, ltd, [2]Atree, Inc. [3]The University of Tokyo

原子力発電所内の無線適用に向けた電波分布制御手法の開発（Ⅱ）
- 無線システムの性能検証 -

WIRELESS SYSTEM FOR CONTROLLING ELECTROMAGNETIC WAVE DISTRIBUTION IN NUCLEAR POWER PLANT (Ⅱ)
- PERFORMANCE TEST FOR WIRELESS CONTROL SYSTEM AND APPLICATIONS -

*黒田 英彦[1]，代田 孝広[1]，小川純平[1]，高仲徹[1]，西川浩行[1]，大島 朋美[1]，高倉 啓[1]，
久米 直人[1]，林光伸[1]，池田芳朗[1]，小田中 滋[1]，長谷川 健[1]，小田 直敬[1]
[1]株式会社 東芝

無線技術を原子力プラントで使用する場合、他設備への電磁ノイズ干渉、電波漏えいによる情報傍受が懸念される。本システムでは無線の電波分布を一定に制御し、他設備への電波放射及び計画外領域への電波漏えいを防止する。さらに無線端末の位置が特定でき、作業員の行動把握や工程管理などが可能となる。
キーワード：無線通信，無線 LAN，携帯端末，電磁ノイズ干渉，サイバーセキュリティ，情報漏えい

1. 緒言

原子力プラントでは、無線化によるケーブル物量の削減、無線端末を用いた点検作業の効率化、さらには端末の位置情報に基づく作業員及び工程の管理など、無線応用技術で各種効果が期待できる [1]。しかし、無線技術を適用するには電磁ノイズ干渉や電波漏えいが懸念される。これを解決するため、通信領域の電波分布を電波伝搬解析から決定して電波強度を監視制御することで電波分布を維持し、設備での電波強度を常に目標値（約 24dBm）より低く抑える無線システムを開発している。これまでに原理検証を行い、5dB 未満の誤差で電波強度を設定できることを確認した。ここではシステム機能の 1 つである端末位置の特定性能を報告する。

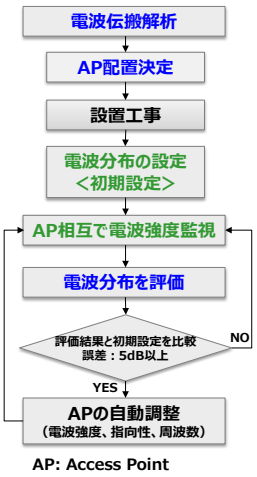


図 1 制御アルゴリズム

2. システムの性能確認試験

電波分布の制御アルゴリズムを図 1 に示す。電波伝搬解析から電波分布を設定して 11m×10m の領域の四隅にアクセスポイントを配置した。そして、電波強度を監視制御した状態で電波強度によってアクセスポイントから端末までの距離を求め、3 つのアクセスポイントからの距離を用いて位置を特定する 3 点測位で端末位置を測定した。測定結果を図 2 に示す。電波強度は端末位置での値である。-69dBm 以上の電波強度での測位誤差が 0.9m となることを確認できた。

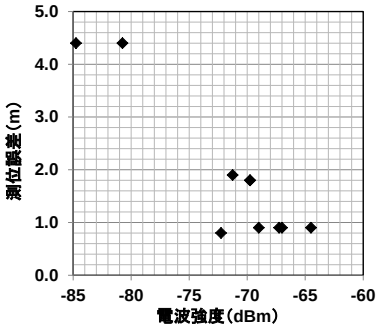


図 2 測位誤差の確認試験

3. 結論

遮蔽や反射がない 11m×10m の領域において、制御アルゴリズムを用いて -69dBm 以上の電波強度に制御することで端末位置を 0.9m の誤差で特定できる見込みを得た。引き続き、端末位置の情報を用いた無線応用技術を検討する。

参考文献

[1] H. M. Hashemian et al., “Wireless Sensor Applications in Nuclear Power Plants”, Nuclear Technology Vol.173, No1, P8-16, (2011).

---

*Hidehiko Kuroda[1], Takahiro Shirota[1], Jumpei Ogawa[1], Tooru Takanaka[1], Hiroyuki Nishikawa[1], Tomomi Oshima[1], Kei Takakura[1], Naoto Kume[1], Mitsunobu Hayashi[1], Yoshiro Ikeda[1], Shigeru Odanaka[1], Takeshi Hasegawa[1] and Naotaka Oda[1]
[1]Toshiba Corporation

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：305-3 Reactor Design, Construction and Examination of Nuclear Power Station, Aseismatic Design, Nuclear Ship

Fri. Sep 15, 2017 10:35 AM - 12:00 PM JST | Fri. Sep 15, 2017 1:35 AM - 3:00 AM UTC | Room B B12 - B1 Block

[3B05-09] BWR PCV Design and AP1000 Test Run

Chair:Yoshihiro Kojima (TOSHIBA)

10:35 AM - 10:50 AM JST | 1:35 AM - 1:50 AM UTC

[3B05] Applicability evaluation of steel plate reinforced concrete structure for primary containment vessel

(14)Opening Part Test

*Junki Ota[1], Shigehiro Mimori[1], Shizuka Hirako[2], Kazuya Ohta[3], Tadashi Tamura[3], Ryoichi Nagayama[4] (1. TOSHIBA COPORATION, 2. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., 3. SHIMIZU CORPORATION, 4. The Chugoku Electric Power Co., Inc.)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[3B06] Applicability evaluation of steel plate reinforced concrete structure for primary containment vessel

(15)Pressure Test of Cylindrical Steel Plate Reinforced Concrete Structure

*Hiroyuki Nouji[1], Shintaro Narita[1], Masashi Tanabe[2], Takashi Okayasu[3], Junya Kawada[3], Ryoichi Nagayama[4] (1. Hitachi-GE Nuclear Energy,Ltd., 2. Toshiba Corporation, 3. Kajima Corporation, 4. The Chugoku Electric Power CO.,INC.)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[3B07] Applicability evaluation of steel plate reinforced concrete structure for primary containment vessel

(16)Applicability Evaluation to Primary Containment Vessel of BWRs

*Yu Kuwada[1], Yukiharu Ohga[1], Junki Ota[2], Shohei Sawada[3], Isao Kojima[4], Ryoichi Nagayama[5] (1. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., 2. Toshiba Corporation, 3. Kajima Corporation, 4. Shimizu Corporation, 5. The Chugoku Electric Power Co., Inc.)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[3B08] Applicability evaluation of steel plate reinforced concrete structure for primary containment vessel

(17)Improvement of Structural Integrity Evaluation Method for Primary Containment Vessel

*Masashi Tanabe[1], Yasumi Kitajima[1], Masaaki Osaka[2], Takahiro Momma[3], Isao Kojima[4], Ryoichi Nagayama[5] (1. Toshiba, 2. Hitachi-GE, 3. Kajima, 4. Shimizu, 5. Chugoku Electric Power)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[3B09] The AP1000® Plant Pre-operational Testing

(3)Passive Core Cooling System (Part 2)

*Yukitaka Yamazaki[1], Richard F. Wright[2] (1. Westinghouse Electric Japan Ltd., 2. Westinghouse Electric Company LLC)

11:50 AM - 12:00 PM JST | 2:50 AM - 3:00 AM UTC

Time reserved for Chair

鋼板コンクリート構造の格納容器への適用性評価
（14）開口部試験

Applicability evaluation of steel plate reinforced concrete structure for primary containment vessel
(14) Opening Part Test

*太田 淳己[1]，味森 重広[1]，平子 靜[2]，太田 和也[3]，田村 正[3]，永山 了一[4]
[1]東芝，[2]日立ＧＥニュークリア・エナジー，[3]清水建設，[4]中国電力

シビアアクシデント(SA)時において鋼板コンクリート製格納容器(SCCV)の開口補強部は内圧による面内引張力を受け、開口縁に応力集中が発生することが予想される。現行規格[1]の開口補強方法を SCCV に適用した場合の構造成立性を評価するために、開口補強部を模擬した縮尺試験の実施、及びシミュレーション解析を実施し、周辺の変形性状や応力状態を検討した。

キーワード：格納容器，SC 構造，開口部，面内引張

1. 緒言

MS/FDW 群開口部や L/D アクセストンネルの大開口を対象とした SCCV 開口部の補強方法として鋼製格納容器の現行規格に準拠し、開口径の 2 倍の範囲を 2 倍に増厚した際の構造成立性を評価するため、開口補強部を対象とした縮尺試験、解析、及び評価を実施した。

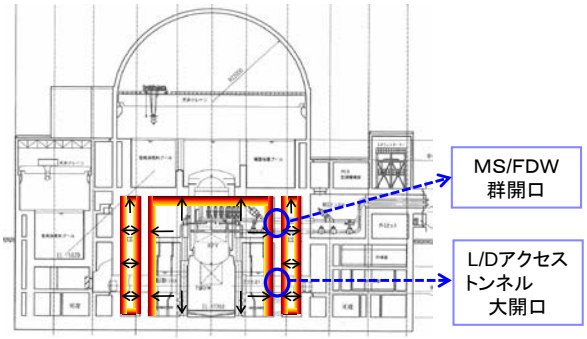


図 1. 想定実機 SCCV の試験対象部位

2. 試験内容および試験・解析結果

図 1 に示す開口部の SA 時内圧による面内引張力に対し、現行規格による開口補強方法の成立性を確認するため、SC 及び RC の試験体を加熱し、所定の温度に達した後に、自然冷却して二軸引張力を加えた。試験体は SC 構造、RC 構造それぞれに対し、無開口試験体、大開口試験体、群開口試験体を製作し計 6 体とした。

二軸引張による各 SC 試験体の各試験体の X 方向の平均引張応力度-平均ひずみ関係を図 2 に示す。試験結果は開口形状によらず同様の関係を示し、SA 時相当の引張応力度に対する鋼板の引張降伏応力度の比率(裕度)はいずれも約 4 倍程度を確保している。

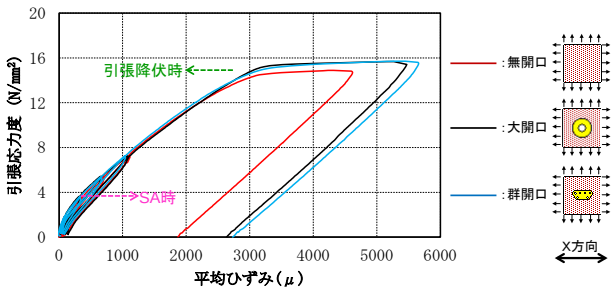


図 2. SC 試験体の X 方向の平均引張応力度

SC 大開口の試験結果と解析結果の比較を図 3 に示す。他の試験体を含め、初期剛性以降の 2 次勾配で解析値との乖離は見られるものの骨格曲線を概ね再現できていることを確認した。

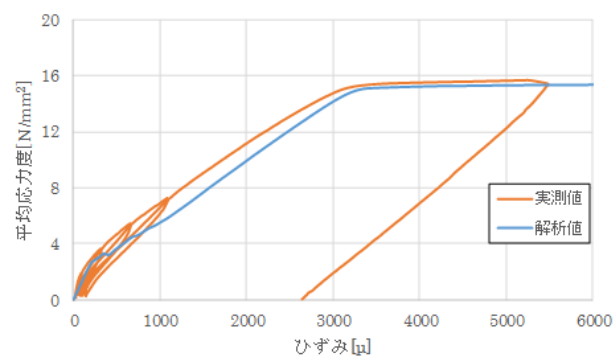


図 3. SC 大開口 X 方向応力-ひずみ曲線の実測値と解析地との比較

3. 結論

SA 時の高温・高圧下での開口周辺の補強方法の構造成立性確認のための縮尺試験及び解析により、開口補強が有効に効いていることを確認した。また試験と解析の比較評価により事故時高温・高圧下での開口周辺のモデル化手法を構築した。

本件連編は経済産業省「発電用原子炉等安全対策高度化技術開発費補助事業」の一環として、中国電力、東北電力、東京電力ホールディングス、中部電力、北陸電力、日本原子力発電、電源開発、エネルギー総合工学研究所、東芝、日立 GE ニュークリア・エナジーが実施した共同研究の成果の一部である。研究に際しては鹿島建設および清水建設の協力を得た。

参考文献

[1] 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 2005 年/2007 年追補版 JSME S NC1-20005/2007，日本機械学会

*Junki Ota[1], Shigehiro Mimori[1], Shizuka Hirako[2], Kazuya Ohta[3], Tadashi Tamura[3], Ryoichi Nagayama[4]
[1]TOSHIBA Corporation, [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., [3]Shimizu Corporation, [4]The Chugoku Electric Power Co., Inc.

鋼板コンクリート構造の格納容器への適用性評価
(15)全体試験

Applicability evaluation of steel plate reinforced concrete structure for primary containment vessel
(15)Pressure Test of Cylindrical Steel Plate Reinforced Concrete Structure

*能地宏行[1]，成田慎太郎[1]，田邊雅士[2]，岡安隆史[3]，川田純也[3]，永山了一[4]
[1]日立 GE ﾆｭｰｸﾘｱ・ｴﾅｼﾞｰ，[2]東芝，[3]鹿島建設，[4]中国電力

鋼板コンクリート製格納容器（SCCV)の事故時圧力荷重に対する限界性能を評価することを目的として，実機 SCCV を模擬した鋼板コンクリート（SC）構造円筒型試験体を用いた耐圧試験及びシミュレーション解析を実施した。本報では，実施した試験の概要及び得られた試験・解析結果について報告する。

キーワード：格納容器　円筒型 SC 構造　耐圧性能，破壊モード

1. 緒言

過酷事象時の圧力荷重に対して，十分な裕度を確保しつつ SCCV の設計が可能なことを示すためには，事故時圧力に対する SCCV の破壊モードを評価すると共に終局状態に至るまでの解析精度向上が必要となる。本試験では実機を模擬した円筒型 SC 試験体を用いた耐圧試験により SCCV の破壊モードを評価すると共に，そのシミュレーション解析を実施した。

2. 試験及び解析内容

2-1. 試験

試験体は縮尺約 1/17 の SC 構造円筒型試験体とした。試験体には，ダイアフラムフロアレベルの拘束効果を概ね模擬した拘束板及びアクセス開口を模擬した開口を設けた。開口補強は円形と矩形の 2 種類を考慮した。鋼板は，想定実機の候補材である SPV490 の規格強度[1]と実強度がほぼ同等となる SPV355 を使用した。試験体の断面図を図-1 に示す。加圧方法は試験体内部を水で満たし，水圧による片振りの繰り返し載荷とし，事故時最高圧力(0.42MPa)の 1/2 刻みで順次加圧した。図-2 に試験最高圧力時(1.7MPa)における鋼板の鉛直方向ひずみ分布を示す。主に曲げに起因して基部内側鋼板で最大 40,000 μ 程度の引張ひずみが確認された。

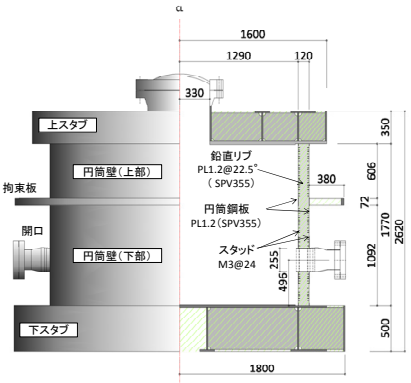


図-1 試験体断面

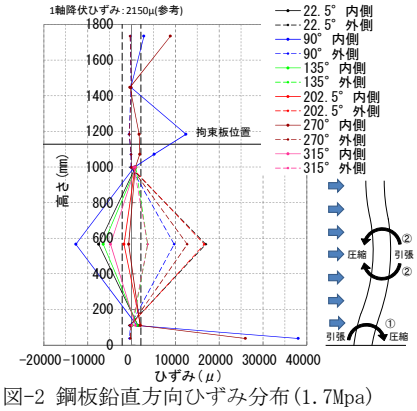


図-2 鋼板鉛直方向ひずみ分布(1.7Mpa)

2-2. 解析

シミュレーション解析に用いるモデルは 90° 切出しモデルとし，鋼板をシェル要素，コンクリートをソリッド要素，スタッドをばね要素でモデル化した。円形と矩形 2 種類の開口補強形状に対応させる為，モデルは 2 種類作成した。解析モデルを図-3 に示す。試験結果と解析結果における比較の一例として，図-4 に開口周辺部の内圧-面外変形関係を示す。実験では円形と矩形の開口周辺部で補強範囲の違いによるものと考えられる差異がみられたが，同様の傾向を解析結果でも確認することができ，両者はよく一致している。

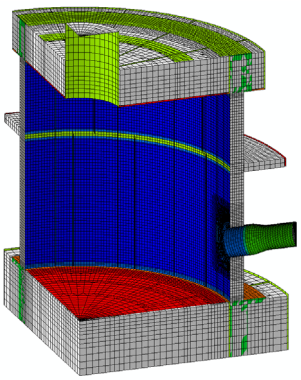


図-3 解析モデル

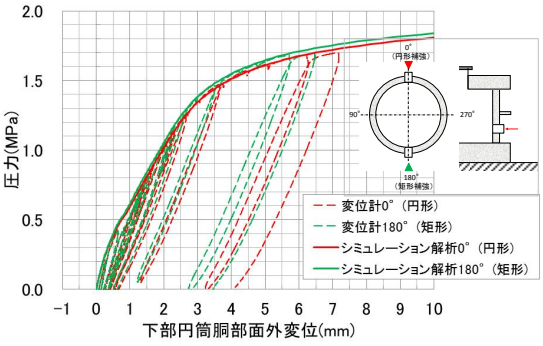


図-4 内圧-面外変形関係

3. 結論

圧力荷重に対する SCCV の挙動把握を目的として，実機を模擬した円筒型 SC 試験体を用いた加圧試験を実施した。鋼板ひずみの発生状況及びコンクリートの損傷状況から判断して，試験終了時において試験体は，基部内側鋼板の鉛直方向引張ひずみが増加することによって，曲げ破壊に至る直前にあったものと考えられる。また，実験結果と解析結果の比較では，変位及びひずみがよく対応しており，圧力荷重に対して SC 構造円筒壁が終局に至るまでの過程を解析的に評価できる可能性が示された。

参考文献

[1] 日本工業規格，(2016)，JIS G3115 圧力容器用鋼板

*Hiroyuki Nouji[1], Shintaro Narita[1], Masashi Tanabe[2], Takashi Okayasu[3], Junya Kawada[3], Ryoichi Nagayama[4]
[1]Hitachi-GE Nuclear Energy,Ltd., [2]Toshiba Corporation, [3]Kajima Corporation, [4]The Chugoku Electric Power CO.,INC.

鋼板コンクリート構造の格納容器への適用性評価
（16）BWR 格納容器への SC 構造の適用について

Applicability evaluation of steel plate reinforced concrete structure for primary containment vessel

(16) Applicability evaluation to Primary Containment Vessel of BWRs

*桑田 優[1]，大賀 幸治[1]，太田 淳己[2]，澤田 祥平[3]，小島 功[4]，永山 了一[5]

[1]日立ＧＥニュークリア・エナジー，[2]東芝，[3]鹿島建設，[4]清水建設，[5]中国電力

鋼板コンクリート製格納容器（SCCV）の BWR 格納容器への適用性を評価することを目的に、耐震性能および耐圧性能という観点から構造成立性評価に関わる検討を 9 年間にわたり実施してきた。本報では、これまでの成果に基づき、SCCV の BWR 格納容器への適用性を評価した結果について報告する。

キーワード：格納容器，SC 構造，耐震性能，耐圧性能

1. 緒言

鋼板コンクリート構造格納容器（SCCV）として求められる要件を整理し，これまでの成果に基づいて，要件ごとに評価を行い，SCCV の構造成立性を評価した。

2. SCCV として求められる要件と構造成立性評価

2-1. SCCV として求められる要件

RCCV 等を対象とした日本機械学会「発電用原子炉設備規格 コンクリート製原子炉格納容器規格 JSME S NE1-2003」及び SC 構造性能に関する日本電気協会「鋼板コンクリート構造耐震設計技術規程 JEAC4618-2009」の既往の基規準を参考に，①DBA 時（温度＋圧力），②DBA 時（温度＋圧力＋地震），③SA 時（温度＋圧力），④耐震余裕（地震）ごとに，鋼板，コンクリート，鋼板＋コンクリート，SCCV 構造に対する要件を整理した。

2-2. 構造成立性評価

2-1.において整理した要件ごとに、対応する試験・解析の成果[1],[2],[3],[4]に基づき（表参照），SCCV の構造成立性を評価した。その結果，本プロジェクトで想定している SCCV は、以下に示す構造成立性の評価要件を満たしており、SCCV が将来の格納容器用構造として適用可能であることが示された。

① DBA 時荷重（温度＋圧力）に対して，短期応力度設計が可能である。
② DBA 時荷重（温度＋圧力＋地震）に対して、短期許容応力度設計が可能である。
③ SA 時荷重（温度＋圧力）に対して、本プロジェクトで前提とした SCCV 構造に基づき適切な構造計画を行うことで，十分な裕度を持った格納容器構造が設計可能である。
④ 機能維持限界を超える地震荷重に対して，本プロジェクトで前提とした SCCV 構造に基づき適切な構造計画を行うことで，十分な裕度を持った格納容器構造が設計可能である。

表 SCCV に求められる要件と試験・解析との対応

荷重条件	構成要素	材料試験	熱圧縮・座屈試験	せん断試験	円筒部試験	基部試験	隅角部試験	開口部試験	鋼板裏面部試験	全体試験
DBA（温度＋圧力）	鋼板	○	○							
	コンクリート					○	○			
	鋼板＋コンクリート		○			○	○			
	鋼板コンクリート格納容器									○
DBA（温度＋圧力＋地震）	鋼板	○	○	○	○					
	コンクリート			○	○					
	鋼板＋コンクリート			○	○					
	鋼板コンクリート格納容器				○					
SA（温度＋圧力）	鋼板	○	○					○		○
	コンクリート	○				○	○			
	鋼板＋コンクリート		○			○	○			
	鋼板コンクリート格納容器									○
耐震余裕	鋼板コンクリート格納容器				○					

3. 結論

9 年間にわたり SCCV の BWR 格納容器への適用性評価に関する検討を進めてきた。SCCV の BWR 格納容器への適用性を確認すると同時に，今後の詳細設計・建設フェーズにおいてクリアすべき技術的課題を抽出した。また，SCCV の設計に必要な設計法・解析手法の検討を通じて，設計規格の骨子案についても別途整備した。これにより，将来の SCCV 設計・建設フェーズに必要な土台を構築することができた。

参考文献

[1] 大賀ほか，“鋼板コンクリート構造の格納容器への適用性評価 (1)~(3)”，原子力学会「2010 年秋の大会」
[2] 栗田ほか，“鋼板コンクリート構造の格納容器への適用性評価 (4)~(7)”，原子力学会「2012 年秋の大会」
[3] 大賀ほか，“鋼板コンクリート構造の格納容器への適用性評価 (8)~(13)”，原子力学会「2015 年秋の大会」
[4] 太田ほか，“鋼板コンクリート構造の格納容器への適用性評価 (14)~(15)”，原子力学会「2017 年秋の大会」

*Yu Kuwada[1], Yukiharu Ohga[1], Junki Ota[2], Shohei Sawada[3], Isao Kojima[4] and Ryoichi Nagayama[5]

[1]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., [2]Toshiba Corporation, [2]Toshiba Corporation, [3]Kajima Corporation, [4]Shimizu Corporation, [5]The Chugoku Electric Power Co., Inc.

鋼板コンクリート構造の格納容器への適用性評価
(17) 格納容器の構造健全性評価手法の整備

Applicability evaluation of steel plate reinforced concrete structure for primary containment vessel
(17)Improvement of Structural Integrity Evaluation Method for Primary Containment Vessel

*田邊 雅士[1]，北島 靖己[1]，大坂 雅昭[2]，門馬 隆弘[3]，小島 功[4]，永山 了一[5]
[1]東芝，[2]日立ＧＥニュークリア・エナジー，[3]鹿島建設，[4]清水建設，[5]中国電力

福島第一原子力発電所事故の環境も対象に，事故時における格納容器の構造健全性を精度よく評価することを目的に、RCCV 及び SCCV を対象にした高温弾塑性解析手法の整備を進めた。本報では、整備した解析手法の概要について報告する。

キーワード：格納容器，RCCV，SCCV，福島第一事故，SA

1. 緒言

BWR 建設工期の短縮、格納容器の信頼性向上を目的に、2008 - 2010 年度に SC 構造格納容器（SCCV）への適用検討を実施した（フェーズⅠ）[1]。その後、福島第一原子力発電所事故を契機に、事故時荷重条件の見直し、開発目的の追加を行い、2016 年度までの期間で RC 構造格納容器（RCCV）も含めた高温状態での格納容器構造の健全性評価手法について整備した（フェーズⅡ）[2]。

2. 格納容器の構造健全性評価手法の整備

2-1. 格納容器構成材料の物性データの整備

福島第一原子力発電所事故事象では、格納容器温度がオーバースケール（400℃以上）したことが報告されている[3]。また、初期の高温を経た後 100℃以上の温度状態が長期間継続したことも確認されている。そのため、フェーズⅠでは材料試験として、コンクリート、鋼材について最高 300℃までの物性データを取得したが、フェーズⅡでは温度範囲を最大 700℃まで拡大して材料試験を実施し、物性データを拡充した。また、コンクリートについては、高温継続時間をフェーズⅠの 35 日から 7 ヵ月に延長したデータも取得した。

2-2. 高温弾塑性解析技術の開発

事故時荷重条件の見直しに合わせ、フェーズⅠで 200℃までであった熱圧縮・座屈試験及びせん断試験の温度範囲をフェーズⅡでは 300℃まで拡大した。また、図 1 に示す重要部位の試験についても、最大 300℃までの温度範囲で実施した。既設炉も含めた格納容器構造の SA 時構造健全性評価手法の高度化を目的として、一部試験は SC 構造に加え、RC 構造についても実施した。

試験結果と取得した材料物性を反映した各種シミュレーション解析の比較・評価より、複雑な挙動を示す高温条件でのコンクリート - 鋼材複合構造の解析モデル化手法について検討し、高温下における格納容器構造を精度良く評価可能な手法を整備した。

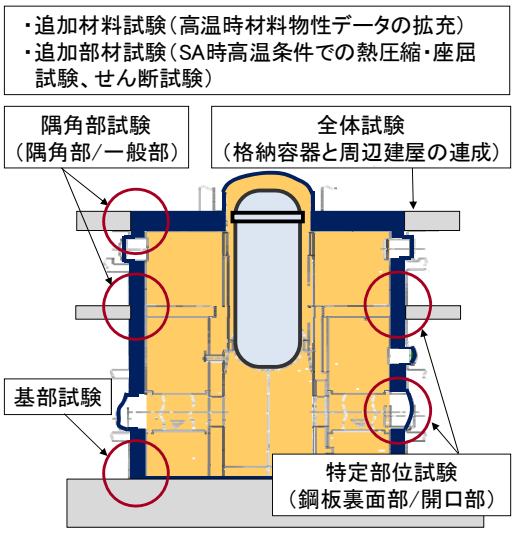


図 1 フェーズⅡ試験の概要

3. 結論

材料試験を実施し、コンクリート及び鋼材（鋼板、スタッド、鉄筋）の 700℃までの物性データを取得した。また、試験結果と解析結果の比較・評価を通じて高温下における格納容器構造の弾塑性挙動を精度良く表現可能な解析手法を整備した。

参考文献

[1] 大賀ほか、“鋼板コンクリート構造の格納容器への適用性評価 (1)全体計画、”原子力学会「2010 年秋の大会」
[2] 大賀ほか、“鋼板コンクリート構造の格納容器への適用性評価 (8)開発計画(フェーズⅡ)、”原子力学会「2015 年秋の大会」
[3] 原子力災害対策本部：原子力安全に関するＩＡＥＡ閣僚会議に対する日本国政府の報告書 －東京電力福島原子力発電所の事故について－、2011. 6.

*Masashi Tanabe[1], Yasumi Kitajima[1], Masaaki Osaka[2], Takahiro Momma[3], Isao Kojima[4] and Ryoichi Nagayama[5]
[1]Toshiba Corporation, [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., [3]Kajima Corporation, [4]Shimizu Corporation,
[5]The Chugoku Electric Power Co., Inc.

AP1000®初号機の試運転結果
(3) 静的炉心冷却系（その２）

The AP1000® Plant Pre-operational Testing
(3) Passive Containment Cooling System (Part 2)

*山崎　之崇[1]、リチャード・ライト[2]
[1]ウェスチングハウス・エレクトリック・ジャパン,[2] ウェスチングハウス・エレクトリック・カンパニー

AP1000 は静的安全系を採用した PWR であり、設計基準事象に対して 72 時間、交流電源不要／運転員操作不要の特徴を持つ。AP1000 の初号機は中国三門サイト及び海陽サイトにて建設され、静的安全系の機能試験を含む試運転を実施した。静的安全系の機能試験の結果、炉心補給水タンクに要求される安全機能である高濃度のホウ酸水の注入特性は、安全解析条件を満足していることを確認した。

キーワード： 加圧水型原子炉, 静的安全系, AP1000, 試運転

1. はじめに

AP1000 は重力、密度差、水の蒸発及び凝縮等の自然力のみで設計基準事象を収束可能な静的安全系を採用している。静的安全系は、図 1 に示す静的炉心冷却系（PXS）と第 2 報に示した静的格納容器冷却系（PCS）から構成される。PXS は、静的残留熱除去熱交換器(PRHR Hx、残留熱除去機能)、炉心補給水タンク(CMT、高圧注入／ほう酸注入機能)、蓄圧器(ACC、蓄圧注入機能)、自動減圧系(ADS、減圧機能)、および格納容器内燃料交換取替用水タンク(IRWST、PRHR Hx のヒートシンク及び低圧注入水源)から構成される。例えば小破断 LOCA 時、1 次冷却系(RCS)の圧力低下で、原子炉はトリップし、CMT の出口弁が自動開し、CMT 内の冷温で高濃度のホウ酸水が密度差で 1 次冷却材と置換わることで補給される。同時に PRHR Hx の出口弁が自動開し、1 次冷却材が温度差により自然循環することで PRHR Hx を介して IRWST 水により RCS が冷却・減圧される。破断口からの 1 次冷却材の流出による CMT 水位の低下で ADS 第 1～3 段が自動開し、RCS が減圧される過程で ACC が自動的にホウ酸水注入を開始する。CMT 水位の更なる低下で、ADS 第 4 段、IRWST 出口弁が自動開し、格納容器内圧と均圧した RCS に、IWRST のホウ酸水が重力で自動的に補給される。原子炉容器は冠水冷却状態となり、第 2 報に示した PCS の作動とあいまって、長期にわたり原子炉は安全停止状態を維持できる。

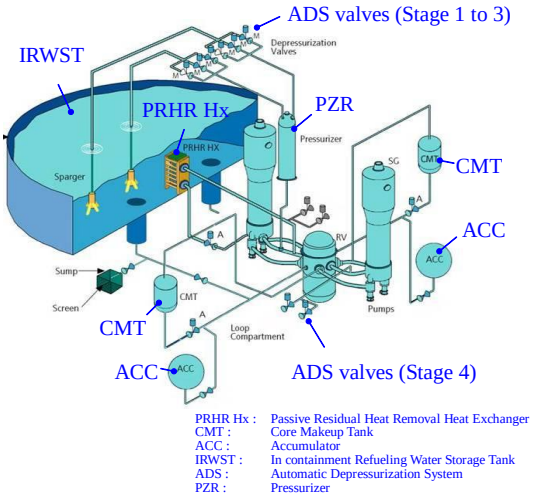


図 1　静的炉心冷却系の全体構成

AP1000 の初号機は中国三門サイト及び海陽サイトにて建設され、静的安全系の機能試験を含む試運転を実施した。第 3 報では、PXS を構成する設備の内、CMT の機能試験結果を報告する。

2. 炉心補給水タンクの機能試験

CMT の機能試験では、図 2 に示すように CMT 出口側にある並列 2 弁の隔離弁のうち 1 弁を開し、CMT 水が密度差による自然循環力で 1 次冷却材に置換わる際の CMT 水の循環特性を実機にて計測した。CMT が 1 次冷却材に置換された後、ADS 第 1 段の開で RCS を減圧し、CMT 水が重力注水する特性も計測した。この結果、本試験により取得したデータは、いずれも安全解析の条件を満足していることを確認した。

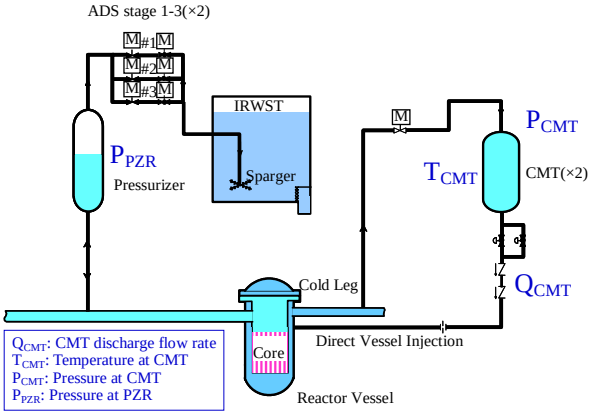


図 2　CMT 機能試験概略図

3. 結論

中国の三門サイト及び海陽サイトで建設された AP1000 初号機の試運転にて、静的安全系である炉心補給水タンクの機能試験を実施した。試験の結果より、炉心補給水タンクが要求される安全機能は、いずれも安全解析条件を満足していることを確認した。

*Yukitaka Yamazaki[1] and Richard Wright[2]
[1]Westinghouse Japan Electric Ltd., [2] Westinghouse Electric Company LLC.

General Meeting

Fri. Sep 15, 2017 12:00 PM - 1:00 PM JST | Fri. Sep 15, 2017 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room B B12 - B1 Block

[3B_GM] 「原子力発電部会」第32回全体会議

[3B_GM] General Meeting

General Meeting

[3B_GM] 「原子力発電部会」第32回全体会議

Fri. Sep 15, 2017 12:00 PM - 1:00 PM Room B (B12 - B1 Block)

[3B_GM]General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network：Operation and Power Division

Fri. Sep 15, 2017 1:00 PM - 2:30 PM JST | Fri. Sep 15, 2017 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room B B12 - B1 Block

[3B_PL] Status of response to new regulatory requirements and extension of operational period in the domestic nuclear power plants

Chair: Yoshio Kani (Tokai Univ.)

[3B_PL01] Safety enhancements at Kashiwazaki Kariwa NPP based on the lessons learned from the Fukushima accident and new regulatory requirements

*Shinichi Kawamura[1] (1. TEPCO HD)

[3B_PL02] The Activities for Long Term Operation (Extension of Operating Period) for Nuclear Power Plants

*Yasuhiko Minami[1] (1. KEPCO)

[3B_PL03] Safety Improvement Assessment for Sendai Nuclear Power Station Unit 1

*Kazutoshi Eto[1] (1. KYUDEN)

2017年秋の大会

原子力発電部会セッション

国内原子力発電所における新規制基準、運転期間延長等への対応状況について

Status of response to new regulatory requirements and extension of operational period in the domestic nuclear power plants

(1) 福島事故の教訓と新規制基準を踏まえた柏崎刈羽原子力発電所の安全性向上について

(1) Safety enhancements at Kashiwazaki Kariwa NPP based on the lessons learned from the Fukushima accident and new regulatory requirements

*川村　慎一[1]

[1]東京電力ホールディングス株式会社　原子力設備管理部

1. 緒言

福島事故の教訓を踏まえ、東京電力ホールディングスでは原子力発電所の安全性向上の取り組みを進めている。本稿では事故の教訓のうち主要なものとして、①外的事象に対して、発電所の防護手段が不十分だったこと、②共通要因で、安全機能が広範囲に喪失したこと、③設計を超える事態において、事故進展を防止する備えが不十分だったこと、④放射性物質の地表沈着により、長期の住民避難や経済活動の停止など、甚大な社会的影響をもたらしたこと、⑤複数プラントの事故が同時進行することに、緊急時組織が十分に対応できなかったことをとりあげ、これらを踏まえた柏崎刈羽原子力発電所（以下、柏崎刈羽）の改善状況を述べる。なお、これらの検討結果を含む同発電所 6、7 号機の安全性向上については、新規制基準への適合性審査が進められているところである。

2. 外的事象からの防護

福島事故の直接的な原因は、地震による外部電源の喪失と、津波による重要な安全設備の機能喪失である。このことから、外的事象の影響を再評価して、発電所の防護を強化した。この検討にあたっては、外的事象を網羅的に評価する観点から、IAEA SSG-3[1]、NUREG/CR-2300[2]等から事象を収集し、自然現象として 40 事象、人為事象として 20 事象を取り上げて再評価した。

また、従来から考慮していた地震と津波に対しても、最新の知見を反映して再評価を行い、断層連動の可能性等をより保守的に考慮するなどして、設計基準とする条件を見直した。

3. 安全機能の共通要因故障防止

福島事故では、津波という共通要因で重要な安全機能が広範囲に失われた。津波対策は上述のようにとられているが、津波以外にも火災や内部溢水のように、共通要因故障を引き起こす可能性のある事象が考えられる。

共通要因故障の可能性を低減するためには、多重化された設備間の物理的および電気的な分離を徹底することや、対策を多様化することが有効である。図 1 に内部溢水への対策例を示す。安全上重要な設備が設置されている部屋への浸水を防止するために、水密扉や浸水防止ダンパ等の設置や、壁貫通部の水密処理等が行われている。

火災についても、事故以前の防護策から対策を強化している。難燃ケーブル等の使用によって火災の発生を防止するとともに、複数の異なる原理の感知器を設けて速やかに火災を感知し、消火できるようにしている。また、異なる区分の安全設備の間には延焼を防止する壁等を設け、柏崎刈羽ではこれに 3 時間の耐火性能を持たせることとした。さらに、壁を貫通する配管等を通じて熱が伝わることで悪影響が生じないように、必要な措置を講じている。

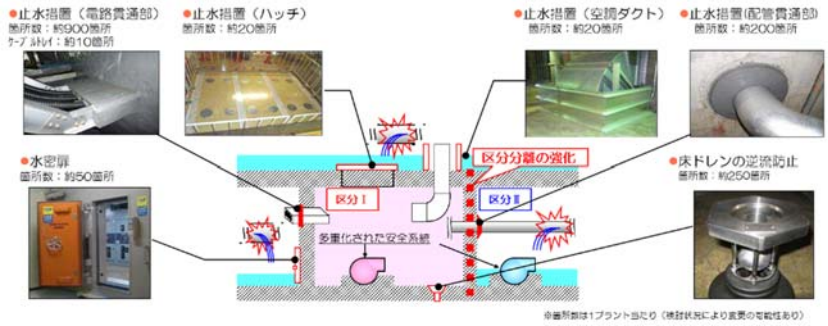


図 1　内部溢水対策の例

4. 設計を超える事態における事故進展防止

決定論的アプローチで保守的に設定する設計基準事故時の条件を超える事態を検討するために、確率論的リスク評価の手法を用いて、様々な事故進展の可能性と、その安全上の重要度を検討し、代表的な事故シーケンスを選定した。その検討概念を図 2 に示す。

そのうえで、設計基準事故に対処する安全設備とは独立で、可能な限り多様な対策を検討し、事故収束における人的活動の成立性（人数、時間、環境条件等）を確認した。図 3 に重大事故における対応の検討例を示す。事故発生から、時間経過に沿ってどんな認知と判断が可能であるか考え、とるべき対応措置を順次検討する。このようにして、どのような対応が有効か評価される。

こうして検討された事故進展防止の設備の例を、図 4 に示す。この例では、原子炉が高圧の状態から安定冷却を継続できるまで、設計基準事故に対処する安全設備とは独立の多種、多様な手段を用いて連続的に注水と除熱ができるようになっている。

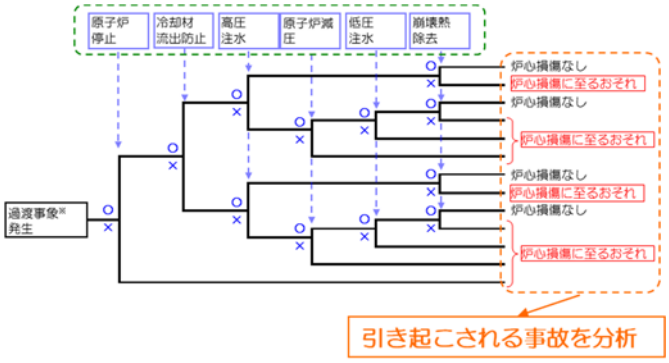


図 2 事故シーケンスの検討概念

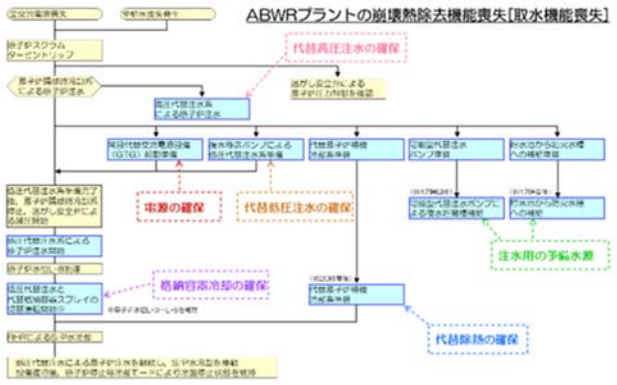


図 3　重大事故における対応の検討例

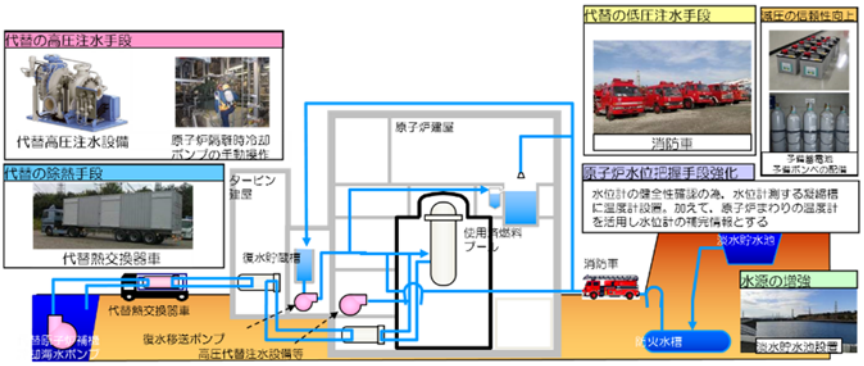


図 4　重大事故における多種、多様な注水、除熱手段の例

なお、消火系を用いた原子炉への代替注水は、平成 6 年 3 月に設置方針を決定して整備が進められ、新潟県中越沖地震後には消防車を接続できる送水口も各発電所に設けられていた。しかしながら、福島事故ではこの代替注水系の水の一部が、原子炉ではなくタービン設備側にもバイパスしていたことが事故後に判り、中央制御室から容易にバイパスルートを隔離できるように改善を加えた。

5. 放射性物質による周辺環境への影響緩和

上述の対策によっても重大な炉心損傷が防げない場合には、原子炉格納容器（以下、格納容器）によって周辺環境への影響を緩和しつつ、復旧による安全機能の回復（レジリエンス）につなぐ。

福島事故では 2 号機から放出された放射性物質が、周辺環境へ最も大きな影響を与えたとされているが[3]、その原因は格納容器ベントができず、高温蒸気環境下で格納容器上蓋フランジのシール材の復元力特性が劣化することで、格納容器内圧の上昇によるフランジ面の変形にシールが追従できなかったと推定されている[4]。これを受けて格納容器に用いられているシール材の耐熱、耐蒸気、耐放射線性等を再評価し、改良型 EPDM 等の材料が従来のシリコン系材料に代わって導入された。

また、重大事故時に代替手段で格納容器を冷却する代替循環冷却系を開発し、柏崎刈羽に導入した。図 5 にその概要を示すが、海水と熱交換できるシステムを搭載したトレーラをプラントに接続することで、代替注水ポンプ（復水移送ポンプ）でサプレッションプール水を冷却してから、格納容器内にスプレイすることができる。これにより、重大事故時に格納容器の温度、圧力の上昇を抑制することが可能になる。

さらに、代替循環冷却に失敗する場合には、格納容器のフィルタベントを行う。このシステムは川村ら[5][6]によって開発され、図 6 に示す構成で柏崎刈羽に導入されている。フィルタの除染係数の要求仕様は、粒子状物質と無機ヨウ素に対してそれぞれ 1000 以上、有機ヨウ素に対して 50 以上であるが、性能試験結果から、実力として粒子状物質に対しては 10000 以上、有機ヨウ素に対しては起動時の過渡的状況で 50 を切ることなく、起動直後を除く定常的な条件では 1000 以上であることが確認されている。

また、重大事故時にアルカリ薬液を格納容器に注入し、内部の水をアルカリ性に保つことで気体状ヨウ素の生成を抑制することができる[7][8]。この原理を応用し、格納容器 pH 制御システムを開発して、新規制基準対応以上の自主対策設備として柏崎刈羽に導入している。

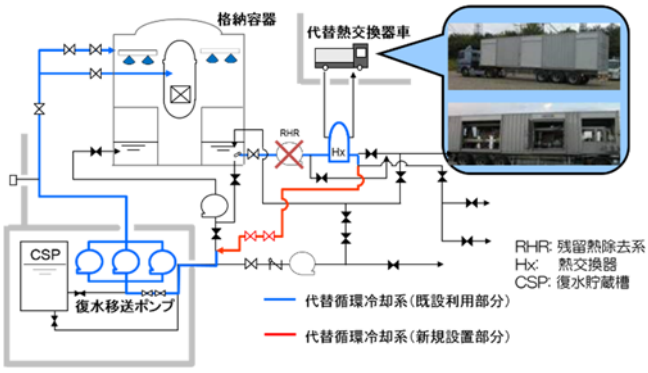


図 5　代替循環冷却系の系統構成

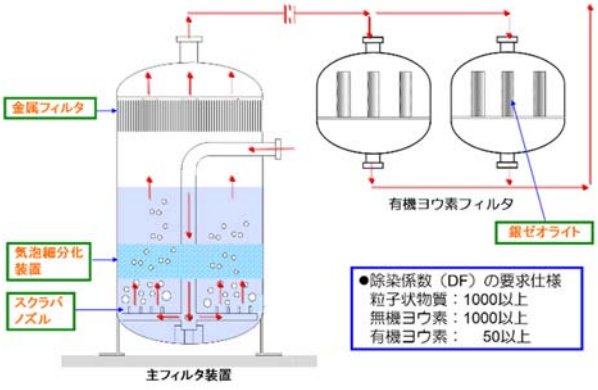


図 6　フィルタベント設備の構成

6. 複数プラント事故にも対応する組織能力

福島事故では複数プラントの緊急事態が同時に進行したこと、ならびに事前の想定を超えた事態が発生したことから、緊急時対応が困難になった。

東京電力における事故以前の緊急時組織では、発電所の緊急時対策本部長以下に、12 の機能班がフラットに配置されていた。事故を想定して定めた手順に従って対応できる場合には、各班が同時進行で迅速に活動を展開することができる体制だが、想定を超える事態においては、本部長が有効に管理できるスパンを超えてしまい、各班の活動の統制が取れなくなる弱点があった。そこで、Incident Command System（以下、ICS）[9]を原子力に初めて応用し、緊急時の主要機能を集約して階層化するとともに、管理スパンの適正化と指揮命

令系統の明確化を図る改善を行った。ICS は米国で自然災害対応の分野で発達してきた緊急時対応システムであり、想定を超えて事態の拡大が予測できない場合にも、柔軟に対応するための仕組みが備えられている。

ICS を応用した発電所の緊急時組織体制を図 7 に示す。この体制では、情報の収集・分析を行って、対応戦略を立案する機能が明確になっている。事前の想定を超える事態においては、限られた情報をもとに緊急時対応を開始し、対応を継続する中で得られた情報に基づいて随時戦略を改定し続けること、すなわち予め定めた対応戦略ではなく、戦略プランニングを継続する機能そのものが重要である。このことは、東日本大震災における福島第二原子力発電所（以下、福島第二）の緊急事態において、情報収集を継続して状況認知を高めつつ、対応の優先順位を明確にして事態収拾にあたった経験が示している[10]。

また、対応戦略の立案にあたっては、フェーズドアプローチを取っている。これは、福島事故でも福島第二の緊急事態でも、発災直後には対応リソースに制約があることや、安全確保の観点から現場活動に制約を生じたことを教訓とし、対応初期には恒設設備で対応しつつ、時間の経過とともに、可搬設備他の代替手段の導入や、発電所外からの支援を順次加えて対応の厚みを増す戦略である。図 8 にフェーズドアプローチの概念を示す。このように、現実的な制約条件を考慮して、事故対応が成立するように資材、要員、手順を時間とともに展開するのが、このアプローチの特徴である。

さらに、運転と復旧という従来は個別に分かれていた機能も、現場対応のオペレーション機能として統合された。これには、可搬設備の運用における運転と復旧の連携、レジリエンスに向けた復旧活動と当面の緩和オペレーションの連携などを改善する狙いがある。

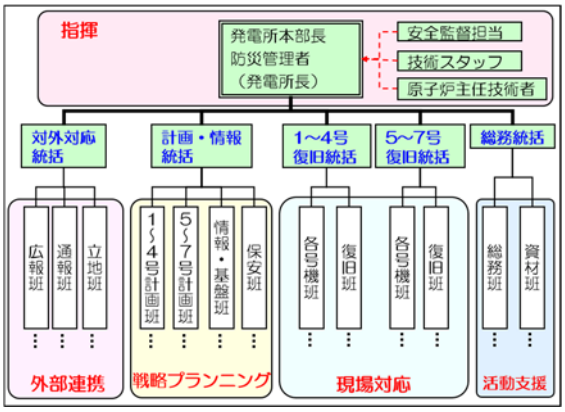


図 7　ICS を導入した緊急時組織の体制

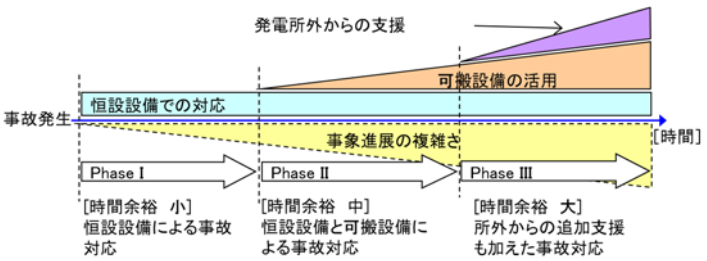


図 8　フェーズドアプローチによる事故対応

7. 新規制基準への適合性審査

福島事故後に強化された規制要件は、図 9 のとおりである[11]。上述の検討を踏まえた安全性強化策は、新規制基準の主要事項に対応する。これ以外の要件に対する諸対策も含め、柏崎刈羽原子力発電所 6、7 号機の安全性強化策は設置変更許可申請書に反映され、新規制基準への適合性が審査されている。審査は現在も継続されており、これまでの審査を反映した補正申請書が平成 29 年 6 月 16 日に提出されている。

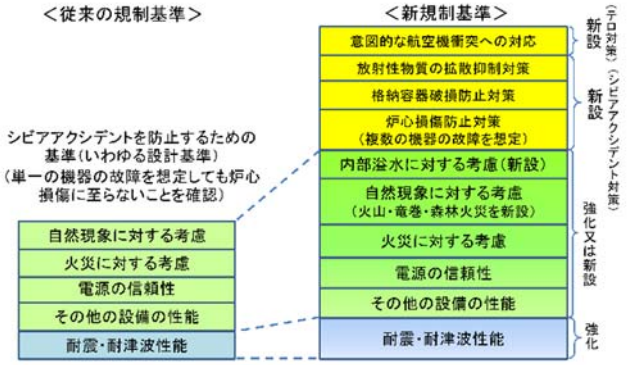


図 9　従来の規制基準と新規制基準との比較[11]

8. 結言

東京電力ホールディングスでは、福島事故を踏まえて安全性向上策を検討し、柏崎刈羽原子力発電所への適用を進めている。その内容の新規制基準への適合性審査は、現在進められているところである。引き続き、訓練および各種の評価を通じて安全性向上への有効性を高め、継続的な改善に取り組む方針である。

参考文献

[1] IAEA, “Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants”, Specific Safety Guide SSG-3, 2010.
[2] Nuclear Regulatory Commission, “A Guide to the Performance of Probabilistic Risk Assessments for Nuclear Power Plants”, NUREG/CR-2300, 2016
[3] 東京電力株式会社、“福島原子力事故調査報告書”、 2012.
[4] 川村慎一、大木俊、奈良林直、“福島第一原子力発電所 2 号機の原子炉格納容器漏えいを踏まえた格納容器の事故時耐性強化と格納容器ベントの運用について”、日本原子力学会和文論文誌、Vol.15, No.2、2016、pp.53-65.
[5] 川村慎一、木村剛生、大森修一、奈良林直、“原子炉格納容器フィルタベントシステムの開発”、日本原子力学会和文論文誌、Vol.15, No.1、2016、pp.12-20.
[6] 川村慎一、木村剛生、渡邉史紀、平尾和紀、奈良林直、“原子炉格納容器フィルタベント用の有機ヨウ素フィルタの開発”、日本原子力学会和文論文誌、Vol.15, No.4、2016、pp.192-209.
[7] L. Soffer, S. Burson, C. Ferrell, R. Lee, J. Ridgely, “Accident source terms for light-water nuclear power plants”, NUREG-1465, 1995.
[8] E. Beahm, C. Weber, T. Kress, G. Parker, “Iodine chemical forms in LWR severe accidents”, NUREG/CR-5732, 1992.
[9] Federal Emergency Management Agency, “Introduction to the incident command system”, ICS 100, 2010.
[10] 川村慎一、奈良林直、“東日本大震災における福島第二原子力発電所の緊急時対応の教訓を反映した原子力緊急時マネジメントシステムの改善”、日本原子力学会和文論文誌、Vol.15, No.2、2016、pp.84.-96.
[11] 原子力規制委員会、“実用発電用原子炉に係る新規制基準について－概要－”、原子力規制委員会 Web Site、https://www.nsr.go.jp/data/000070101.pdf、2013.

*Shinichi Kawamura[1]
[1]Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc., Nuclear Asset Management Department.

2017年秋の大会

原子力発電部会セッション

国内原子力発電所における新規制基準、運転期間延長等への対応状況について

Status of response to new regulatory requirements and extension of operational period in the domestic nuclear power plants

（2）原子力発電所の長期運転（運転期間延長）への対応について

(2) The Activities for Long Term Operation (Extension of Operating Period) for Nuclear Power Plants

*南 安彦[1]

[1]関西電力株式会社　原子力事業本部

1. はじめに

原子力発電所では、プラントの安全性・信頼性の維持向上のために、保全計画に基づく設備の点検や評価、必要な補修などの保守管理活動を継続的に実施しており、国内外のトラブル事例や最新知見を踏まえた機器の取替などを含む予防保全対策にも計画的に取り組んできている。その上で、高経年化対策制度に基づき、設備に想定される劣化事象に対する高経年化技術評価を実施し、60 年の運転期間を想定した設備の健全性を確認するとともに、評価結果に基づく長期保守管理方針を策定するなどして、長期の運転への対応を図ってきた。

本稿では、ＰＷＲプラントの高浜１，２号機及び美浜３号機を具体例として、これまでの長期運転のために実施してきた取り組み、運転期間延長のための特別点検や設備の劣化評価の概要、新規制基準への適合に係る安全性向上対策、さらには今後の長期運転へ向けた取り組み等について紹介する。

2. これまでの高経年化への対応

原子力発電所では、機器・構造物の経年劣化が徐々に進行して故障等に至ることがないよう巡視点検や状態監視技術などの診断、ポンプなどの起動試験等の日々の点検活動による異常の早期発見に努めるとともに、定期事業者検査での詳細な非破壊検査や機器を分解した部品レベルの点検、必要な補修等を行う保守管理活動を品質保証体制の下で継続的に実施してきている。この中では、国内外の原子力発電所で発生したトラブルの知見や、長期運転を想定した劣化評価等に基づいて、故障に至る前に補修・取替等の予防保全対策活動も実施してきている。具体例として、高浜１，２号機では、これまで蒸気発生器や原子炉容器上蓋、燃料取替用水タンク、タービン、発電機や熱交換器等の大型機器や多くの配管等の取替を実施してきており、さらには、600 系ニッケル基合金に対する応力腐食割れへの対策として、原子炉容器等の管台溶接部への 690 系ニッケル基合金溶接やウォータージェットピーニングを行うなど劣化事象に対する予防保全対策を実施してきている。

原子力発電所の機器等設備の高経年化に対しては、設計時の余裕に加え、上記のような供用期間中の適切な保守管理活動の継続により 40 年を超える運転が十分に可能との認識の下、1996 年に通商産業省（現：経済産業省）資源エネルギー庁が「高経年化に関する基本的な考え方」をまとめ、基本方針を示して以降、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」に基づく高経年化対策制度が整備されてきた。具体的には、運転年数が 30 年を迎える時点から 10 年ごとに、安全機能を有する設備に対して 60 年の運転を想定した劣化事象に対する高経年化技術評価を実施し、評価結果に基づいて現状の保全項目に追加すべき新たな保全策を長期保守管理方針として策定（保安規定に明記）し、実施管理するようにしてきた。

高経年化技術評価は、日本原子力学会「原子力発電所の高経年化対策実施基準」と機器部品ごとに想定される経年劣化事象を整理した同基準の附属書“経年劣化メカニズムまとめ表”に基づいて実施している。

3. 運転期間延長への対応

運転期間延長認可制度は、原子力発電プラントの運転期間を運転開始から 40 年とし、その満了までに原子力規制委員会の認可を受ければ、1 回に限り最大 20 年まで延長できるとするものである。運転期間延長認可申請のためには、原子炉容器などに対する特別点検を実施し、それらの結果も踏まえた設備に対する 60 年を想定した劣化状況評価、長期の保守管理方針の策定が必要となり、運転期間延長の認可のためには、劣化状況評価の結果等が審査基準に適合するもの（60 年の劣化を考慮しても技術基準に適合するもの）である必要があり、規制基準への適合のための安全性向上対策などに係る工事計画の認可を得ている必要がある。以下では、高浜１，２号機、美浜３号機の運転期間延長への具体的な対応内容を述べる。

3-1. 特別点検

特別点検は、原子炉容器、原子炉格納容器及びコンクリート構造物を対象に実施している。

原子炉容器に対しては、日本機械学会発電用原子力設備規格「維持規格」に基づいて定期的に各部の供用期間中検査を実施してきているが、運転期間延長のための特別点検として、運転開始以降初めて胴部炉心領域の母材部を含む全域に対して超音波探傷試験を実施するとともに、冷却材出入口ノズルの内面コーナ部（クラッド部）に対する渦流探傷試験、炉内計装用管台部の渦流探傷試験及び目視試験を実施し、欠陥などの異常がないことを確認した。

原子炉格納容器に対しては、直接または遠隔の目視点検により、格納容器鋼板の内外面に施している塗装の状況に異常のないことを確認した。

コンクリート構造物については、原子炉格納施設、原子炉補助建屋、タービン建屋、取水構造物などからコンクリートコアサンプルを採取し、各種試験を行って、熱、放射線照射、中性化や塩分浸透などによるコンクリートの強度低下が生じていないことなどを確認した。

3-2. 劣化状況評価及び長期保守管理方針

劣化状況評価では、安全機能を有する設備を対象に、各設備を部品レベルまで展開、使用材料や環境条件などから想定される経年劣化事象を抽出整理して、60 年運転を想定した劣化に対する評価を実施、現状の保全方法の妥当性についても評価を行って、設備の健全性が維持確保されることを確認している。運転期間延長認可申請の審査においては、クラス１機器配管等の低サイクル疲労、原子炉容器の中性子照射脆化、炉内構造物に対する照射誘起型応力腐食割れ、２相ステンレス鋳鋼の熱時効、電気計装設備の絶縁低下及びコンクリート構造物の強度低下などの劣化事象に対する60年までの運転を想定した劣化状況評価の結果について、原子力規制委員会の定める基準へ適合するものであることが確認されている。劣化状況評価では、重大事故等時の環境や荷重等の条件を考慮するとともに、経年劣化を考慮した耐震／耐津波安全性評価についても実施している。

劣化状況評価の結果から、今後の運転期間において実施する必要のある長期保守管理方針を策定し、保安規定に明記している。具体例として、高浜１号機では、原子炉容器の監視試験の 50 年までの実施、運転過渡回数の継続的確認、原子炉格納容器内の一部ケーブルの取替、２次系配管のサポート強化を計画している。

3-3. 新規制基準への適合のための安全性向上対策及び自主的な最新技術導入対策

40 年を超える運転期間延長プラントについても、最新プラントと同様の規制基準への適合のための安全性向上対策が必要であり、地震、津波、竜巻、外部／内部火災などへの対策、重大事故等対処への対策を実施することとしている。特に、建設当時の設備設計対応の違いから、高浜１，２号機、美浜３号機特有の追加対策（非難燃ケーブルへの火災防護対策、高浜１，２号機原子炉格納容器上部への遮蔽設置など）を実施する。また、高浜１、２号機、美浜３号機においては、最新技術を適用した自主的な対策として、信頼性・保守性向上、運転員の操作・視認性向上などの観点から、中央制御盤を最新のデジタル方式のものへ取替る。

4. 今後の長期運転への取り組み

原子力発電所の長期運転のためには、保全活動の PDCA を確実に実施していくことが何より重要であり、今後は人材の育成を含み技術の維持継承も重要な課題と考えられるが、海外各国や IAEA（国際原子力機関）では、今後の 40 年を超える、さらには 60 年を超える長期運転を考慮して、信頼性の維持向上を図った長期運転への対応整備が精力的に進められており、我が国としても海外の取り組みに学び、各機関と協調して今後の高経年化へのさらなる対応を図っていくことが有効であり重要と考える。

設備の劣化評価や検査などの技術面では、国内外のトラブル事例や、IAEA が各国の経年劣化に関する知見・経験をまとめている I-GALL の活動などの最新知見を反映し、あるいは、各研究機関の実施する国際的な経年劣化に関する研究プロジェクト活動とも協調して、劣化評価手法のさらなる高度化、技術基盤の整備等に取り組んでいく必要がある。また、今後の材料の劣化研究については、廃止措置プラントからの実機材料を活用した有効な調査研究についても検討していく必要がある。

長期運転を支える運用管理の面からは、IAEA が積極的に活動を展開している各国の長期運転をサポートするためのマネジメントシステム等を含むピアレビュー（SALTO）の知見や、国内外事業者との情報交換を通じた良好事例に学び、運用管理の改善を図っていくことも必要と考えられる。

さらに、40 年を超える運転に際しては、地元や関係自治体の皆様をはじめ広くご理解を得ながら進めていくことが重要であり、継続的なコミュニケーション活動などを通じて、事業者の取り組みをわかりやすく丁寧に説明していくことに努めていく必要がある。

---

*Yasuhiko Minami[1]

[1]The Kansai Electric Power Co., Inc., Nuclear Power Division.

2017年秋の大会

原子力発電部会セッション

国内原子力発電所における新規制基準、運転期間延長等への対応状況について
Status of response to new regulatory requirements and extension of operational period in the domestic nuclear power plants

(3) 川内原子力発電所 1 号機の安全性向上評価について

(3) Safety Improvement Assessment for Sendai Nuclear Power Station Unit 1

*江藤 和敏[1]
[1]九州電力株式会社　原子力発電本部

1. はじめに

川内原子力発電所 1 号機は、所謂「新規制基準への適合性審査」に国内で初めて合格、平成 27 年 9 月 10 日に通常運転に復帰、その後、約 13 ヶ月間、安全・安定運転を続けた。平成 28 年 10 月 6 日から施設定期検査を開始し、平成 29 年 1 月 6 日に終了、通常運転に復帰した。

再稼働した原子炉施設は、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第四十三条の三の二十九に基づき、施設定期検査終了毎に、施設定期検査終了時点の状態を対象とし、当該検査終了後 6 ヶ月以内に安全性向上評価を実施し、その後、原子力規制委員会に遅滞なく届け出ることとされており、国内で初めて平成 29 年 7 月 6 日に川内 1 号機の初回届出を行った。

本稿は、川内 1 号機安全性向上評価の初回届出内容を概説するものである。

2. 安全性向上評価の概要

簡素化した安全性向上評価のフローを第 1 図に示す。

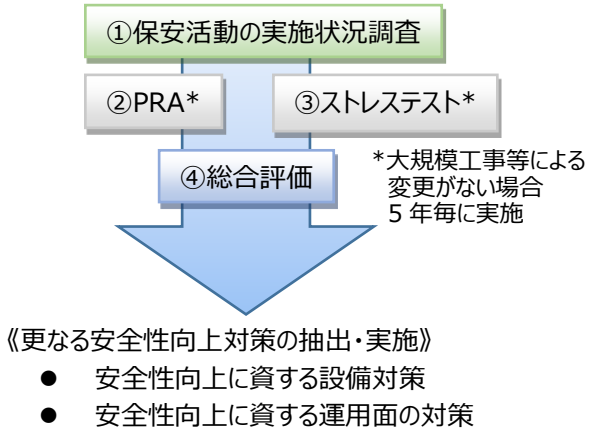
まず、①保安活動の実施状況調査を実施し、施設定期検査終了時点の発電所の状態（設備、運用）を調査する。

この調査結果に基づき、②確率論的リスク評価（PRA）、③安全裕度評価（所謂、ストレステスト）等により保安活動の効果を評価するとともに、安全性向上対策を抽出する。

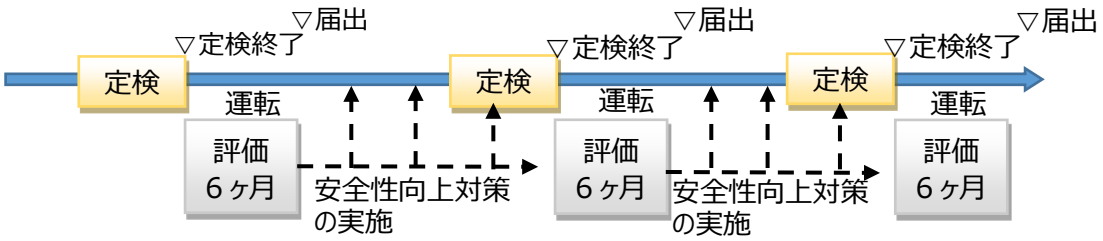
これらを踏まえ、④総合評価を実施し、安全性向上計画を策定する。

なお、PRA、ストレステストは、大規模工事等による変更がない場合、5 年毎に実施する。

第 2 図に安全性向上評価による継続的な安全性向上の仕組みを示す。安全性向上評価を施設定期検査毎に実施し、継続的に原子炉施設の安全性を向上させる。



第 1 図　安全性向上評価フロー



第 2 図　安全性向上評価による継続的な安全性向上

3. 安全性向上評価届出書の内容

安全性向上評価届出書記載事項は、原子力規制委員会が決定した「実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイド（平成 29 年 3 月 29 日付け原規規発第 17032914 号）」に定められており、4 章構成となっている。この構成に沿って、以下に届出書の主な内容について述べる。

3-1. 安全規制によって法令への適合性が確認された範囲

建設から施設定期検査終了時点までの設置許可、工事計画、保安規定の変更履歴を調査し、最新の許認可の状態を以下の構成でとりまとめた。

(1) 発電用原子炉施設概要
(2) 敷地特性
(3) 構築物、系統及び機器
(4) 保安のための管理体制及び管理事項
(5) 法令への適合性確認のための安全性評価結果

3-2. 安全性の向上のため自主的に講じた措置

前回の定期安全レビュー（Periodic Safety Review; PSR）の評価対象期間が平成 23 年 3 月迄だったことを考慮し、平成 23 年 3 月の福島第一原子力発電所事故以降の保安活動の実績、最新の科学的・技術的知見の反映状況を調査し、保安活動が適切かつ有効であることを確認した。

また、保安活動の結果として、安全性向上対策を抽出した。主なものを第 1 表に示す。

第 1 表　保安活動から抽出した主な安全性向上対策

	主な安全性向上対策	概要
保守管理	メタクラ*保護継電器のデジタル化	長期保守信頼性
	原子炉容器出口管台保全工事	国内運転経験の予防処置
緊急時措置	特別高圧開閉所の更新	回線数増強、高台移設による信頼性向上
	運転シミュレータへの重大事故解析コード導入	運転員の知識・技能向上
外部要請	敷地周辺地震観測装置の追加	地震動評価に関する信頼性向上

* メタルクラッドスイッチギアの略で、高圧電源スイッチのこと。

3-3. 安全性の向上のため自主的に講じた措置の調査及び分析

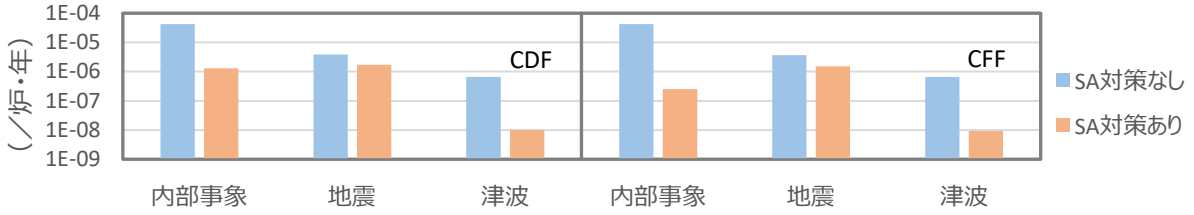
前 2 項で調査した発電所の最新の状態に基づき、確率論的リスク評価、安全裕度評価等を実施し、これらの評価結果から、安全性向上対策を抽出した。

(1) 確率論的リスク評価

炉心損傷頻度（Core Damage Frequency; CDF）、格納容器機能喪失頻度（Containment Failure Frequency; CFF）等を評価した。また、Fussell-Vesely 重要度を活用し、安全性向上対策を抽出した。

a. 炉心損傷頻度、格納容器機能喪失頻度の評価

施設定期検査終了時点での発電所の構築物、系統及び機器の状態に基づき炉心損傷頻度、格納容器機能喪失頻度を評価した結果、第 3 図に示すとおり、従来から自主的に取り組んできた重大事故（SA）対策及び新規制基準への適合のための重大事故対策によるリスク低減効果が確認できた。



第 3 図　炉心損傷頻度、格納容器機能喪失頻度の比較

b. Cs-137 の放出量が 100TBq を超えるような事故の発生頻度

格納容器が機能喪失する場合には、Cs-137 の放出量は 100TBq を超えると定性的に判断し、Cs-137 の放出量が 100TBq を超えるような事故の発生頻度は、格納容器機能喪失頻度と同じとした。

c. 敷地境界における実効線量

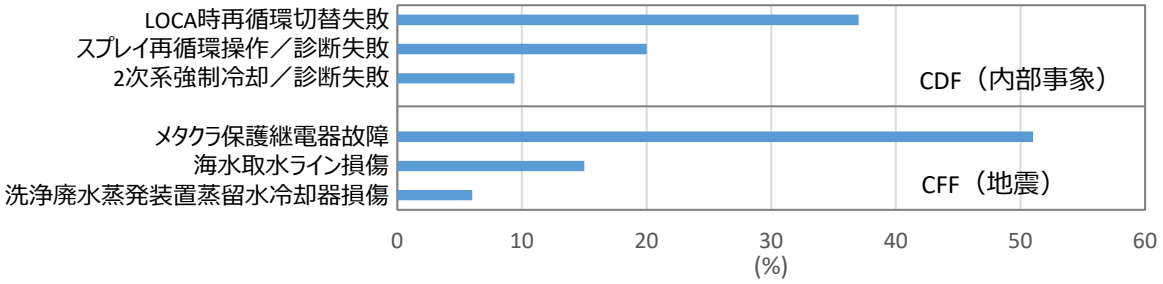
炉心損傷後に格納容器の機能が維持されている場合の 7 日間の敷地境界における実効線量を評価した。

この条件下で大気中に放出される最大の放射能量は約 3.2TBq となり、これを基に敷地内で観測した 1 年間の気象データを使用した年間の種々の気象条件を網羅するような気象シーケンスで敷地境界における 7 日間の実効線量を評価した。これらの結果から、全気象シーケンスの評価結果の平均値は約 43mSv となった。

d. 安全性向上対策の抽出

Fussell-Vesely（FV）重要度分析の例を第 4 図に示す。内部事象では操作失敗による非常用炉心冷却系再循環機能喪失、地震時ではメタクラ保護継電器故障の FV 重要度が高いことが分かった。

これらをもとに抽出した安全性向上対策を第 2 表に示す。



第 4 図　FV 重要度分析

第 2 表　PRA から抽出した安全性向上策

主な安全性向上対策	期待される効果
重要シナリオ（再循環切替）に対する教育・訓練の強化	事故時の再循環切替に対する運転員の意識を高め、事故対応能力を向上できる。
メタクラ保護継電器のデジタル化	耐震信頼性向上により、地震時の CDF を 1.7×10^{-6}から 8.5×10^{-7}へ、CFF を 1.5×10^{-6}から 6.3×10^{-7}へ低減できる。

(2)　安全裕度評価

設計基準を超える地震、津波に対して、発電所がどこまで頑健性を確保できるかを確認するとともに、クリフエッジに到達した際の対応を検討した。また、これらの結果を踏まえ、安全性向上対策を抽出した。

a. 評価結果

地震、津波に対する出力時炉心の安全裕度評価結果を第 3 表に示す。

第 3 表　安全裕度評価結果

事象	クリフエッジ事象	クリフエッジ	クリフエッジに到達した際の対応
地震	タービン動補助給水ポンプから蒸気発生器への給水不能*	1029 Gal	駆動蒸気入口弁を手動で開弁し、タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への給水を再開
津波	タービン動補助給水ポンプ故障による蒸気発生器への給水不能	15 m	可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器又は炉心への注水

* 804Gal の地震でメタクラ保護継電器が故障し、非常用所内電源が喪失、冷却手段がなくなり炉心損傷に至るが、故障した保護継電器の除外処置により非常用所内電源を復旧させることができることから、このクリフエッジは回避できるとした。

b. 安全性向上対策の抽出

安全裕度評価から抽出した主な安全性向上対策を第 4 表に示す。

第 4 表 安全裕度評価から抽出した安全性向上対策

主な安全性向上対策	期待される効果
クリフエッジ到達後の措置を含む安全裕度評価結果の発電所員への教育・訓練	設計を超える自然現象に対する緊急時対策要員の対応能力を向上できる。
メタクラ保護継電器のデジタル化	地震によって故障する保護継電器の除外処置が不要となる。

3-4. 総合的な評定

保安活動の実施状況調査、確率論的リスク評価、安全裕度評価等の結果を踏まえ、総合評定を実施し、安全性向上計画を策定した。

(1) 総合評定

- 川内 1 号機は、高い運転実績を残しており、これは運転開始以降、当社が保安活動を確実に実施していることによると考えられる。
- 今後実施すべき安全性向上対策が抽出されたが、いずれも保安活動の欠陥によるものではなく、プラントの安全性をさらに向上させるためのものである。
- 今後も、保安活動の確実な実施を基本に、リスク情報を活用しつつ、原子力発電所のリスクを合理的に実行できる限り低減させていく。

(2) 安全性向上計画

抽出した主な安全性向上対策の実施計画を第 5 表に示す。

第 5 表 主な安全性向上対策と実施計画

主な安全性向上対策	実施時期
メタクラ保護継電器のデジタル化	第 23(次回)~26 回定検
原子炉容器出口管台保全工事	第 23 回定検
特別高圧開閉所の更新	2023 年 7 月
運転シミュレータへの重大事故解析コード導入	2018 年 7 月
敷地周辺地震観測装置の追加	今年度中
重要シナリオ(再循環切替)に対する教育・訓練の強化	届出後遅滞なく
クリフエッジ到達後の措置を含む安全裕度評価結果の発電所員への教育・訓練	届出後遅滞なく

4. 結言

今後、原子力規制委員会において、運用ガイドに基づく確認が行われるとともに、他プラントへの反映も念頭においた今後の安全性向上評価の継続的な改善に向けた議論等を行うことを目的として、「実用発電用原子炉の安全性向上評価の継続的な改善に係る会合」を開催するとされており、これらに真摯に対応し、安全性向上評価についても継続的に改善する。

* Kazutoshi Eto[1]

[1] Kyushu Electric Power Co., Inc., Nuclear Power Generation Division.

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：305-3 Reactor Design, Construction and Examination of Nuclear Power Station, Aseismatic Design, Nuclear Ship

Fri. Sep 15, 2017 2:45 PM - 4:55 PM JST | Fri. Sep 15, 2017 5:45 AM - 7:55 AM UTC | Room B B12 - B1 Block

[3B10-17] Evaluation Technique at the Earthquake

Chair:Masahiro Miki (Hitachi)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[3B10] Study on Nonlinear Behavior of Circular Foundation Uplift

*Taisuke Muraki[1], Kazuhiro Yoshida[2], Kazuyuki Nagasawa[3], Takayuki Koyanagi[3], Tatsuya Mase[4], Hiroyuki Yoshida[4] (1. Shimizu corporation, 2. Ohsaki Research Institute, 3. TEPCO HD, 4. TEPSCO)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[3B11] Verification of analysis code used in the evaluation of overflow from spent fuel pool due to earthquakes

*Shun Fujita[1], Yuichi Ushio[2], Shohei Onitsuka[1], Tadashi Iijima[1], Shun Fujimoto[3], Yoichi Onishi[4], Hiroki Takahara[5] (1. Hitachi GE, 2. Hitachi, 3. Prometech Software, 4. AdvanceSoft, 5. Tokyo Institute of Technology)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[3B12] Seismic evaluation of partial ring-stiffened steel containment vessel by an elastic-plastic buckling analysis

*Takashi Okafuji[1], Kazuhiro Miura[1], Mitsuhiro Nakamura[1], Noriyuki Hakoda[1], Hideyasu Ogo[2], Syu Tsujii[2], Tatsuya Hara[2] (1. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 2. The Kansai Electric Power Company, Incorporated)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[3B13] SEISMIC TEST ANALYSIS EVALUATION OF MOTOR-OPERATED VALVE ACTUATORS FOR NUCLEAR POWER PLANT

(1)ELEMENT TEST

*Nobuo Kojima[1], Yoshitaka Tsutsumi[2], Kouji Nishino[1], Yukio Watanabe[1], Shin Kumagai[3], Hiroyuki Kamino[4] (1. toshiba, 2. Chubu Electric Power, 3. Hitachi-GE Nuclear Energy, 4. MITSUBISHI HEAVY INDUSTRIES)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[3B14] SEISMIC TEST ANALYSIS EVALUATION OF MOTOR-OPERATED VALVE ACTUATORS FOR NUCLEAR PLANT

(2)ANALYTICAL EVALUATION

*Yukio Watanabe[1], Yoshitaka Tsutsumi[2], Nobuo Kojima[1], Kouji Nishino[1], Shin Kumagai[3], Hiroyuki Kamino[4] (1. Toshiba, 2. Chuden, 3. HitachiGE, 4. Mhi)

4:00 PM - 4:15 PM JST | 7:00 AM - 7:15 AM UTC

[3B15] Development of seismic assessment method for FR core

(1)Seismic experiment and analysis of hexagonal bundle model under strong excitation

*Matsubara Shinichiro[1], Akihisa Iwasaki[1], Kazuteru Kawamura[1], Iwao Ikarimoto[1], Hidenori Harada[3], Tomohiko Yamamoto[2] (1. MHI, 2. JAEA, 3. MFBR)

4:15 PM - 4:30 PM JST | 7:15 AM - 7:30 AM UTC

[3B16] Development of seismic assesment method for FR core

(2)Seismic experiment of full scale single model of control rod

*Tomohiko Yamamoto[1], Hidenori Harada[2], Akihisa Iwasaki[3], Shinichiro Matsubara[3], Iwao Ikarimoto[3] (1. JAEA, 2. MFBR, 3. MHI)

4:30 PM - 4:45 PM JST | 7:30 AM - 7:45 AM UTC

[3B17] Development of seismic assesment method for FR core

(3)Verification of seismic assesment model of control rod

*Akihisa Iwasaki[1], Kazuteru Kawamura[1], Shinichiro Matsubara[1], Iwao Ikarimoto[1], Tomohiko Yamamoto[3], Hidenori Harada[2] (1. Mitsubishi Heavy Industries,LTD., 2. Mitsubishi FBR Systems,Inc, 3. Japan Atomic Energy Agency)

4:45 PM - 4:55 PM JST | 7:45 AM - 7:55 AM UTC

Time reserved for Chair

円形基礎構造物の基礎浮上り非線形特性に関する研究

Study on Nonlinear Behavior of Circular Foundation Uplift

*村木 泰輔[1]，吉田 一博[2]，長澤 和幸[3]，小柳 貴之[3]，間瀬 辰也[4]，吉田 洋之[4]

[1]清水建設，[2]大崎総合研究所，[3]東京電力ホールディングス，[4]東電設計

本研究は、JEAC4601-2015[1]で定義されている矩形基礎を前提とした基礎浮上り非線形特性の円形基礎構造物への適用性を検討したものである。

キーワード：円形基礎, 基礎浮上り, JEAC4601-2015, Circular Foundation, Foundation Uplift

1. 緒言

原子力施設の地震応答解析手法として、地震による建屋の基礎浮上りを考慮した地震応答解析手法は多数の研究実積があり、国内の原子力施設の設計で、JEAC4601-2015 で定義されている矩形基礎を前提とした基礎浮上り M-θ スケルトン式（以下、JEAC 式）が広く使われている。本研究では、円形基礎構造物の基礎浮上り非線形特性を評価し、JEAC 式の円形基礎構造物への適用性を検討した。

2. 浮上り非線形特性の評価

2-1. 浮上りを考慮した荷重漸増解析プログラムの開発

森山ら[2]の手法で、半無限地盤地表面上にある任意の形状の剛な基礎について、静的 Mindlin 解を用いて基礎浮上りを考慮した荷重漸増解析を行うプログラムを開発した。表 1 に示す解析諸元を用いて、矩形基礎の荷重漸増解析を行い、得られた M/M_0-θ/θ_0 関係を図 1 に示す。本プログラムが評価した M/M_0-θ/θ_0 関係が JEAC 式と整合していることから、本プログラムの妥当性を確認した。

2-2. 円形基礎の浮上り非線形特性の評価

次に、本プログラムを用いて円形基礎について荷重漸増解析を実施した。初期地盤剛性に対し規準化した規準化地盤剛性と浮上り限界回転角で規準化した規準化回転角の関係 K_{RR}/K_{RR0}-θ/θ_0 を図 2 に示す。矩形基礎及び円形基礎は、概ね同等の K_{RR}/K_{RR0}-θ/θ_0 関係を示すことを確認した。

3. 結論

円形基礎について、静的 Mindlin 解を用いて基礎浮上りを考慮した荷重漸増解析を実施し、円形基礎構造物は、矩形基礎構造物と概ね同等の K_{RR}/K_{RR0}-θ/θ_0 関係を示すことを確認した。

JEAC式: $\frac{M}{M_0} = 2.35 - 1.35\left(\frac{\theta_0}{\theta}\right)^{\frac{1}{1.35}}$

表1 解析諸元

建屋	建屋の質量	(t)	50000
	円形基礎直径	(m)	50
	矩形基礎辺長※	(m)	44.311
地盤	せん断波速度	(m/s)	500
	密度	(t/m^3)	1.8

※円形基礎と面積等価な正方形を想定し、一辺44.311mとする。

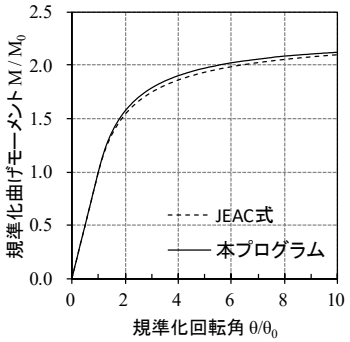


図1 矩形基礎のM/M_0-θ/θ_0関係

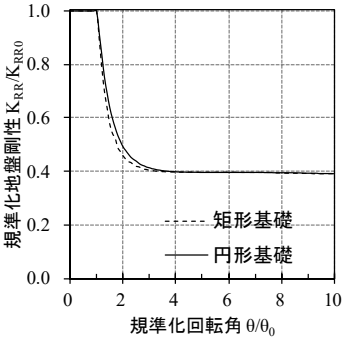


図2 矩形及び円形基礎のK_{RR}/K_{RR0}-θ/θ_0関係

参考文献

[1] 日本電気協会：原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC 4601-2015

[2] 森山ら：基礎浮き上がり非線形特性の合理的評価法に関する検討（その 2 基礎浮き上がり時の地盤ばねの剛性と減衰），日本建築学会大会学術講演梗概集, 1994 年 9 月

---

*Taisuke Muraki[1], Kazuhiro Yoshida[2], Kazuyuki Nagasawa[3], Takayuki Koyanagi[3], Tatsuya Mase[4] and Hiroyuki Yoshida[4]

[1]Shimizu Corporation, [2]Ohsaki Research Institute, Inc., [3]Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. and [4]Tokyo Electric Power Services Co., Ltd.

使用済燃料プールの地震時溢水量評価に用いる解析コードの検証

Verification of analysis code used in the evaluation of overflow from spent fuel pool due to earthquakes

*藤田 駿[1]，牛尾 裕一[2]，鬼塚 翔平[1]，飯島 唯司[1]，藤本 峻[3]，大西 陽一[4]，高原 弘樹[5]
[1]日立 GE，[2]日立，[3]プロメテック・ソフトウェア，[4]アドバンスソフト，[5]東工大

原子力発電所の使用済燃料プールでは地震時の溢水量評価が行なわれている。本研究では、地震時の溢水量評価に用いる CFD 解析コードの検証を行なった。

キーワード：溢水量，スロッシング，検証，数値流体力学

1. 緒言　本研究では、地震時の溢水量評価に用いる CFD（Computational Fluid Dynamics）解析コードの検証を目的に、流体を含む矩形容器の加振試験のシミュレーション解析を行い、得られた解析結果と試験結果を比較した。

2. 解析コードの検証結果

2-1. 加振試験　図 1 に示す矩形容器を、容器内流体（水）のスロッシングの 1 次固有振動数（約 1.6 Hz 相当）かつ最大加速度約 70 mm/s^2 の正弦波にて加振し、時刻歴波高を超音波式変位計で計測した。また、容器からの溢水量を、加振終了後に計測した液位低下に液面の面積を乗じることで算出した。

2-2. シミュレーション解析　前節で述べた試験のシミュレーションには、解析コード STAR-CD，Advance/FrontFlow/red（共に VOF（Volume of Fluid）法）、及び解析コード Particleworks（粒子法、MPS（Moving Particle Simulation method）法）を用いた。これらのコードで、容器からの溢水量、及び容器内流体の時刻歴波高を算出した。

2-3. 試験と解析の比較　加振試験とシミュレーション解析で得られた時刻歴波高の比較を図 2、溢水量の比較を図 3 に示す。図 2、図 3 に示すように、シミュレーション解析の時刻歴波高と溢水量は加振試験に対していずれの解析コードでも、最大波高で約 18%以内、溢水量で約 5～16%の範囲で一致し、且つ保守側の傾向になった。

3. 結論　各解析コードで実施したシミュレーション解析結果に基づく検討により、いずれの解析コードも使用済燃料プールの地震時の溢水評価に適用可能と結論した。

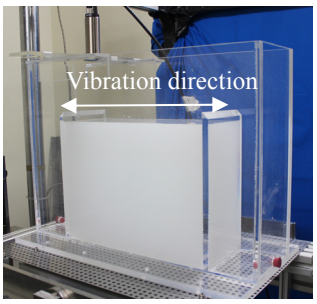


Fig. 1 Overview of vibration test set up

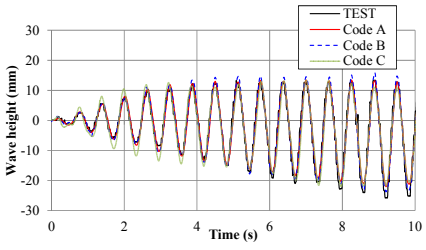


Fig. 2 Comparison of wave height

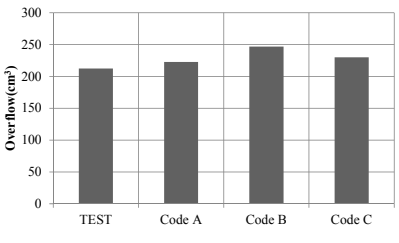


Fig. 3 Comparison of overflow

* Shun Fujita[1], Yuichi Ushio[2], Shohei Onitsuka[1], Tadashi Iijima[1], Shun Fujimoto[3], Yoichi Onishi[4] and Hiroki Takahara[5]
[1] Hitachi GE, [2]Hitachi, [3]Prometech Software, [4]AdvanceSoft, [5]Tokyo Institute of Technology

部分リング補強材を有する鋼製原子炉格納容器の弾塑性座屈解析による耐震強度評価について

Seismic evaluation of partial ring-stiffened steel containment vessel by an elastic-plastic buckling analysis

*岡藤　孝史[1]，三浦　一浩[1]，中村 光博[1]，箱田　徳行[1]，小江　秀保[2]，辻井　秀[2]，原　達矢[2]
[1]三菱重工業株式会社，[2]関西電力株式会社

既設原子炉格納容器に追加補強を実施する場合を想定し、縮尺模型を用いた座屈試験から部分補強の有効性を検証した。また試験に対応する FEM 静的弾塑性座屈解析を実施したところ、部分補強材の有無に関わらず解析から座屈強度を安全側に評価可能であり、耐震強度評価に解析を用いる事の妥当性を確認した。

キーワード：鋼製原子炉格納容器，円筒シェル構造，リング補強材，耐震強度，弾塑性座屈解析

1. 緒言　鋼製原子炉格納容器（SCV）の耐震座屈評価手法としては、各種円筒の座屈試験結果を基に JEAG4601[1]の座屈評価式を適用する手法があるが、近年 JEAG4601 の評価手法に加えて、静的弾塑性座屈解析による SCV の耐震強度評価手法[2]が開発された。JEAG4601 の座屈評価式は過去の座屈試験結果を体系的に整理して一定の安全裕度を考慮した保守的かつ簡便な評価法であるが、弾塑性座屈解析では地震荷重の分布や初期不整量を直接考慮できるため、より現実的な座屈挙動を踏まえた評価が実施できる。このため、新規制基準（平成 25 年制定）に対する既設原子力発電所の適合性評価においては、近年の技術知見を積極的に取り入れる観点から、静的弾塑性解析も耐震座屈評価手法として適用している。また補強の観点では、格納容器を全周リング補強した構造に対する評価手法はもんじゅ[3]等で実績があるが、本報では、部分的に補強した場合についても座屈挙動及び補強効果を確認するため、縮尺模型試験及び解析（補強材無、及び部分リング補強材有の 2 条件）を実施し、補強効果の検証及び弾塑性座屈解析の耐震強度評価への適用性を確認する。

2. 座屈試験及び解析結果　図 1 に示す試験装置を用いて、リング補強材が無い試験体及び補強を実施した試験体について座屈試験を実施した。図 2 に試験及び解析から得られた荷重−頂部変位曲線及び最大荷重時の応力分布図を示す。本報で採用した静的弾塑性解析手法は、既設原子力発電所の適合性評価において採用している手法（材料特性 : JSME 発電用原子力設備規格[4]、初期不整形状 : 弾性座屈モード、初期不整量 : 計測値）とした。試験結果から部分補強により座屈荷重が 21～28%増加したことが分かる。また試験と解析結果を比較したところ、座屈荷重が 3.6～13.0%安全側であることを確認した。

3. 結論　格納容器の縮尺模型試験体を用いた座屈試験を実施した結果、部分的にリング補強材を追加した試験では座屈耐力が増加しており、補強の有効性を確認できた。また、試験に対応する静的弾塑性解析を実施した結果、部分的にリング補強材を有する格納容器についても、新規制基準に対する既設原子力発電所の適合性評価において採用している静的弾塑性座屈解析手法を適用することの妥当性を確認した。



図 1　座屈試験状況
（試験体は補強材無）

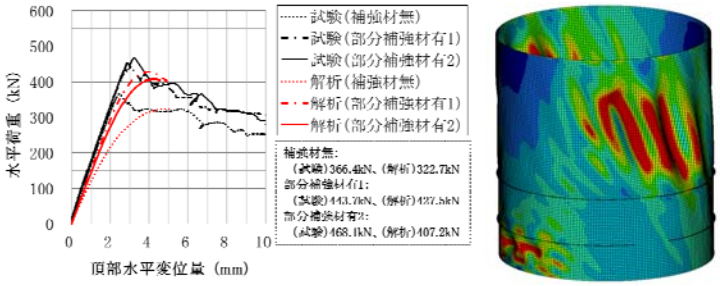


図 2　荷重−頂部変位曲線及び最大荷重時の応力分布図
（注：応力分図は、「部分補強材有 1」の解析結果を示した）

参考文献：
[1] 日本電気協会　原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG 4601-1987
[2] 原田達之ら、高速増殖炉型炉もんじゅの新指針に照らした耐震安全性評価（2）原子炉格納容器の耐震安全性評価、日本原子力学会「2010 年春の大会」
[3] 高橋忠男ら、“もんじゅ”原子炉格納容器の大型座屈実験、三菱重工技報 Vol.23（1986）
[4] 日本機械学会 発電用原子力設備規格　設計・建設規格 2005/2007

*Takashi Okafuji[1], Kazuhiro Miura[1], Mitsuhiro Nakamura[1], Noriyuki Hakoda[1], Hideyasu Ogo[2], Syu Tsujii[2] and Tatsuya Hara[2]
[1]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., [2]The Kansai Electric Power Company, Incorporated

原子力発電所に使用される電動弁駆動部の耐震試験解析評価
(1) 要素試験

Seismic Test Analysis Evaluation of motor operated valve actuators for Nuclear Power Plant
(1) Element Test

堤 喜隆[1]、*小島 信夫[2]、西野 浩二[2]、渡部 幸夫[2]、熊谷 真[3]、神農 弘行[4]
[1]中部電力、[2]東芝、[3]日立 GENE、[4]三菱重工業

電動弁駆動部の地震時機能維持は、昨今の基準地震動の見直しに伴い応答加速度が大きくなってきていることを受け、高加速度に対する機能維持評価が必要となっている。耐震試験の結果、耐震強度上の最弱部は、電動弁駆動部とモータあるいは電動弁ハウジング間に挿入されているガスケットの地震時の圧縮塑性変形による締結力の低下および“すべり”の発生であることが分かった[1]。解析により耐震評価を実施するために、実機で使用されている代表 3 種類のガスケットについて、地震時を模擬した繰り返し荷重における圧縮変形特性とすべり係数の面圧影響特性を要素試験により把握した。

キーワード：耐震性、電動弁、電動弁駆動部、耐震試験、圧縮変形、すべり係数

1. 試験方法

(1)圧縮変形特性計測試験･･･実機の接合面での表面粗さ、加工方法を同じとし、面圧による圧縮変形特性を評価するために 10 サイクルごとに 30MPa 増加させ最大 300MPa まで実施した。圧縮量およびガスケットの繊維方向とその直角方向のはみ出し量を計測した(図 1)。

(2)すべり係数計測試験･･･実機の接合面での表面粗さ、加工方法を同じとし､面圧によるすべり係数の影響特性を評価するために締結荷重を 3 段階変化させ、ペーストの違いについても計測した。

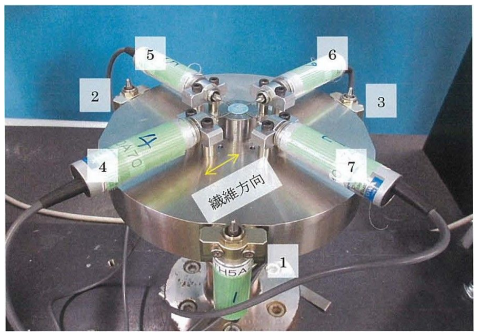


図 1 圧縮試験

2. 試験結果

(1)圧縮変形特性計測結果･･･1 回目の圧縮増加量を荷重 1 回目から 2 回目の増加量とすると、5 回目以上の増加量が一定となり、面圧 100MPa 以上になると 2 回目の増加量が 5 回目の増加量に近くなる(図 2)。繊維直角方向のはみ出し量は、面圧 100MPa までは、繊維方向の約 3 倍であった。面圧 300MPa までは、圧縮試験においては、圧壊事象を確認できなかった。

(2)すべり係数計測結果･･･すべり係数に対する板厚の影響は、非固着ペーストの場合においては、差がないことが分かった。また、メーカによる個体差が大きいことが分かった。2 枚重ねの影響については、非固着ペーストによる潤滑効果が働き、半減することが分かった。

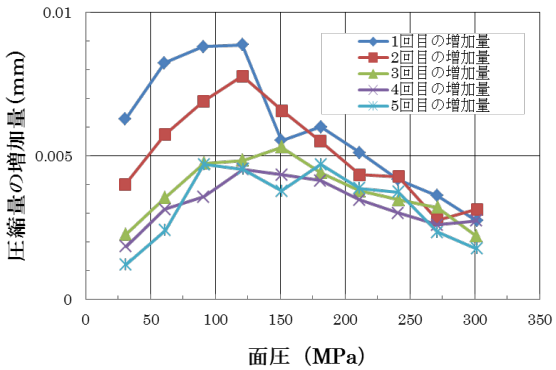


図 2 面圧による圧縮量の増加特性

3. 結論

繰り返し荷重条件下でのガスケット特性(圧縮変形特性とすべり係数の面圧影響特性)を把握できたので、加振試験条件の 150 回繰り返し荷重における特性データを作成し、耐震解析評価を実施した。

参考文献

[1] Kojima et al.,“Seismic Test Result of Motor-Operated Valve Actuators for Nuclear Power Plant”, PVP2017-65600 2017.7

Yoshitaka Tsutsumi[1], *Nobuo Kojima[2], Koji Nishino[2], Yukio Watanabe[2],Shin Kumagai[3], Hiroyuki Kamino[4]
[1]Chubu Electric Power Co. [2]Toshiba Co. [3]Hitachi-GE Nuclear Energy Ltd. [4]Mitsubishi Heavy Industries Ltd.
本件は、中部電力、北海道電力、東北電力、東京電力ﾎｰﾙﾃﾞｨﾝｸﾞｽ、北陸電力、関西電力、中国電力、四国電力、九州電力、日本原子力発電、電源開発、委託先の東芝、日立 GE ﾆｭｰｸﾘｱ･ｴﾅｼﾞｰ、三菱重工業の委託研究の成果である。

原子力発電所に使用される電動弁駆動部の耐震試験解析評価
(2) 耐震解析評価

Seismic Test Analysis Evaluation of motor operated valve actuators for Nuclear Power Plant
(2) Analytical Evaluation

堤 喜隆[1]、*渡部 幸夫[2]、小島 信夫[2]、西野 浩二[2]、熊谷 真[3]、神農 弘行[4]
[1]中部電力、[2]東芝、[3]日立 GENE、[4]三菱重工業

要素試験で得られた代表3種類のガスケットの繰り返し荷重における圧縮変形特性とすべり係数の面圧影響特性を用いて、締結面離反解析手法を用いた有限要素法解析を行い、加振試験時に計測した締結部のボルト軸力とすべり発生加速度とを比較することにより解析方法の妥当性を確認した。次に、駆動部の耐震限界が、締結部のボルト降伏あるいはすべりの発生と考え、その場合の限界加速度を解析にて求めた。

キーワード：耐震性、電動弁、電動弁駆動部、耐震試験、圧縮変形、すべり係数

1. 解析方法

ガスケットの圧縮特性として、耐震加振時間が15秒および振動数が10Hzであることから、10回繰り返し変形量に9回目の圧縮増加量を150倍したものを加えた特性データを作成して解析を実施した。ボルト軸力が低下し締結部の剛性が低下することを考慮した時刻歴解析と静解析を比較したところ、モータ重心が振れる固有振動数が加振振動数より十分に高くその差がわずかなことから、解析は静解析により加振加速度30Gまで実施した。すべりの発生有無の解析は、接合面の最大摩擦力(面圧×すべり係数)をせん断力で除した値をすべり裕度係数として算出し、すべり係数のばらつきを考慮しその値が1.2以下となるとすべると判断した。

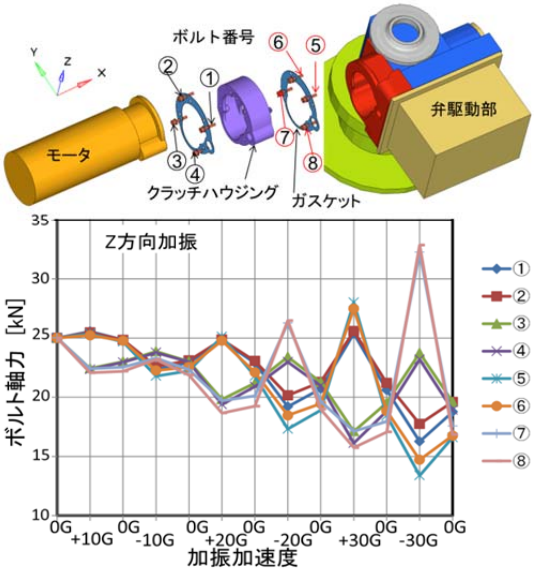


図1　解析モデルとボルト軸力の解析結果

2. 解析結果

図1に代表機種の電動弁駆動部の解析モデルとZ方向加振加速度入力時のボルト軸力の解析結果を示す。解析では20G入力後に20%ボルト軸力が低下しており、試験の2.6倍、Y方向入力では1.3倍であった。他機種においても、1.5倍程度であった。なお、試験時のボルト軸力の全振幅値とは、ほぼ一致している。図2に2次減速機付き電動弁駆動部の接合面のZ方向 - 20G入力時のすべり裕度係数の分布を示す。白色領域は、面圧が零であり離反していることを示している。接触領域においては、すべり裕度係数が1.2以下の領域は極めてわずかであり、滑らないことが分る。この結果は、駆動部の試験結果[1]とよく一致していることが確認できた。

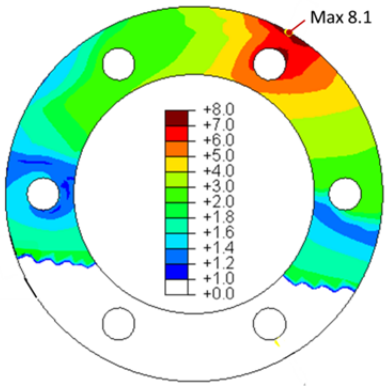


図2　Z方向−20Gのすべり裕度係数の分布

3. 結論

電動弁駆動部のガスケット締結部の解析方法の妥当性が、試験結果から確認された。この解析方法により、電動弁駆動部の限界加速度は、30Gであることが示された。ただし、2次減速機付きの電動弁駆動部の場合は、耐震ブラケット付きで、20Gであることが示された。

参考文献

[1] 渡部他,“原子力発電所の電動バタフライ弁駆動部の耐震性向上確証試験”，日本保全学会第14回学術講演会,2017.8

Yoshitaka Tsutsumi[1], *Yukio Watanabe[2], Nobuo Kojima[2], Koji Nishino[2],Shin Kumagai[3], Hiroyuki Kamino[4]
[1]Chubu Electric Power Co. [2]Toshiba Co. [3]Hitachi-GE Nuclear Energy Ltd. [4]Mitsubishi Heavy Industries Ltd.

本件は、中部電力、北海道電力、東北電力、東京電力ﾎｰﾙﾃﾞｨﾝｸﾞｽ、北陸電力、関西電力、中国電力、四国電力、九州電力、日本原子力発電、電源開発、委託先の東芝、日立GE ﾆｭｰｸﾘｱ･ｴﾅｼﾞｰ、三菱重工業の委託研究の成果である。

高速炉炉心の耐震性評価技術開発
（1）37 体群体系強加振試験と解析

Development of seismic assessment method for FR core

(1) Seismic experiment and analysis of hexagonal bundle model under strong excitation

*松原 慎一郎[1]，岩崎 晃久[1]，川村 一輝[1]，碇本 岩男[1]，山本 智彦[2]，原田 英典[3]

[1]三菱重工，[2]日本原子力研究開発機構，[3]三菱 FBR システムズ

高速炉の制御棒集合体の跳び上がりを考慮した、炉心の耐震性評価技術の開発を実施している。本件では、強加振条件に対応するために構築した評価モデルの、試験による比較検証の概要について紹介する。

キーワード：FR、3 次元、炉心耐震、群振動、パッド外れ

1. 緒言

高速炉の炉心構成要素の 3 次元群振動を考慮した、炉心の耐震性評価技術の開発を実施している。高速炉炉心は、下部支持板に自立した数百の炉心構成要素で構成されているが、熱伸び等の影響を回避するため、鉛直方向変位を拘束するための支持を持っていない。近年想定される地震動が大きくなり、炉心構成要素の鉛直方向変位（跳び上がり）について評価をする必要が出てきた。特に、地震動が大きい条件において、炉心構成要素の跳び上がり高さが大きくなると、接触パッド部などの接触条件が変化し、水平変位挙動にも影響を与える。本稿では、これを模擬する解析評価モデルについて、試験との比較による検証を行った。

2. 37 体群体系強加振試験

三菱重工(株)が所有する大型 3 次元振動台を用いて、炉心構成要素を模擬した 37 体の 1/1.5 縮尺集合体を用いて六角配列の群体系振動試験（図 1）を実施した。これにより、跳び上がりを含む 3 次元振動挙動、特に、強加振条件において、鉛直変位が大きくなり周囲炉心構成要素との支持条件が変化するパッド外れ（図 2）に着目した鉛直・水平連成挙動を取得した。隣接する炉心構成要素の鉛直相対変位が、接触パッド高さを超えた時間帯で、接触条件が変わり水平変位が増大することが、振動試験により確認された。



図 1 群体系振動試験

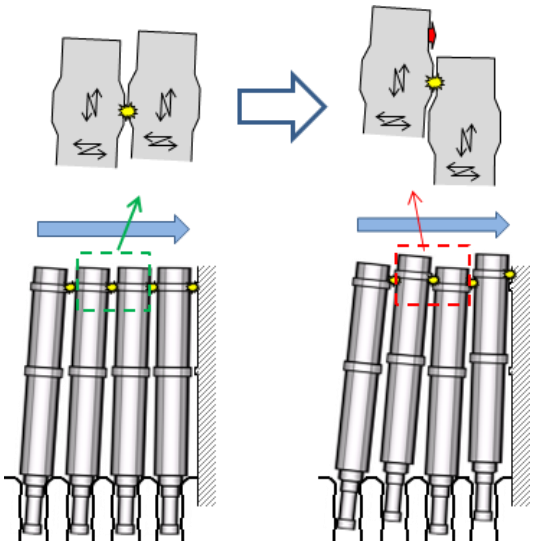


図 2 パッド外れ現象

3. 検証解析

開発中の炉心耐震評価手法を用いて、前項の加振試験の時刻歴応答の再現解析を実施した。解析においても、隣接する炉心構成要素の鉛直相対変位が、接触パッド高さを超えた時間帯でパッド外れが生じ、水平変位が増大する現象が模擬できた。また、試験結果と解析結果の跳び上がり変位の傾向は良く一致しており、強加振条件での解析モデルが妥当であることを確認した。

（本報告は、経済産業省からの受託事業である「高速炉等技術開発」及び「高速炉国際協力等技術開発」の一環として実施した成果である。）

*Shinichiro Matsubara[1], Akihisa Iwasaki[1], Kazuteru Kawamura[1], Iwao Ikarimoto[1], Tomohiko Yamamoto[2], Hidenori Harada[3]

[1]Mitsubishi Heavy Industries,LTD., [2]Japan Atomic Energy Agency, [3]Mitsubishi FBR Systems,Inc.

高速炉炉心の耐震性評価技術開発
（2）制御棒集合体単体加振試験

Development of seismic assessment method for FR core
(2) Seismic experiment of full scale single model of control rod

*山本 智彦[2]，岩崎 晃久[1]，川村 一輝[1]，松原 慎一郎[1]，碇本 岩男[1]，原田 英典[3]
[1]三菱重工，[2]日本原子力研究開発機構，[3]三菱 FBR システムズ

高速炉の炉心構成要素の 3 次元群振動を考慮した、炉心の耐震性評価技術の開発を実施している。本稿では、振動試験によりダッシュポットの有効性を示すデータ、及び、制御棒と制御棒案内管の連成振動挙動を示す変位データについて紹介する。

キーワード：FR、3 次元、炉心耐震、群振動、制御棒

1. 緒言

高速炉の炉心構成要素の 3 次元群振動を考慮した、炉心の耐震性評価技術の開発を実施している。高速炉炉心は、下部支持板に自立した数百の炉心構成要素で構成されているが、熱伸び等の影響を回避するため、鉛直方向変位を拘束するための支持を持っていない。近年想定される地震動が大きくなり、炉心構成要素の鉛直方向変位（跳び上がり）について評価をする必要が出てきた。これを踏まえて本稿においては、制御棒集合体を模擬した試験体を用いた単体の上下加振試験結果について報告する。

2. 研究開発概要

制御棒集合体を模擬した実寸大試験体を用いて、炉心構成要素の鉛直方向変位を制限するためのダッシュポット構造及び制御棒案内管と内部に収納している制御棒との連成効果を確認するための変位データを取得した。試験は振動台を用いた上下加振試験とし、試験環境としては気中及び水中とした。図 1 に加振試験の概念図を示す。合わせて、ダッシュポットの跳び上がり抑制効果についても確認した。

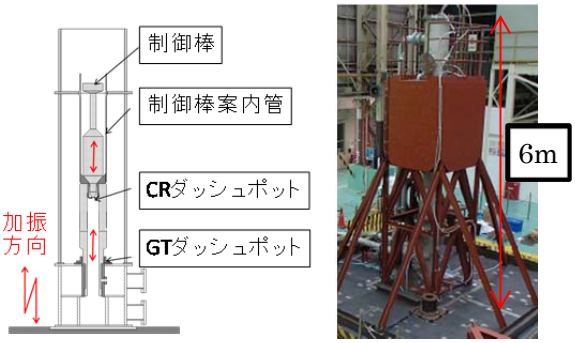
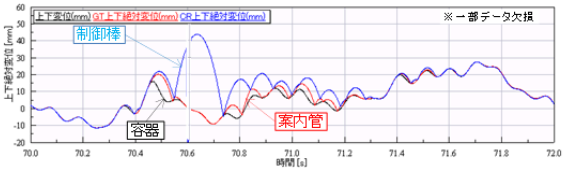


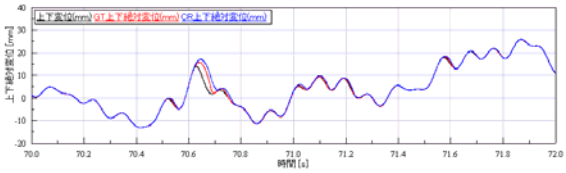
図 1 加振試験概念図

3. 検討結果

上下加振試験により、制御棒案内管と制御棒の跳び上がり変位を取得した（図 2）。気中試験においては、制御棒案内管が支持板から跳び上がってすぐに制御棒に衝突すると、制御棒が大きく跳び上がることが確認できた。これは、制御棒案内管と制御棒の質量差に起因した現象であると考えられる。ダッシュポットを設置した試験では、気中条件に比べ水中条件において跳び上がり量が抑制されており、その跳び上がり量抑制効果を確認することができた。



(a) 気中試験結果



(b) 水中試験結果（ダッシュポット有）

図 2 跳び上がり時刻歴変位

（本報告は、経済産業省からの受託事業である「高速炉等技術開発」の一環として実施した成果である。）

*Tomohiko Yamamoto [2],Akihisa Iwasaki [1], Kazuteru Kawamura[1], Shinichiro Matsubara [1], Iwao Ikarimoto [1], Hidenori Harada [3]
[1]Mitsubishi Heavy Industries,LTD., [2] Japan Atomic Energy Agency, [3] Mitsubishi FBR Systems,Inc

高速炉炉心の耐震性評価技術開発
（3）制御棒評価モデルの検証

Development of seismic assessment method for FR core

(3) Verification of seismic assessment model of control rod

*岩崎 晃久[1]，川村 一輝[1]，松原 慎一郎[1]，碇本 岩男[1]，山本 智彦[2]，原田 英典[3]

[1]三菱重工，[2]日本原子力研究開発機構，[3]三菱 FBR システムズ

高速炉の制御棒集合体の跳び上がりを考慮した、炉心の耐震性評価技術の開発を実施している。本件では、構築した制御棒評価モデルの検証の概要について紹介する。

キーワード：FR、3 次元、炉心耐震、群振動、制御棒

1. 緒言

高速炉の炉心構成要素の 3 次元群振動を考慮した、炉心の耐震性評価技術の開発を実施している。炉心構成要素の鉛直方向変位を制限するためのダッシュポット構造、及び制御棒案内管と内部に収納している制御棒の連成効果の評価モデルを検証するために、制御棒集合体の実寸単体モデルを使用した振動試験を実施した。本稿では、制御棒案内管と内部に収納している制御棒を模擬した 2 質点評価モデルを用いて、振動試験の解析を行った。振動試験と解析結果を比較することにより、解析評価モデルの妥当性を確認した。

2. 解析評価手法の概要

地震時における上下動によって制御棒案内管は炉心支持板から離れ、炉心支持板の上で跳び上がり、炉心支持板と衝突を繰り返す。制御棒が制御棒案内管に挿入された後は、跳び上がりが生じている制御棒案内管の中でも制御棒が跳び上がり、制御棒案内管と衝突を繰り返す。また、炉心支持板に設置したスリーブは冷却材によるダッシュポット構造となり、制御棒案内管の跳び上がり変位を制限する。これらの挙動を模擬するため、制御棒案内管と炉心支持板の衝突、制御棒と制御棒案内管の衝突、重力や流体力などの上下方向の外力が作用する制御棒案内管と制御棒の 2 質点系の解析モデルを構築した。本モデルにより制御棒集合体の跳び上がり評価を可能とした（図 1）。

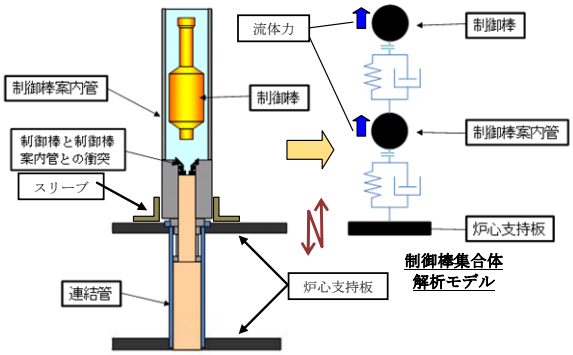


図 1　制御棒集合体と解析モデル

3.加振試験と検証解析

振動台を用いて実寸大の制御棒集合体を上下加振し、制御棒案内管（GT）と制御棒（CR）の跳び上がり変位を取得した（図 2）。気中及び水中における試験結果と解析結果の跳び上がり変位の傾向は良く一致しており、制御棒集合体の解析モデルが妥当であることを確認した。

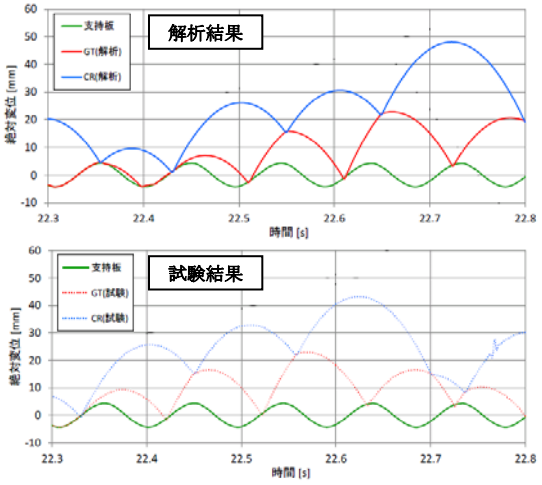


図 2　試験と解析の結果

（本報告は、経済産業省からの受託事業である「高速炉等技術開発」の一環として実施した成果である。）

* Akihisa Iwasaki [1], Kazuteru Kawamura[1], Shinichiro Matsubara [1], Iwao Ikarimoto [1], Tomohiko Yamamoto [2], Hidenori Harada [3]

[1]Mitsubishi Heavy Industries,LTD., [2] Japan Atomic Energy Agency, [3] Mitsubishi FBR Systems,Inc

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：306-1 Nuclear Safety Engineering, Nuclear Installation Safety, PSA

Fri. Sep 15, 2017 9:30 AM - 11:10 AM JST | Fri. Sep 15, 2017 12:30 AM - 2:10 AM UTC | Room C Open Hall - B1 Block

[3C01-06] Quake-resistant and Seismic Isolation Technologies

Chair:Hiroyuki Yamada (CRIEPI)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[3C01] Development of seismic counter measures against cliff edges for enhancement of comprehensive safety of nuclear power plants

Part6: Definition and representation of cliff edge

*Tsuyoshi Takada[1], Tatsuya Itoi[1], Takenori Hida[1], Ken Muramatsu[2], Hitoshi Muta[2], Satoshi Fujita[3], Osamu Furuya[3], Keisuke Minagawa[4], Hidemasa Yamano[5], Akemi Nishida[5] (1. The University of Tokyo, 2. Tokyo City University, 3. Tokyo Denki University, 4. Saitama Institute of Technology, 5. Japan Atomic Energy Agency)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[3C02] Development of seismic counter measures against cliff edges for enhancement of comprehensive safety of nuclear power plants

Part7: Cliff edges relevant to NPP building response

*Akemi Nishida[1], Byunghyun Choi[1], Hidemasa Yamano[1], Tsuyoshi Takada[2] (1. JAEA, 2. The Univ. of Tokyo)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[3C03] Development of seismic counter measures against cliff edges for enhancement of comprehensive safety of nuclear power plants

Part8: Relaxation of cliff edges by seismic isolation

*Keisuke Minagawa[1], Satoshi Fujita[2], Osamu Furuya[2], Tsuyoshi Takada[3] (1. Saitama Institute of Tech., 2. Tokyo Denki Univ., 3. The University of Tokyo)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[3C04] Development of seismic counter measures against cliff edges for enhancement of comprehensive safety of nuclear power plants

Part9: Required Performance and Cliff-edge of Overall Nuclear Power Plant System to Seismic Event

*Hitoshi Muta[1], Ken Muramatsu[1], Yasuki Ohtori[1], Tsuyoshi Takada[2], Tatsuya Itoi[2] (1. Tokyo City University, 2. The University of Tokyo)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[3C05] Development of seismic counter measures against cliff edges for enhancement of comprehensive safety of nuclear power plants

Part10: Evaluation of cliff edges of human

*Takenori Hida[1], Tatsuya Itoi[1], Tsuyoshi Takada[1] (1. The University of Tokyo)

10:45 AM - 11:00 AM JST | 1:45 AM - 2:00 AM UTC

[3C06] The analysis evaluation of equipment and piping system for fault displacement

(3)An elasto-plastic analysis of crossover piping combined with the earthquake

*kunihiko sato[1], yutaka suzuki[1], satoshi shinma[2], ryusuke haraguchi[2], masanobu kamiya[3], tsutomu ogawa[3], kouichi kamiya[3] (1. MHI NSE, 2. MHI, 3. JAPC)

11:00 AM - 11:10 AM JST | 2:00 AM - 2:10 AM UTC

Time reserved for Chair

原子力プラントの包括的安全性向上のための地震時クリフエッジ回避技術の開発 その６：クリフエッジの定義と表現方法

Development of seismic counter measures against cliff edges
for enhancement of comprehensive safety of nuclear power plants
Part6: Definition and representation of cliff edges

＊ 高田毅士[1]，糸井達哉[1]，肥田剛典[1]，村松健[2]，牟田仁[2]，
山野秀将[3]，西田明美[3]，皆川佳祐[4]，古屋治[5]
[1]東京大学，[2]東京都市大学，[3]原子力研究開発機構，[4]埼玉工業大学，[5]東京電機大学

原子力プラントの地盤－建屋－設備機器－安全系－人間システム全体系を各分野領域横断的に取り扱い，全体系および各部の要求性能を明確化した後，それに係るクリフエッジを各分野において特定・定量化し，プラント挙動を俯瞰的に把握しつつ，これらを回避する技術を開発することを目的とする．
キーワード：地震時要求性能、クリフエッジ、プラント地震時挙動，人間挙動、SSCH

1. 緒言　2011 年東北地方太平洋沖地震の発生により，福島第一原子力発電所は強い地震動と大津波の襲来により全電源喪失を経て大事故に発展した．この事故は，地盤・構造物・システム・設備機器・人間に関する様々な要因が重なって生じたものであり，プラント全体がいわゆるクリフエッジ状態となって大事故に発展したものである．原子力発電所プラントは，周辺環境、建屋や機器、それらを操作・制御する人間を含めた、複雑で巨大な系であり、それぞれの要素においてクリフエッジが存在することから，地震時のクリフエッジを特定し，それらを回避する技術の開発が必要である．

2. クリフエッジの定義　クリフエッジを大きく二種類に分類・定義する．一つは，物理的クリフエッジであり，もう一つは知識起因クリフエッジとする（図１，２参照）．物理的クリフエッジは，入力の大きさが少し変わることにより，事故の影響が大きく増加する状態を指す．構築物・系統・機器（SSC）の機能に加えて人員（H）や組織の機能が同時喪失することで顕在化すると考えられる，また，非可逆的な状態に移行する場合もこの分類である．例えば，地震共通原因による炉心損傷の発生，免震建物の擁壁への衝突等が挙げられる．一方，知識起因クリフエッジは，想定外事象の発生や入力地震動の増大に伴う解析対象範囲を超えた未知領域あるいは想定対象外領域への突入をいう．即ち，これまでの経験からでは想定出来ないような未知領域への突入や，用いた理論を超えた範囲の挙動の発生などを言う．例えば，弾性解析範囲から強非線形挙動への逸脱，簡易モデル化の前提条件外の領域などである．

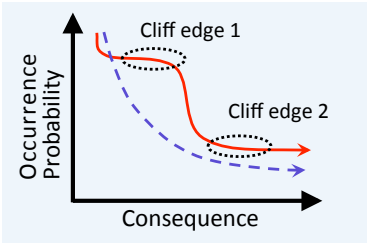


図１　物理的クリフエッジ

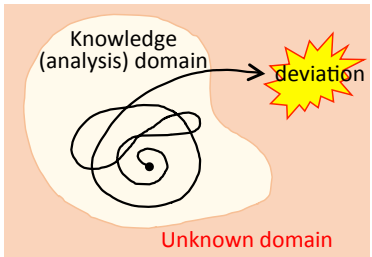


図２　知識起因クリフエッジ

3. 結論　まずは，これらのクリフエッジを各構成要素毎に特定し深層防護の考え方を利用してクリフエッジ回避技術の検討を行う．

*T. Takada[1], T. Itoi[1], T. Hida[1], K. Muramatsu[2], H. Muta[2], H. Yamano[3], A. Nishida[3], K. Minagawa[4], O. Furuya[5]
[1]University of Tokyo, [2]Tokyo City University, [3]JAEA, [4]Saitama Institute of Technology, [5]Tokyo Denki University

原子力プラントの包括的安全性向上のための地震時クリフエッジ回避技術の開発 その 7: 建屋応答からみたクリフエッジ

Development of seismic counter measures against cliff edges for enhancement of comprehensive safety of nuclear power plants　Part7: Cliff edges relevant to NPP building response

*西田 明美[1]，崔 炳賢[1]，山野 秀将[1]，高田 毅士[2]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]東京大学

本研究では、原子力発電所プラントの安全性確保のためにプラントをトータルシステムとして取り扱い、リスク概念と深層防護の考え方に基づいて様々なクリフエッジ状態を特定・定量化し、これらを回避する技術を開発することを目的としている。本稿では、想定を超える入力に対する建屋システムの地震応答解析をもとに、建屋システムのクリフエッジの特定および回避技術について検討した結果得られた知見について述べる。

キーワード：原子力発電施設、建屋システム、クリフエッジ、深層防護

1. 緒言

地震時における原子力発電プラント全体の安全性確保のために、建屋システムで想定されるクリフエッジ状態の特定とそれらの回避方策の検討に必要な予備的解析や評価を実施している。本稿では、物理的クリフエッジと知識不足に起因するクリフエッジの２つのクリフエッジに着目し、まずは免震建屋のクリフエッジについて検討した結果について報告する。

2. 建屋システムへの免震装置の導入

建屋システムに免震装置を導入することで、建屋応答は大幅に低減し、通常の耐震建屋の物理的クリフエッジの回避効果が期待される。また、耐震建屋が非線形領域となる入力地震動レベルにおいて、免震建屋では応答が低減されることから機器の弾性設計が可能となり、設計用評価精度の向上が期待される。一方、免震建屋のクリフエッジとして、過大変位の発生に起因する免震装置の損傷や建屋と擁壁の衝突等が考えられる。そこで、これらの損傷の発生を想定した建屋システムの応答解析を実施した。

3. 解析結果と考察

物理的クリフエッジ特定のために 2 種類の入力地震動を用いた免震建屋の応答解析を実施し、免震建屋の耐震建屋に対する応答低減効果（床の最大加速度、壁の最大せん断ひずみともに 50～80%の低減）を確認するとともに、入力地震動の周期成分により応答が大きく異なることなどを確認した。一方、知識起因のクリフエッジとして、3 次元詳細モデルを用いて建屋各層の壁の最大せん断ひずみ等の統計的分析を行い、質点系モデルでは評価できない各層の各壁の最大応答のばらつきを定量的に評価できることを確認した。

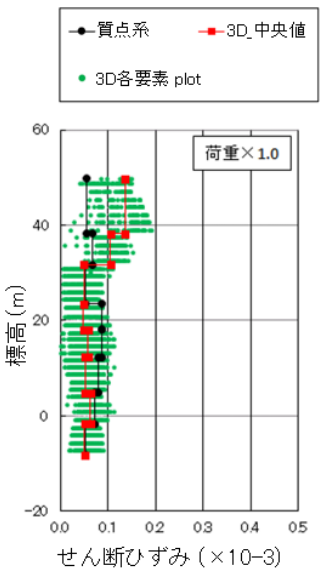


図1 壁の最大せん断ひずみの例（免震建屋）

4. まとめ

地震時におけるプラントのクリフエッジ状態の特定のため、建屋システムの免震効果と応答特性を確認した。今後は、プラント全体系に係るクリフエッジを特定・定量化し、これらを回避する技術を開発することを目指す。

謝辞　本研究報告は、文部科学省国家課題対応型研究開発推進事業「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」の成果である。関係各位に記して謝意を表する。

---

*Akemi Nishida[1], Byunghyun Choi[1], Hidemasa Yamano[1] and Tsuyoshi Takada[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]The University of Tokyo

原子力プラントの包括的安全性向上のための地震時クリフエッジ回避技術の開発　その 8：建屋免震化によるクリフエッジ緩和技術

Development of seismic counter measures against cliff edges for enhancement of comprehensive safety of nuclear power plants　Part 8: Relaxation of cliff edges by seismic isolation

*皆川 佳祐[1]，藤田 聡[2]，古屋 治[2]，高田 毅士[3]
[1]埼玉工業大学，[2]東京電機大学，[3]東京大学大学院工学系研究科

積層ゴムを用いた免震構造は、設計範囲では単純な特性を有し、地震被害を低減できる技術として期待できる一方、過大な入力に対しては材料の特性変化や周囲の擁壁との衝突など様々な非線形性を有する。ここでは、それらの非線形性も考慮し、クリフエッジ緩和技術としての特徴を検討する。

キーワード：地震時要求性能、クリフエッジ、プラント地震時挙動、免震化、衝突

1. 緒言

原子炉建屋や重要棟を積層ゴムで免震した場合、一般建物と同様に耐震構造に比べてその応答は極めて小さくなることが期待される。一方で、入力地震動の規模が大きくなると、積層ゴムの特性は非線形性を示し、また、上部建物が周囲の擁壁に衝突する可能性もある。そこで、本研究ではそれらの非線形性を踏まえた上で、建屋を免震構造にすることがクリフエッジ緩和に与える影響を検討する。

2. 地震応答解析

建屋を免震構造にすることがクリフエッジ緩和にどのような影響を与えるかを地震応答解析により検討した。解析モデルは 2 質点 5 自由度系モデル（建屋上部の水平・上下、免震層の水平・上下・回転）で、免震層の非線形性の他、建屋の塑性変形も考慮している。なお、各種パラメータは、非線形性が現れやすいように一部極端な値を採用している。地震動は人工地震波であり、基準となる地震動の振幅を様々な倍率で線形倍して解析を実施し、入力と応答の関係を考察した。

図 1 に水平方向における最大入力加速度と建屋の最大応答加速度の関係を示す。図 1 より、非線形性を全く考慮しない場合、免震構造は非免震構造に比べて応答を大幅に低減できていることがわかる。また、非線形性を考慮した場合、入力が約 6m/s^2 を超えると非線形挙動を示し、約 12m/s^2 で非免震構造の応答を超える。また、それ以上の入力では入力に対して単調増加とはならずにばらつきがあるが、その応答は非免震構造と同程度である。

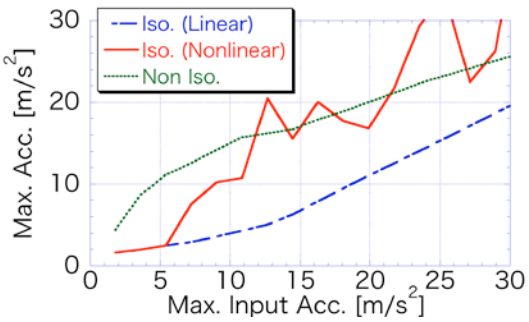


図 1　最大応答加速度（建屋、水平）

3. 結論

建屋免震化によるクリフエッジ緩和技術の検討を行った結果、入力が小さい場合はクリフエッジを緩和に効果があるが、大きくなるにつれて非線形性に基づく応答のばらつきが発生し、クリフエッジの要因になる恐れがあることを確認した。今後は様々な条件で解析を実施し、より詳細な検討を進める。

謝辞

本研究報告は、文部科学省国家課題対応型研究開発推進事業英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業の成果である。関係各位に記して謝意を表する。

*Keisuke Minagawa[1], Satoshi Fujita[2], Osamu Furuya[2] and Tsuyoshi Takada[3]
[1] Saitama Institute of Technology, [2]Tokyo Denki University, [3]The University of Tokyo

原子力プラントの包括的安全性向上のための地震時クリフエッジ回避技術の開発 その 9:地震時の原子力プラント全体システムの要求性能とクリフエッジ

Development of seismic counter measures against cliff edges for enhancement of comprehensive safety of nuclear power plants

Part9: Required Performance and Cliff-edge of Overall Nuclear Power Plant System to Seismic Event

*牟田 仁[1]，村松 健[1]，大鳥 靖樹[1]，高田 毅士[2]，糸井 達哉[2]
[1]東京都市大学，[2]東京大学

原子力プラントの包括的安全性向上のための地震時クリフエッジ回避技術の検討において，原子力プラントを一つの全体システムとして捉えた場合の，物理クリフエッジ及び知識起因クリフエッジに対する構築物，系統，機器及び人間系に課される要求性能を定義し，この考え方に基づくクリフエッジ回避技術の有効性を評価する枠組みを提案する．

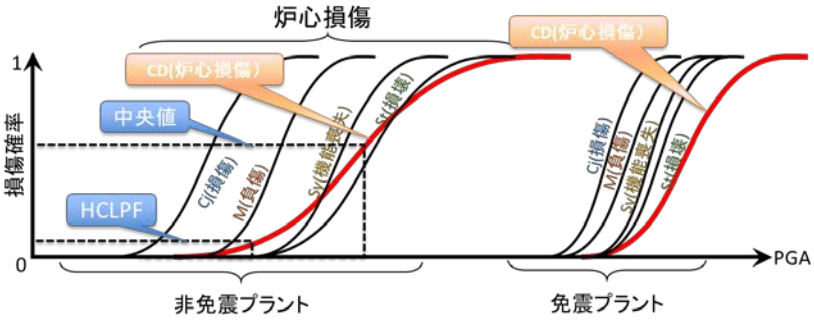
キーワード：クリフエッジ，地震時リスク，原子力関連施設

1. 緒言

2011 年の福島第一原子力発電所過酷事故は，強い地震動と大津波の襲来を原因として発生したが，プラント全体がいわゆるクリフエッジ状態となって大事故に発展したものである．本研究は、原子力発電プラントをトータルシステムと考え、リスク概念と深層防護の考え方に基づき、様々なクリフエッジ状態の特定と、それらの回避技術を，機器，システムを対象として検討し提案するものである．

2. 要求性能の構造と論理モデルの構築

クリフエッジは物理的クリフエッジと知識起因クリフエッジとに大きく分類できる．物理的クリフエッジに対する要求性能は，深層防護の考え方を基に，各レベルに対し定義することができる．これらの要求性能に対して，クリフエッジ評価，更にはクリフエッジ回避技術の有効性評価を行うためには，要求性能を満足している度合いを評価する必要があり，地震時に各要求性能を満足するために必要な機能を論理モデルとして表す必要がある．要求性能は深層防護各レベルにより異なっており，これを構造化することで論理モデルを構築し，イベントマップの形で要求性能を表現する（図参照）．現状，原子炉建屋，深層防護のレベル間のインタラクションをどのようにモデル化するか等，多くの技術的な課題を含んでおり，更に知識起因クリフエッジに対しては，モデル化範囲外事象，想定外現象及び解析技術が及んでいない事象に関して検討が必要である．



図．炉心損傷に係るイベントマップ

3. 結論

本研究では，地震時の原子力プラントの要求性能を定義し，物理的クリフエッジと知識起因クリフエッジに対し，要求性能の整理を行なった．今後，これらを全体システムとしてモデル化し，回避効果の有効性を検証していく．

---

*Hitoshi Muta[1], Ken Muramatsu[1], Yasuki Ohtori, Tsuyoshi Takada[2], Tatsuya Itoi[2]
[1] Tokyo City University, [2] The University of Tokyo.

原子力プラントの包括的安全性向上のための地震時クリフエッジ回避技術の開発 その 10:人間のクリフエッジ評価

Development of seismic counter measures against cliff edges
for enhancement of comprehensive safety of nuclear power plants
Part10: Evaluation of cliff edges of human

*肥田 剛典[1]，糸井 達哉[1]，高田 毅士[1]
[1]東京大学

本研究では、原子力発電所における地震災害発生後の被害拡大防止に向けた人間の活動可能性を評価するため、地震の最中における人間の負傷確率等の評価手法について検討する。振動台に被験者を載せた実験に基づき、人間の転倒に関するフラジリティカーブを求め、人間のクリフエッジについて考察を行う。

キーワード：クリフエッジ，振動台実験，人間，転倒，フラジリティカーブ

1. はじめに

2011 年東北地方太平洋沖地震時には、太平洋沿岸の原子力発電所が津波に襲われた。大地震時に所員や作業員の安全を守るのみならず、原子力発電所等の重要構造物の地震発生後における事故拡大防止や影響低減を行うためには、発電所自体の安全性確保に加え、作業員による事故後対応が極めて重要となる。本研究では、地震後の人間の活動可能性評価に向け、振動台に被験者を載せた実験を行い、人間の転倒に関するフラジリティカーブの検討を行う。

2. 振動台搭乗実験に基づく人間の転倒評価

振動台搭乗実験の状況を図 1 に示す。入力波は 2007 年新潟県中越沖地震時における柏崎刈羽原子力発電所の原子炉建屋内で観測された強震記録を用いた。3D モーションキャプチャを用いて、加振の最中に被験者が立位姿勢を維持するために踏み出す足の軌跡を抽出した。足の踏み出し距離がある閾値を超えた場合に人間が転倒すると仮定し、実験データのばらつきと立位方向の不確定性を考慮したうえで、人間の転倒に関するフラジリティカーブ（図 2）を評価した。被験者による差異やばらつきが大きいものの、最大床応答加速度が 1200 cm/s^2 程度以上となる場合に転倒確率が極めて高くなる等の知見が得られた。

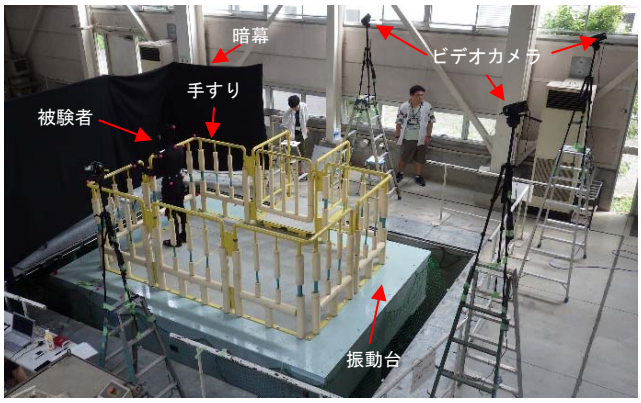


図 1　振動台搭乗実験の状況

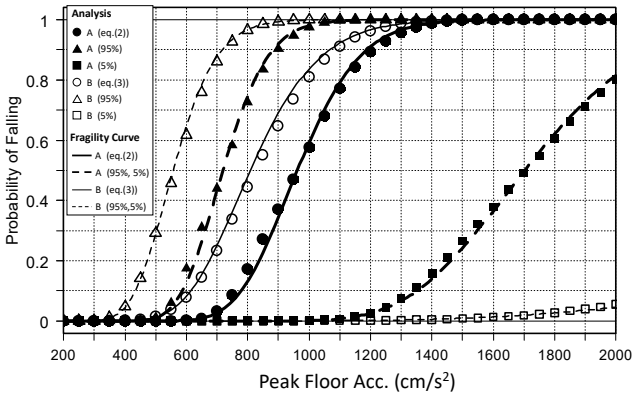


図 2　人間の転倒に関するフラジリティカーブ

3. 結論

本研究で検討した人間の転倒フラジリティは、人間の地震時クリフエッジを評価する際に重要な知見を与える。個人差や入力波の特性等の不確定性を考慮した転倒評価法の構築が今後の課題である。

*Takenori Hida[1], Tatsuya Itoi[1] and Tsuyoshi Takada[1]
[1]The University of Tokyo

断層変位に対する機器・配管系の解析評価事例
（3）地震との重畳を考慮した渡り配管の弾塑性評価

The analysis evaluation of equipment and piping system for fault displacement
(3) An elasto-plastic analysis of crossover piping combined with the earthquake

*佐藤 邦彦[1]，鈴木 優[1]，新間 聡[2]，原口 龍将[2]，神谷 昌伸[3]，小川 勤[3]，上屋 浩一[3]
[1]MHI NS エンジ，[2]三菱重工，[3]日本原電

原子力施設が断層変位を受けた場合の建屋間の渡り配管に及ぼす影響について、地震との重畳を考慮した弾塑性解析を通じて、その影響程度は小さいとの結果が得られた。本報では、配管の弾塑性解析における一連の評価手順と評価結果について報告する。

キーワード：原子力安全，断層変位，リスク評価，弾塑性解析，渡り配管

1. 緒言

前報では、原子炉建屋の直下に 50 cm の縦ずれを仮定した場合の原子炉建屋の傾斜に伴う補助建屋との相対変位に対する安全系渡り配管の強度評価を行い、健全性に問題ないことを示した[1][2]。本報では、その際に行った弾塑性評価手法とその結果につき、特に地震との重畳に対する評価に着目して報告する。

2. 配管評価

2-1. 評価フロー

断層変位による建屋間相対変位と地震との重畳事象に対する強度評価フローを図 1 に示す。

2-2. 断層変位に対する損傷評価

内圧及び自重による 1 次応力と断層変位で生じる建屋間相対変位による 2 次応力から 1 次＋2 次応力評価を行い、クラス 1 相当の配管評価手法を適用した。その結果、簡易弾塑性解析による疲労評価は適用できず、FEM 弾塑性解析により断層変位によるひずみ量を算定し、延性損耗量 D_d を求めた。

2-3. 地震との重畳評価

一方、地震入力に対する 1 次＋2 次応力評価から、地震による累積疲労損傷 D_f を求めた。これらのパラメータから図 2 に示す累積損傷則 [3] を適用して、地震との重畳評価を行った。

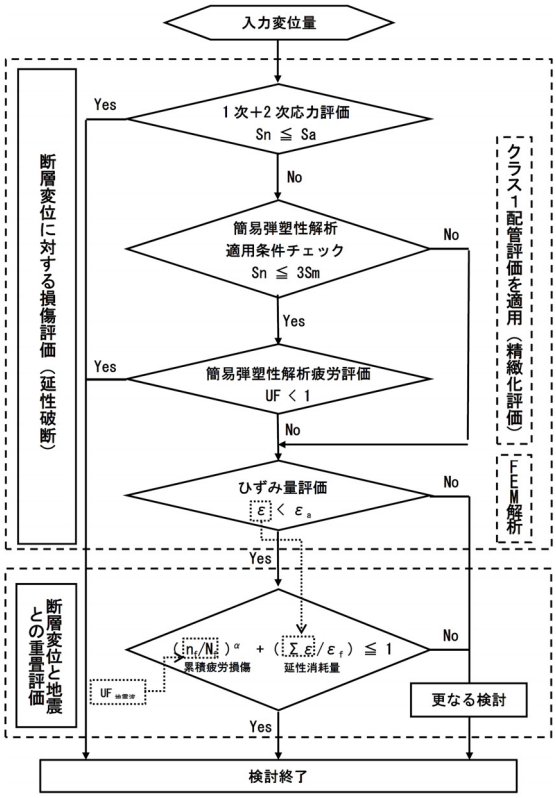


図 1　評価フロー

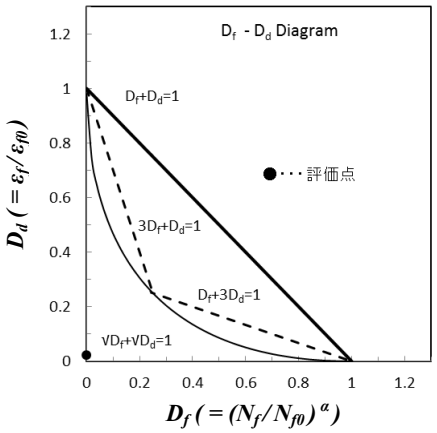


図 2　代表的な延性損耗量と累積疲労損傷の関係 [3]

3. 結論

断層変位に対する建屋間を渡る安全系の配管について、FEM による弾塑性解析結果から得られた延性損耗量と地震入力に対する累積疲労損傷から、線形損耗則を適用して配管の損傷評価を実施した結果、50 cm 程度の縦ずれによる建屋間相対変位に伴う渡り配管の強度に及ぼす影響程度は小さいことが確認できた。

参考文献

[1] 佐藤邦彦ほか，日本原子力学会 2017 年春の大会予稿集 3M02.
[2] 新間 聡ほか，日本原子力学会 2017 年春の大会予稿集 3M03.
[3]（財）原子力発電技術機構，配管系終局強度耐震実証試験，平成 12 年 3 月.

*Kunihiko Sato[1], Yutaka Suzuki[1], Satoshi Shinma[2], Ryusuke Haraguchi[2], Masanobu Kamiya[3], Tsutomu Ogawa[3] and Kouichi Kamiya[3]
[1]MHI Nuclear Systems and Solution Engineering co, ltd., [2]Mitsubishi Heavy Industries, [3]The Japan Atomic Power Company

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：306-1 Nuclear Safety Engineering, Nuclear Installation Safety, PSA

Fri. Sep 15, 2017 11:10 AM - 12:00 PM JST | Fri. Sep 15, 2017 2:10 AM - 3:00 AM UTC | Room C Open Hall - B1 Block

[3C07-09] Seismic PRA 1

Chair:Keisuke Minagawa (Saitama Inst. of Tech.)

11:10 AM - 11:25 AM JST | 2:10 AM - 2:25 AM UTC

[3C07] Improvement of fragility evaluation method on seismic PRA

(4)Study of evaluation method on input seismic motion response factor at model plant

*Hiroyuki Yamada[1], Katsumi Ebisawa[1], Kazuhiko Kikuchi[2], Takeshi Ugata[3], Shigehiro Sakamoto[3], Sayaka Igarashi[3], Yoshinori Mihara[4], kohei Tanaka[5] (1. CRIEPI, 2. YONDEN, 3. TAISEI CORPORATION, 4. Kajima Corp., 5. RTRI)

11:25 AM - 11:40 AM JST | 2:25 AM - 2:40 AM UTC

[3C08] Improvement of fragility evaluation method on seismic PRA

(5)Study on building fragility evaluation considering nonlinear dynamic analysis

*Akira Ota[1], Takeshi Ugata[1], Masatoshi Okada[2], Hiroyuki Yamada[3], Katsumi Ebisawa[3] (1. TAISEI, 2. YONDEN, 3. CRIEPI)

11:40 AM - 11:55 AM JST | 2:40 AM - 2:55 AM UTC

[3C09] Improvement of fragility evaluation method on seismic PRA

(6)Investigation of the component fragility evaluation considering dynamic nonlinear characteristics of building

*Tetsuhiro Gou[1], Ryusuke Haraguchi[1], Kazuhiko Kikuchi[2], Hiroyuki Yamada[3], Katsumi Ebisawa[3] (1. MHI, 2. YONDEN, 3. CRIEPI)

11:55 AM - 12:00 PM JST | 2:55 AM - 3:00 AM UTC

Time reserved for Chair

地震フラジリティ評価手法の高度化の提案
（4）地震動サブ応答係数評価手法のモデルプラントでの検討

Improvement of fragility evaluation method on seismic PRA

(4) Study of evaluation method on input seismic motion response factor at model plant

*山田 博幸[1]，蛯沢 勝三[1]，菊池 和彦[2]，宇賀田 健[3]，坂本 成弘[3]，五十嵐 さやか[3]，
美原 義徳[4]，田中 浩平[5]
[1]電中研，[2]四国電力，[3]大成建設，[4]鹿島建設，[5]鉄道総研

著者等は、既報で提案したフラジリティ評価用入力地震動の応答係数（保守性と不確実さ）評価手法に関して、PRA 実務での適用性評価のため、モデルプラントを対象に検討を行った。

キーワード：地震 PRA，フラジリティ評価，入力地震動

1. はじめに　著者等は、入力地震動の応答係数の改善及び機器フラジリティ評価における建屋非線形応答特性の考慮の観点で、手法高度化の提案を行った（既報(1)～(3)）。本報では、入力地震動の保守性と不確実さの評価例を示し、(5)では、高加速度領域で建屋床応答をより現実的に評価するための地震応答解析モデルを提案する。また、(6)では、建屋動的非線形特性を考慮した機器フラジリティ評価について報告する。

2. 地震動サブ応答係数の評価方法と評価結果　地震 PRA におけるフラジリティ評価用入力地震動は、設計用基準地震動や一様ハザードスペクトル（UHS）に基づく地震動が用いられ、応答係数のばらつきは、地震ハザード評価に含まれるとして、考慮しないとの考え方が国内では一般的となっている。設計波や UHS 波は、全周期帯でパワーを有する特徴があり、サイトで将来観測される地震動のスペクトルの平均像ではない。本研究では、モデルプラントの地震ハザード評価と整合する震源特性を考慮し、設定加速度毎の超過頻度に適合したマグニチュードと震源距離により、断層モデルを用いてサイトで将来観測される地震波形群を作成し、入力地震動の保守性と偶然的不確実さ（β_r）を評価した。図 1 に、応答係数の算定のため基準地震動レベルで 40 波抽出した地震波群の規準化応答スペクトル（各地震波の応答スペクトルを最大加速度で規準化）の結果を示す。地震波群のうち、基準地震動レベルの 40 波のスペクトル形状を図 1 中の灰色の線で示す。40 波の中央値（黒実線）は、基準地震動（赤線）、UHS（青線）より、多くの周期帯で下回った。

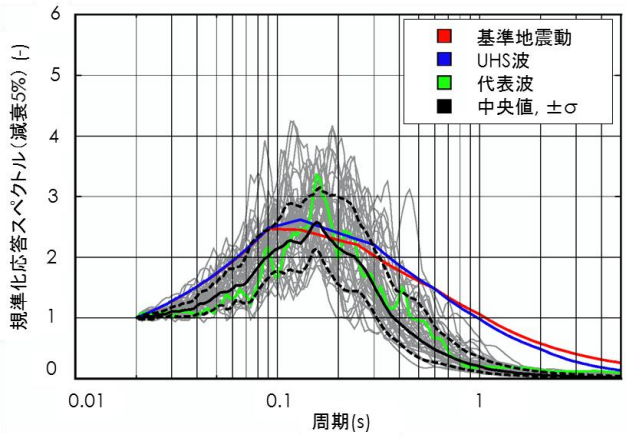


図 1 地震波群の規準化応答スペクトル

3. まとめ　本評価手法を適用することで、設計レベルを超えた地震動レベルにおいて、より現実的なフラジリティ評価用入力地震動（例えば、図 1 緑線中央値スペクトルに一番近い代表波）の作成及び応答係数の保守性と不確実さの評価が具体化できる。

謝辞　本研究は、資源エネルギー庁委託事業「平成 28 年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（原子力発電所のリスク評価、研究に係る基盤整備）」として実施したものである。

参考文献

[1] 山田他、地震フラジリティ評価手法の高度化の提案（2）入力地震動サブ応答係数及び建屋サブ応答係数の高度化、日本原子力学会　2016 年秋の大会

*Hiroyuki Yamada[1], Katsumi Ebisawa[1], Kazuhiko Kikuchi[2], Takeshi Ugata[3], Shigehiro Sakamoto[3], Sayaka Igarashi[3], Yoshinori Mihara[4] and Kohei Tanaka[5]
[1]CRIEPI, [2]YONDEN, [3]Taisei Corp., [4]Kajima Corp., [5]RTRI

地震フラジリティ評価手法の高度化の提案
(5) 建屋動的非線形特性のフラジリティ評価への影響検討

Improvement of fragility evaluation method on seismic PRA

(5) Study on building fragility evaluation considering nonlinear dynamic analysis

*太田　成[1]，宇賀田　健[1]，岡田　将敏[2]，山田　博幸[3]，蛯沢　勝三[3]

[1]大成建設，[2]四国電力，[3]電中研

著者等は、地震フラジリティ評価手法の高度化に資するため、より現実的な建屋の動的非線形応答を考慮した建屋地震応答解析モデルを提案し、実プラントを対象にモデルの成立性を試評価により確認した。

キーワード：フラジリティ評価，動的非線形，地震応答解析，有限要素法

1. 緒言　本報告では、建屋動的非線形特性を考慮したフラジリティ評価対象機器の床応答を、高加速度入力領域で、より現実的に評価できる地震応答解析モデル（地盤基礎 FEM モデル+建屋質点系モデル：ハイブリッドモデル）提案し、フラジリティ評価への影響を検討するとともに同モデルの成立性を確認した。

2. 地震応答解析モデル　本報告の地震応答解析モデル（ハイブリッドモデル）では、従来のモデル（SR モデル）と比べ、より現実的な応答結果が得られるよう、建屋は従来のモデルと同様に多質点モデル（梁要素＋質量要素）とするのに対し、基礎と地盤を FEM（ソリッド要素）でモデル化する。基礎には、上部建屋の拘束を考慮するため、壁位置の部分に壁梁を配置し、建屋（多質点モデルの脚部）と壁位置とは、力を伝達させるために建屋の領域ごとに剛梁でつなげる。また、基礎底部と地盤表面とは浮き上がりを考慮できるようにジョイント要素で接続する。

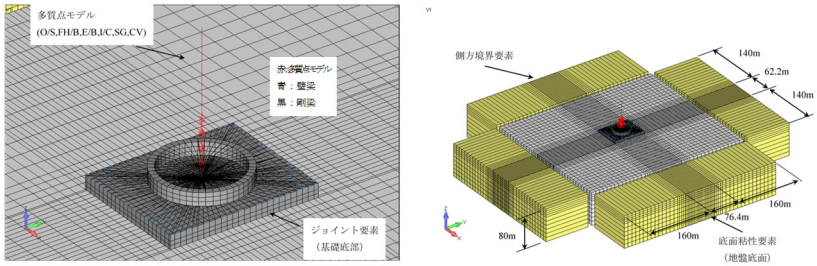


図１　ハイブリッドモデル

3. 応答スペクトル　従来のモデルとハイブリッドモデルで地震応答解析を実施した。入力波は UHS 波を 1000Gal～2500Gal に係数倍し、応答位置は内部コンクリート(I/C)である。従来のモデルでは、0.03s 程度の高振動数側に大きなピークが現れているのに対して、本報告のモデルでは、従来のモデルほど大きな応答は見られなかった。

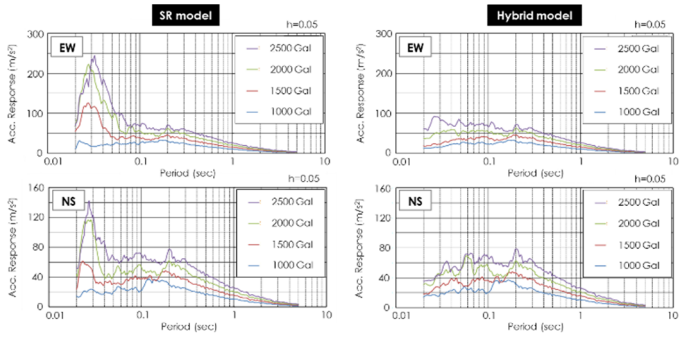


図２　応答スペクトル

4. まとめ　設計レベルを超える入力波による建屋動的非線形解析を考慮したフラジリティ評価において、従来の SR モデルでは、浮き上がりに伴う接触・剥離に起因すると考えられる高振動数側の増幅が見られた。それに対して、より現実的に近い形で基礎と地盤を FEM でモデル化することにより、高加速度入力領域では、高振動数側の増幅が緩和されることが確認された。

謝辞　本研究は、資源エネルギー庁委託事業「平成 28 年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（原子力発電所のリスク評価、研究に係る基盤整備）」として実施したものである。

*Akira Ota[1], Takeshi Ugata[1], Masatoshi Okada[2], Hiroyuki Yamada[3] and Katsumi Ebisawa[3]
[1] Taisei Corp., [2] SHIKOKU ELECTRIC POWER CO.,INC., [3]CRIEPI

地震フラジリティ評価手法の高度化の提案
（6）建屋動的非線形特性を考慮した機器フラジリティ評価の検討

Improvement of fragility evaluation method on seismic PRA

(6) Investigation of the component fragility evaluation considering dynamic nonlinear characteristics of building

*呉 哲浩[1]，原口 龍将[1]，菊池 和彦[2]，山田 博幸[3]，蛯沢 勝三[3]

[1]三菱重工，[2]四国電力，[3]電中研

著者等は、建屋の動的非線形応答を考慮したフラジリティ評価手法を用い、モデルプラントで評価を実施し、手法の成立性を確認するとともに、機器フラジリティ評価における課題等に関して検討を行った。

キーワード：地震 PRA，機器フラジリティ評価

1. はじめに　従来の機器フラジリティ評価では、機器応答は、耐震設計で評価された応答に基づき、PGA に対して、線形応答を仮定している。近年、建屋フラジリティ評価では、基準地震動を超える高加速度領域について、非線形応答解析が行われている。本報告では、基準地震動を超える高加速度領域に関して、より現実的な機器フラジリティ評価を具体化するため、(4)で報告したフラジリティ入力地震動評価の高度化に加え、(5)で報告した建屋動的非線形応答解析モデルの高度化を反映し、建屋の動的非線形応答を考慮した機器フラジリティ評価手法の成立性をモデルプラントで確認するとともに、実務適用における課題等に関して検討を行った。

2. 地震動応答係数及び建屋動的非線形応答解析モデルの高度化を反映した評価結果　図 1 に評価対象機器のうち、2 種類の電気盤のフラジリティ評価結果の例を示す。図 1 中の点線は、従来手法による評価結果である。1 点鎖線は、地震動の応答係数の高度化を反映した評価結果、実線は、加えて、建屋動的非線形応答特性を考慮した評価結果である。地震動の応答係数を反映した評価では全体的に損傷確率が小さくなる傾向が得られた。建屋動的非線形応答特性を考慮した評価結果では、評価対象機器の多くで、損傷確率が小さくなる傾向が得られたが、一部の機器では、従来手法に比べて損傷確率が大きくなる傾向が得られた。

3. 考察とまとめ　各加速度レベルの損傷確率は、機器の固有周期と入力地震動レベルにより変化する建屋の動的非線形応答の影響による床応答波形の周期特性の影響を受ける。また、提案手法の実務適用においては、配管や弁及びダクト等、従来代表機器で評価している機器の取り扱いについて、合理的な考え方を整理する必要がある。(4)～(6)で実施した提案手法を用いたモデルプラントでの評価を通し、手法の成立性を確認した。

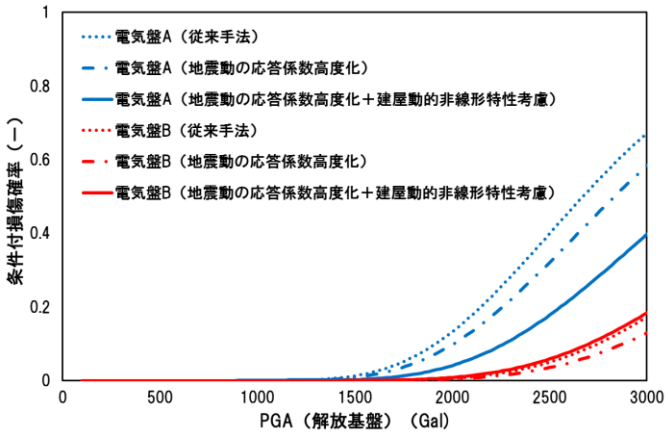


図 1 機器フラジリティ評価結果の例

謝辞　本研究は、資源エネルギー庁委託事業「平成 28 年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（原子力発電所のリスク評価、研究に係る基盤整備）」として実施したものである。

参考文献

[1] 山田他、地震フラジリティ評価手法の高度化の提案（2）入力地震動サブ応答係数及び建屋サブ応答係数の高度化、日本原子力学会　2016 年秋の大会

*Tetsuhiro Gou[1], Ryusuke Haraguchi[1], Kazuhiko Kikuchi[2], Hiroyuki Yamada[3], Katsumi Ebisawa[3]
[1]MHI, [2]YONDEN, [3]CRIEPI

Planning Lecture | Board and Committee：Decommissioning of Nuclear Power Stations Committee

Fri. Sep 15, 2017 1:00 PM - 2:30 PM JST | Fri. Sep 15, 2017 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room C Open Hall - B1 Block

[3C_PL] Periodical Report from Study Committee on Decommissioning of The Fukushima Daiichi NPP

Chair: Naoto Sekimura (Univ. of Tokyo)

[3C_PL01] Activity for Study Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPP

*Hiroshi Miyano[1] (1. Hosei Univ.)

[3C_PL02] Decommissioning of Fukushima Daiichi NPP, the Future Plan

*Toshihiko Fukuda[1] (1. NDF)

[3C_PL03] Status of progress of Fukushima Daiichi nuclear power plant decommissioning

*Shinji Saito[1] (1. TEPCO HD)

[3C_PL04] Current Status of IRID R&D Project for Fukushima Daiichi nuclear power plant decommissioning

*Naoaki Okuzumi[1] (1. IRID)

[3C_PL05] The report from a building structure soundness evaluation subcommittee

*Katsuki Takiguchi[1] (1. Professor Emeritus at Tokyo Tech)

[3C_PL06] The report from a waste examination subcommittee

*Satoshi Yanagihara[1] (1. Univ. of Fukui)

2017年秋の大会

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」現状及び活動報告

Periodical Report from Study Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPP

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会の活動について

Activity for Study Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPP

*宮野　廣

廃炉検討委員会委員長、法政大学

2011 年の福島第一原子力発電所の事故から６年が経過しました。この事故炉の廃炉は、かつて経験のない技術的な挑戦を伴いつつ、極めて長期に亘り継続されるもので、国を挙げて取り組む事業、重要な国家プロジェクトであります。内閣、経済産業大臣を頂点とする組織体系が整えられ、予想される技術的な困難さから、世界がその進展に関心と懸念を示す中、世界の英知を集め、事業を進める体制を作っております。原子力学会は、原子力分野に携わるものとして、また原子力分野の専門家として、積極的な貢献を行わなければならないと考えるものです。このような事故炉の廃炉は世界でも初めてのことであり、極めて難しい課題であります。広い分野の「学」の総力を挙げた取り組みが必須と言えます。

原子力学会では、事故直後から事故調査委員会を立ち上げ、事故の原因分析と反省をとりまとめ事故報告書を発刊しました。それに基づき体制を整え、長期に取り組む観点から、2014 年に「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」（以下「廃炉委」という。）を理事会直結の組織として設置いたしました。

廃炉委の主な目的は、このような福島第一の廃炉に向けての政府及び事業者等の活動が安全、かつ円滑に進められ、地元の復興に結びつくよう、課題の抽出と対応策の検討など、広く学の知恵を集め、それぞれの専門性を生かした活動を行い、有用な提言、提案を提示することであります。

現在、５つの分科会を設置し、活動を加速させています。

〇プロジェクトの方針とロードマップ

このプロジェクトの主な方針は、－①リスクを低減する施策を取る。②汚染水の処理は速やかに実施する。③格納容器内に貯まった溶融燃料（デブリ）の取り出しは用意周到に準備し、安全・確実・慎重に対処する。④多くの廃棄物は長期的視野に立って対処する。－であります。このような方針の下、当面のロードマップでのマイルストーンを、まず使用済燃料の設備からの搬出を 2021 年までに終える。2017 年夏ごろをめざしデブリ取り出しの工法の方針を検討して 2018 年上期には工法を選定する。2021 年頃から燃料デブリの取り出しを始めることとしています。

〇技術開発のポイント

開発のポイントは、①リスクを分析し、評価法を確立、②建屋、格納容器などの構造物の長期にわたる健全性の確認、③燃料デブリの調査とその取り出し工法の確立、④大量に溜まった処理水の処置や大量の放射性廃棄物の処理・処分、などであります。

〇分科会の活動ほか

原子力学会では、広く「学」の力を集め、これに貢献しなければなりません。廃炉委員会では、他の学協会の協力を得て、協働し課題の解決に向き合っていきたいと考えています。そのために、①リスク評価分科会－リスク要因の分析や評価法の確立、②建屋の構造性能分科会－健全性の確認、評価基準の検討、③ロボット分科会－工法に適用するロボット技術の検討、④事故提言・課題フォロー分科会－燃料の破損

過程などの未解決の技術課題の解明、⑤廃棄物検討分科会－廃炉で排出される多量の放射性廃棄物の処分法の検討、を設置し、英知を集めた活動を進めています。

*Hiroshi MIYANO
Hosei Univ.

2017年秋の大会

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」現状及び活動報告

Periodical Report from Study Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPP

福島第一原子力発電所廃炉 今後の計画

Decommissioning of Fukushima Daiichi NPP, the Future Plan

*福田　俊彦

原子力損害賠償・廃炉等支援機構

1. 緒言

原子力損害賠償・廃炉等支援機構（NDF）は、中長期的な廃炉戦略として「東京電力ホールディングス㈱福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン」（戦略プラン）を取りまとめており、これまでに戦略プラン 2015・戦略プラン 2016 を公表した。以下で、戦略プラン 2017（公表予定）の全体像を紹介する。

2. 福島第一原子力発電所廃炉　今後の計画（戦略プラン 2017 の全体像）

(1)はじめに

NDF は、原子力損害賠償・廃炉等支援機構法に基づき、法定業務である「廃炉等の適正かつ着実な実施の確保を図るための助言、指導及び勧告」及び「廃炉等を実施するために必要な技術に関する研究及び開発」を実施している。2017 年 5 月には原子力損害賠償・廃炉等支援機構法の一部を改正する法律が成立し、NDF は東京電力ホールディングス（株）による廃炉の実施の管理・監督を行う主体として、①廃炉に係る資金についての適切な管理、②適切な廃炉の実施体制の管理、③廃炉等積立金制度に基づく着実な作業管理等に当たることとなり、プロジェクトマネジメント等の面において、これまで以上に役割や責任が増大すると見込まれる。

(2)戦略プランについて

①戦略プランの目的及び位置付け

戦略プランは、政府が策定する「東京電力㈱福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ」（以下「中長期ロードマップ」という。）の着実な実行や改訂の検討に資するための技術的根拠を与えることを目的としている。戦略プラン 2017 においては、特に中長期ロードマップ（2015 年 6 月 12 日改訂）に示されたマイルストーンのうち「号機ごとの燃料デブリ取り出し方針の決定」及び固体廃棄物の「処理・処分に関する基本的な考え方の取りまとめ」に対して戦略的な提案を行う。

②戦略プランの基本的考え方

福島第一原子力発電所の廃炉における基本方針は「事故により発生した通常の原子力発電所にはない放射性物質に起因するリスクを、継続的、かつ、速やかに下げること」であり、5 つの基本的考え方（安全・確実・合理的・迅速・現場志向）を考慮して取組を進めることが重要である。

(3)放射性物質に起因するリスクの低減戦略

リスク低減の原則は、リスク源に起因する人の健康や環境に対する影響度及び起こりやすさを低減する活動・手段を組み合わせて、リスクレベルを速やかに低減し、リスクレベルが十分に低い状態を確保し維持することである。

戦略プラン 2017 では、福島第一原子力発電所に存在する主要なリスク源を特定した上で、英国原子力廃止措置機関が開発した SED（Safety and Environmental Detriment）スコアを参考に、リスクレベルの推定・評価を行う。その結果、リスク低減措置を検討することが適切とされるリスク源に対しては、

現状の取組を整理した上でリスク低減戦略について述べる。一時的にリスクレベルが増加する可能性のあるリスク低減措置を実施する場合、一時的なリスクレベル増加の抑制は現存するリスクの速やかな低減及び作業員の被ばく低減を総合的に判断して慎重に行うべきである。

(4)燃料デブリ取り出し分野

現在、燃料デブリは一定の安定状態を維持しているが、「不確かさ」「不安定さ」「不十分な管理」というリスク管理上の困難を抱えている。燃料デブリ取り出しは、このような状況を抜本的に改善して、より安定で安全な状態に持ち込むための方策である。

戦略プラン 2017 では、燃料デブリ取り出し方針の決定に向けた提言及び方針決定以降の取組を提示する。燃料デブリ取り出し方針の決定に向けた提言を行うために、燃料デブリ取り出しにおける安全確保の基本的考え方・燃料デブリ分布の推定を含む号機ごとのプラント状況・燃料デブリの有するリスクを整理する。また、燃料デブリ取り出し工法実現のための技術要件を示した上で、戦略プラン 2016 で示した 3 つの重点工法（①冠水ー上アクセス工法、②気中ー上アクセス工法、③気中ー横アクセス工法）に対する実現性検討と 5 つの基本的考え方による総合評価を行う。

また、方針決定以降の取組では、中長期ロードマップ上のマイルストーンである「初号機の燃料デブリ取り出し方法の確定」や実際の工事計画立案の加速化に向けて重点的に取り組むべき事項を提示する。

(5)廃棄物対策分野

福島第一原子力発電所事故に由来する固体廃棄物は、通常の原子力発電所で発生していた廃棄物とは特徴が異なると考えられる。このため、性状把握が行われ、処理・処分に向けた検討が行われており、リスク低減の考え方に則って保管対策が実施されている。

戦略プラン 2017 では、このような取組によって性状に関する情報が蓄積されつつある現状を踏まえ、放射性廃棄物における安全確保の国際的な考え方を整理した上で、固体廃棄物対策への対応方針を示す。

(6)研究開発への取組

福島第一原子力発電所の廃炉は技術難度が極めて高く、これまでにないチャレンジングな課題を多く伴うものであり、中長期ロードマップに基づく各種対策を着実に実施するためには、これらを解決する新たな技術開発や現場への適用を目指した信頼性が高い技術が必要である。

戦略プラン 2017 では、研究開発の基本的な方針・全体像を示した上で、廃炉作業への適用に向けた研究開発の推進について述べる。また、研究開発の連携強化として、NDF に設置した研究連携タスクフォースでの議論によって抽出した「重要研究開発課題」を示し、その戦略的推進について述べる他、中長期を見通した研究開発基盤の構築や人材の育成・確保の必要性について触れる。

(7)国際連携の強化

海外の廃止措置等に関する叡智の結集と活用、コミュニケーションの活性化を図るための国際社会への積極的な情報発信、効果的に国際連携を進めるための国内関係機関との密接な連携について述べる。

(8)今後の廃炉プロジェクトの進め方

今後、福島第一原子力発電所の廃炉は更に一歩進んだフェーズへと移行し、技術難度の高い取組が本格化していく中で、プロジェクトマネジメントの重要性は増大していくこととなる。

戦略プラン 2017 では、廃炉の取組を着実に進めていくため重要となるプロジェクトマネジメント機能の強化、社会との関係、プロジェクト継続性への配慮について述べる。

---

*Toshihiko Fukuda

NDF: Nuclear Damage Compensation and Decommissioning Facilitation Corporation

2017年秋の大会

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」現状及び活動報告

Periodical Report from Study Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPP

福島第一原子力発電所廃炉の現状

Status of progress of Fukushima Daiichi nuclear power plant decommissioning

*齊藤　慎二

東京電力ホールディング株式会社

1. はじめに

2011 年 3 月 11 日の事故発生以来、東京電力は、政府や協力企業と共に、原子炉や使用済燃料プールの冷却、汚染水の浄化および海洋への漏えい防止に注力してきた。また、今後 30～40 年にも及ぶ廃炉作業の進め方や必要となる研究開発などを示した「東京電力（株）福島第一原子力発電所１～４号機の廃止措置に向けたロードマップ（初版 2011 年 12 月）（以下「中長期ロードマップ」）」を政府と共にとりまとめ、これに沿った取り組みを実施してきた。

本稿では、廃炉に向けた福島第一原子力発電所における中長期の計画と現状について紹介する。

2. ロードマップ

福島第一原子力発電所の廃炉作業は、中長期ロードマップに沿って進めてきた。これまでに 3 回改訂がなされ、最新の第 3 回改訂版は、2015 年 6 月 12 日に廃炉・汚染水対策関係閣僚会議にて決定された。本改訂の主要なポイントは以下のとおりである。

① リスク低減の重視

② 目標工程（マイルストーン）の明確化

③ 地元との信頼関係の強化　など

3. 汚染水対策

事故で溶けた燃料を冷やした水と建屋に流入する地下水が混ざり、日々汚染水が発生している（対策実施前で約 400m3／日）。このため、汚染源を「取り除く」、汚染源に水を「近づけない」、汚染水を「漏らさない」、の 3 つの基本方針に基づき汚染水対策を実施している。

汚染源を「取り除く」対策としては、トリチウム以外の 62 核種の放射性物質を除去できる多核種除去設備等 7 種類の設備により、汚染水（RO 濃縮塩水）の浄化を進め、2015 年 5 月 27 日には、RO 濃縮塩水の全量処理（タンク底部の残水を除く）を行った。更に多核種除去設備で浄化を進めるとともに、使用済吸着塔やタンクの配置計画の変更を実施するなどして、2015 年度末において、敷地境界での追加的な実効線量を 1mSv/年未満に低減することを達成した。

汚染源に水を「近づけない」対策としては、汚染水貯蔵量の増加につながる建屋内への地下水の流入を抑制するため、建屋上流で地下水を汲み上げ（地下水バイパス）、当社及び第三者の分析結果により一定の水質であることを確認した上で 2014 年 5 月 21 日から排水を開始した。また、建屋近傍の井戸（サブドレン）での地下水汲み上げを 2015 年 9 月 3 日から開始し、専用の浄化設備にて浄化した後に、地下水バイパス同様に当社及び第三者の分析結果により一定の水質であることを確認した上で、同月 14 日より排水を開

始した。また、大雨時においても確実に建屋周辺の地下水位を低下できるよう、地下水ドレンの水質改善のための前処理装置設置、サブドレン処理系統の 2 系列化、集水タンク、一時貯蔵タンクの増設による系統処理量の増加等のサブドレン他水処理施設の強化対策を行っている。

また、１～４号機周辺を凍結させ遮水する陸側遮水壁（全長約 1,500m）については、2016 年 3 月 31 日から海側の全面閉合を開始、同年 10 月に凍結を完了。山側については、2016 年 6 月から 95%の閉合を開始し、段階的に閉合を進めている。2017 年 6 月 26 日に全面閉合に向け凍結操作を実施していなかった最後の 1 か所の閉合の開始に向け実施計画の申請を行った。

これら、地下水バイパス、サブドレン、陸側遮水壁の効果により、建屋への地下水流入量が大幅に減少している（2017 年 3 月~6 月の実績で 120~130m3／日程度）。今後も引き続き、水質、地下水位／建屋水位を確認しながら地下水バイパス、サブドレンの運用を継続すると共に、陸側遮水壁の早期の凍結・閉合を目指す。

汚染水を「漏らさない」対策としては、建屋内の滞留水について、周辺地下水の水位より建屋の水位を下げることで、建屋の外に流出しない状態を引き続き維持する。また、上記建屋内流入量抑制対策により、汚染水発生量が減少したことから、建屋の汚染水を減らすため建屋水位を徐々に低下しており、1 号タービン建屋については、2017 年 3 月に最下階エリアの滞留水の除去を完了した。引き続き他の建屋についても除去を行い、2020 年迄に循環注水を行っている原子炉建屋以外の建屋滞留水の除去を完了させることとしている。

海側遮水壁については、地下水ドレン、サブドレンによる地下水の汲み上げ、浄化・移送が安定的に実施できることを確認した後、2015 年 10 月 26 日に閉合した。

汚染水を貯蔵するタンクについては、フランジ型のタンクから漏えいリスクの少ない溶接型タンクへのリプレースを進めている。貯蔵タンクについては、状況変化に応じて増設計画を適宜見直す。

4. 使用済燃料プールからの燃料取り出し

4 号機は、事故当時定期検査中であったため、全ての燃料が使用済燃料プールに保管されており、3 号機の影響で建屋は爆発、損壊、プール内にガレキが落下したが、燃料は健全な状態にあった。2013 年 11 月 18 日から他号機に先行して燃料の取り出しを開始。順調に作業を進め、2014 年 12 月 22 日に全ての燃料取り出しを完了した。

1 号機は、建屋カバーを解体し、オペレーティングフロア上部のガレキ撤去をした上で、燃料取り出し専用カバーを設置し、使用済燃料を取り出す計画である。2015 年 7 月から 10 月に屋根カバーの撤去、2016 年 9 月から 11 月に壁パネル撤去、2017 年 3 月から 5 月に柱・梁の取り外しを完了した。現在、ガレキ撤去を進める作業計画立案のため、オペレーティングフロアガレキ状況調査を実施している。

2 号機は、2015 年 9 月から使用済燃料取り出しに向けた原子炉建屋周辺の整備を開始するとともに、同年 11 月、早期に燃料を取り出すことによる廃炉作業のリスクの低減、作業による被ばく量の低減等の観点から、オペレーティングフロア上部の全面解体が望ましいと判断した。引き続き、プール内の燃料と燃料デブリの取り出し用コンテナを共用するプランと個別に設置するプランの検討等を並行して検討している。

3 号機は、オペレーティングフロアの線量が非常に高いことから、燃料取り出し用カバー及び燃料取扱設備を設置するためのガレキ撤去や除染、遮へいを遠隔操作にて実施した。2015 年 11 月には、使用済燃料プール内の大型ガレキ（燃料交換機他）の撤去を完了し、2016 年 12 月には、除染、遮へいの設置を完了した。2017 年 1 月から、燃料取り出し用カバーや燃料取扱設備等の設置を開始し、2018 年中頃の燃料の取り出し開始を目指す。

5. 燃料デブリ取り出し

燃料デブリ取り出しについては、原子炉格納容器からの漏水部分の止水が必要な冠水工法の難易度が、当初の想定より高いことが明らかになってきたこと、水を用いない遮へい技術を適用した取り出し工法など、冠水工法以外の工法について、成立性に関する情報が得られたこと、原子力損害賠償・廃炉等支援機構（NDF）が発足し、多様な工法の実現性を、専門的に比較検証する体制が整ったこと等の状況変化を踏まえ、原子炉格納容器の水位や燃料デブリへのアプローチ方向を組み合わせた複数の工法の実現可能性について、成立性の評価及び技術的な比較検証を行っている。

この評価及び検証に当たっては、原子炉格納容器内の状況把握に集中的に取り組み、取得される情報を反映させた燃料デブリ取り出し工法の実現性を評価する。その結果を踏まえ、各号機の燃料デブリ取り出し方針を決定する計画としている。

（1）　原子炉格納容器内等の状況把握

原子炉格納容器内は、高線量のため進入が困難であり、ロボット等による原子炉格納容器内の調査、外部から検知する技術の活用、得られた情報を基にした解析や実験による推定を行い、必要な燃料デブリの位置の絞り込みにより燃料デブリ取り出し方針を決定する。

1 号機格納容器内の調査は、2012 年 10 月、2015 年 4 月、2017 年 3 月に実施した。2015 年 4 月の調査では、ロボットを用いて、格納容器内 1 階、地下階への開口部の周囲に大きな障害物がないこと、原子炉再循環ポンプや格納容器内壁面にも大きな損傷がないことを確認した。また、2017 年 3 月の調査では、地下 1 階面のペデスタル外の調査を行い、線量や堆積物の状況を確認するとともに、堆積物の採取を行った。

2 号機については、2012 年 1 月、2012 年 3 月、2013 年 8 月、2017 年 1～2 月に調査を実施した。2017 年 1～2 月の調査では、ペデスタル内のグレーチングの脱落、変形、堆積物を確認した。また、ペデスタル入り口付近の CRD ハウジングサポートには大きな損傷は見られないことを確認した。

3 号機については、2015 年 10～12 月、2017 年 7 月に実施した。2017 年 7 月の調査では、水中を遊泳するロボット（ROV）により、原子炉格納容器内ペデスタル内部状況を撮影した。複数の構造物の損傷や CRD ハウジング支持金具の一部が脱落していること、ペデスタル内に溶融物が固化したと思われるものやグレーチング等複数の落下物、堆積物があることを確認した。また、プラットホーム上のグレーチングは確認されなかった。

また、1 号機～3 号機原子炉内燃料デブリの位置を把握するため、宇宙線由来のミュオン（素粒子の一種）を用いた測定を行っている。

1 号機は、2015 年 2 月~5 月に測定を行い、炉心部に燃料がないと評価した。2 号機は、2016 年 3 月~7 月に測定を行い、圧力容器底部及び炉心下部、炉心外周域に燃料デブリと考えられる高密度の物質が存在していると評価した。3 号機は、2017 年 5 月から測定を行い、7 月までの測定結果では、原子炉圧力容器内部には、一部の燃料デブリが残っている可能性はあるものの、大きな高密度物質の存在は確認できていない。

（2）　燃料デブリ取り出し工法の実現性評価

燃料デブリ取り出し工法の実現性を評価するため、各工法を実現するための条件を明確にすると共に、その条件の成立性を各号機別に評価していく。

被ばく低減、飛散防止の観点から有効な工法と考えている冠水工法の実現性評価として、複数の原子炉格納容器の止水・補修方法の実現性に加えて、工法毎に原子炉格納容器等の健全性や燃料デブリの臨界リスクを評価する。また、気中工法の実現性として、放射線の遮へいや放射性物質のダスト飛散防止を実現するための設備の構造設計を行うとともに、高い放射線環境下での稼働や燃料デブリ取り出し時に発生するダストの抑制を重視した遠隔取り出し装置の開発を行うこととしている。

6. 廃棄物対策

廃炉作業に伴い発生する廃棄物を適正に保管していくことを目的に、当面 10 年程度の固体廃棄物の発生量予測を踏まえた「保管管理計画」を策定した。

発生する廃棄物は、既設施設の保管容量を超えて増加していくことから、廃棄物の保管管理を行う上では、敷地内の有効利用、管理のしやすさ、処理・処分の負担を低減する観点から、発生量をできるだけ少なくすることが重要である。運用を開始した雑固体廃棄物焼却設備等により、廃棄物を可能な限り減容すると共に、保管施設を導入し、遮へい・飛散防止及びモニタリングにより適切に保管する。

今後も、処理・処分方法の検討のため、性状把握、処理・処分技術の適用性、難測定核種等の分析手法等の開発を推進していく。

*Shinji, Saito

Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.

2017年秋の大会

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション
福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」現状及び活動報告
Periodical Report from Study Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPP

福島第一原子力発電所廃炉に向けたIRIDによる技術開発の現状

Current Status of IRID R&D Project for Fukushima Daiichi nuclear power plant decommissioning

*奥住　直明
技術研究組合　国際廃炉研究開発機構

福島第一原子力発電所廃炉に際して、最大の課題は溶融した燃料が冷えて固まった燃料デブリの取出しである。本報告では燃料デブリ取出しに関わる技術開発状況について報告する。
キーワード：福島第一原子力発電所事故、廃炉、燃料デブリ

1. 緒言

福島第一原子力発電所の廃炉は、廃炉戦略の立案・研究開発プランの策定を行う「原子力損害賠償・廃炉等支援機構(NDF)」、事業者の「東京電力ホールディングス福島第一廃炉推進カンパニー」、研究開発を実施する「IRID」の３者が緊密に連携し、国を含む４者が一体となって取り組む体制となっている。IRIDは福島第一原子力発電所の廃炉に必要となる研究開発に中心的にかかわる１８法人が集まった組織体である。IRIDが進める主な研究開発は「燃料デブリ取り出し準備に係る研究開発」、「放射性廃棄物の処理・処分に係る研究開発」、「使用済み燃料プールからの燃料取り出しに係る研究開発」の３つがある。安全かつ着実な作業を可能とするシステムを構築するためには、①燃料デブリの所在やプラントの損傷状態等の綿密な調査、②原子力安全リスクの想定と対処及び検証、③高放射線環境、きょうあい部、水中、暗所等の環境での信頼性の高い遠隔作業の技術等が必要とされ、開発を続けている。本稿では、燃料デブリ取り出し準備に係る研究開発についての進捗状況等を述べる。

2. 研究の進捗と展望

燃料デブリ取出し準備に係る研究開発としては、主に調査と取出しの観点から研究に取り組んでいる。格納容器内の燃料デブリを直接的に検知するための技術開発を進めており、1号機においては2014/4月及び2017/3月に格納容器内部へロボットを侵入させることに成功し、２号機においては2017/1月に圧力容器直下（ペデスタル内側）の調査を実施した。また、３号機においても本年７月に水中遊泳ロボットによるペデスタル内側燃料デブリ調査を実施した。これらのロボットによる調査と、先に実施のミュオンによる調査結果も踏まえて、次のステップでは燃料デブリへ直接アクセスし、分布状態や組成の調査を進めていく計画である。このためには、ロボット技術をさらに高度化するともに、圧力容器内へのアクセス方法や高放射線下での各種計測技術等の開発を引き続き進めていく必要がある。燃料デブリ取出し技術の開発については、原子炉内や格納容器内での燃料デブリへのアクセス、切削、収集、格納、搬出そして保管といったすべてのプロセスを遠隔で行う要素技術の開発を進めている。一方で、燃料デブリの取出しは単に要素技術を組み合せるのでなく、原子力安全リスクを想定しかつリスクマネージメントが可能なように設計されることや、さらに保管、廃棄物、所要期間、コストなどを見据える必要がある。メンテナンスや長期的な作業を着実に行ってゆけるような構成も重要である。IRIDでは遠隔除染、健全性評価、止水、臨界

管理、燃料デブリ性状把握、移送・収納管等の各プロジェクトが燃料デブリ取り出しを支援し、安全で着実な廃炉作業を可能とする技術開発を進めている。

3. 今後の進め方

極めて困難な廃炉事業を進めてゆくために IRID は国内外の叡智を結集し、研究開発を進めていく所存である。とりわけ、破損燃料の取り出し・保管作業等を実施している海外機関には、ハードウェアのみならず、安全管理やプロセス等の実績についても大いに期待し、今後も緊密な連携を構築、維持して安全かつ着実な廃炉のための技術開発を行っていく。

---

*Naoaki Okuzumi

International Research Institute for Nuclear Decommissioning.

2017年秋の大会

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」現状及び活動報告

Periodical Report from Study Committee on Decommissioning of The Fukushima Daiichi NPP

建屋の構造性能検討分科会からの報告

The report from a building structure soundness evaluation subcommittee

*瀧口克己

東京工業大学・名誉教授

１．活動の輪郭

約 2 年間にわたる本分科会の活動を概観し、近い将来を含めた当面の活動計画を述べる。目的、方針、委員構成、学会における組織的位置付け、等の基本事項を踏まえて、委員会活動の成果のイメージに言及する。

何をやりたいのか、何ができそうなのか、何ができそうでないのか、どうやって社会に働きかけていくのか、等を論ずることになる。

２．知見の精度・要求される機能・許容する変形

検討すべき構造性能の主たるものは耐震である。対象とする期間中に襲来する地震の強さ、現状の構造物の特性、構造物特性の経時変化、等に関して、我々が現在有している知見の水準は十分に高いとは言い難い。

断層に関する調査、構造・材料実験、解析手法の開発、いずれも高度化の余地大である。ただし、これはものづくりの宿命であり、どのようにバランスをとって行くのかが論点となる。

具体的な問題点を示し、想定すべき地震動の強さ・要求される機能・許容する変形の関連性、および、各項目をどのように考えるかを論ずる。

３．中間報告・2017 年版

本分科会では、約 2 年間の議論を踏まえて、「中間報告・2017 年版」を纏めようとしている。その概要を報告する。

課題の羅列になることをも恐れず、その時点、時点で可能な部分を纏め、広範囲の方々に分科会としての意見を開示していくことが重要であると考えている。

2017 年版では、3 号機建屋を代表建屋とし、その耐震安全性をどう評価するかを論考する。対象期間は燃料プールの燃料取り出し開始までとする。

この中間報告では、これからの課題と分科会の方向についても記述される。多くの課題があり、本分科会で取り扱うのが適切であろうと思われる部位の一つがペデスタルである。ペデスタルは「建屋」ではなく格納容器内の構造物であるが、鉄筋コンクリート製であるのが理由である。

---

*Katsuki Takiguchi

Professor Emeritus at Tokyo Institute of Technology

2017年秋の大会

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」現状及び活動報告

Periodical Report from Study Committee on Decommissioning of The Fukushima Daiichi NPP

廃棄物検討分科会からの報告

The report from a subcommittee for radioactive waste management

*柳原　敏

福井大学，附属国際原子力工学研究所

1. はじめに

廃棄物検討分科会は平成 28 年 5 月から福島第一原子力発電所（1F）廃炉等で発生する放射性廃棄物の対策のあり方（放射性廃棄物管理シナリオの分析）に係る検討を進めている。検討の内容は、廃棄物発生量の予測と特性評価、廃棄物管理シナリオの想定と分析などから構成される。廃棄物管理シナリオは、安全性、経済性、社会的受容性など様々な観点が必要であり、各種作業に対応して幾つかの廃棄物管理シナリオの想定と分析を実施する予定である。本報告ではこれまでの検討と今後の計画について紹介する。

2. 検討方法

1F 廃炉で発生する放射性廃棄物の管理では、事故対応からサイト修復までの一連の取組を総合して検討する必要がある。また、廃炉・環境修復の計画検討においては放射性廃棄物管理シナリオの最適化が必須の課題である。そこで、事故炉の廃止措置及び原子力サイトの環境修復に係る報告書をレビューするとともに 1F における廃棄物管理の現状調査を進めた。特に、廃炉・環境修復の幾つかのエンドポイントに対して基本的な廃棄物管理シナリオを出来るだけ定量的に評価することを目的に検討を進めている。

3. 報告書レビュー

幾つかの報告書では、事故後の活動を事故対応、安定化、事故後クリーンアップ、(安全貯蔵)、施設解体（廃止措置)、環境修復などに分類して、廃棄物管理に係る長期戦略を決定することの重要性が指摘された（例えば、[1]、[2])。また、長期戦略の検討にはこのためには施設解体（廃止措置）やサイト環境修復のエンドステートを明らかにすることの重要性についても指摘されている。

4. シナリオの検討

事故後の様々な活動（燃料デブリ取出などを含む）で発生する放射性廃棄物は 1F サイトに保管され、特性調査、安定化処理、減容処理、廃棄体化処理などが実施されることになる。放射性廃棄物対策では 1F サイトの地理的条件や既存施設の状況などから、サイトを幾つかの領域に区分して、除染、廃棄物の貯蔵、廃棄物処理などに係る活動が実施されてきた。そこで、廃棄物管理シナリオの検討では区分した領域ごとに事故対応から環境修復までの活動に対して時間軸をパラメータに廃棄物発生量の予測及び廃棄物管理の安全性、経済性、社会的受容性に関する評価を行う。

参考文献

[1] IAEA, Experience and Lessons Learned Worldwide in the Cleanup and Decommissioning of Nuclear Facilities in the Aftermath of accidents, 2014

[2] OECD/NEA, Strategic Considerations for the Sustainable　Remediation of Nuclear Installations, 2016

*Satoshi Yanagiharao, University of Fukui

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：306-1 Nuclear Safety Engineering, Nuclear Installation Safety, PSA

Fri. Sep 15, 2017 2:45 PM - 3:35 PM JST | Fri. Sep 15, 2017 5:45 AM - 6:35 AM UTC | Room C Open Hall - B1 Block

[3C10-12] Seismic PRA 2

Chair:Katsumi Ebisawa (CRIEPI)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[3C10] Rsearch on Seismic Correlation for PRA

Part 1: Calculation Method of Seismic Correlation

*Yasuki Ohtori[1], Masato Nakajima[2], Hitoshi Muta[1] (1. Tokyo City University, 2. Central Research Institute of Electric Power Industry)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[3C11] Investigation and Consideration about Risk Evaluation by Fault Displacements for Nuclear Facilities

Structure Damage on Surface Faulting of 2016 Kumamoto Earthquake

*Masanobu Kamiya[1], Masataka Sawada[2], Yasuhira Aoyagi[2] (1. JAPC, 2. CRIEPI)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[3C12] Fragility Evaluation considering Aleatory and Epistemic Uncertainty of Fault Displacement for Reactor Buildings

*Kenshiro Ishiki[1], Hirokazu Tsuji[2], Minoru Kanechika[1], Yoshinori Mihara[1] (1. Kajima Corp., 2. Japan Nuclear Safety Inst.)

3:30 PM - 3:35 PM JST | 6:30 AM - 6:35 AM UTC

Time reserved for Chair

地震 PRA における損傷相関に関する研究
その１：地震時相関係数の算定法

Research on Seismic Correlation for PRA

Part 1: Calculation Method of Seismic Correlation

*大鳥靖樹[1]，中島正人[2]，牟田仁[1]

[1]東京都市大学，[2]（一財）電力中央研究所究所

Reed et al. (1985) の方法を基に、地震 PRA の共通原因故障を評価する際に必要となる応答の相関係数の計算方法を提案する。

キーワード：損傷相関，地震 PRA，共通原因故障，原子力機器

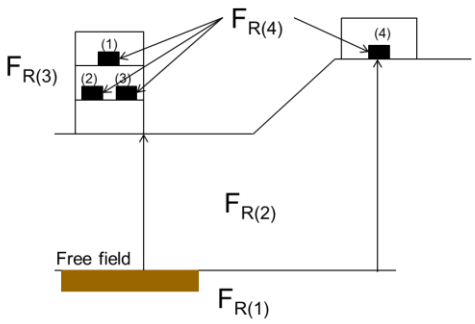
1. 緒言

地震 PRA は、内的事象 PRA とは異なり共通原因による機器の複数同時故障を想定する必要がある。機器の同時故障の検討にあたっては、損傷（応答・耐力）の相関を考慮する必要があるが、相関に関するデータの不足や、計算労力の問題から簡便な評価が行われてきた。しかしながら、PRA の高度化にあたっては、プラント固有の相関係数に基づいて評価することが不可欠であり、機器の損傷相関の計算方法を構築することは、重要な課題である。本報告では、機器間の応答の相関の計算方法について提案する。

2. 応答の相関の計算方法

Reed et al. (1985)は、機器 *i,j* 間の相関係数は、不確実さのばらつきの共通部分と各機器のばらつきから求まるとして $\rho = \beta_C/(\beta_i \times \beta_j)$の式を提示している。前記の式は、論文中で直接使われていないが、ばらつきの共通部分とそれ以外の部分を分離できれば、相関係数が計算可能であることを示している。具体的なばらつきの分離の考え方と事例計算結果を以下で述べる。

本検討では、地震 PRA 標準にならい応答係数として、解放基盤面の地震動の評価($F_{R(1)}$)、建物・構築物への入力地震動の評価($F_{R(2)}$)、建物・構築物の地震応答評価($F_{R(3)}$)、機器・配管系の地震応答評価($F_{R(4)}$)の 4 つを考える。ここで、応答係数の偶然的不確実さをそれぞれ、0.05, 0.25, 0.10, 0.05 として、認識論的不確実さを一律 0.10 と仮定した。機器(1)と機器(2)の応答の相関係数の場合、$F_{R(1)}$〜$F_{R(2)}$までは揺れは同一の経路を通るため共通であり、$F_{R(3)}$, $F_{R(4)}$ において、個々に揺れる部分が出てくる。同じ建物内であるが別の階に設置されているため、極端なケースとして 2 つの機器間で $F_{R(3)}$，$F_{R(4)}$ は無相関と仮定して応答の相関係数を計算すると 0.723 となる。機器(2)と機器(3)の相関については、$F_{R(1)}$〜$F_{R(3)}$ が共通部分であると仮定すると 0.894 となる。損傷の相関については、応答の相関に耐力の相関を考慮することにより計算可能である。



図：応答係数

3. 結論

Reed et al. (1985) に基づき応答の相関係数の計算方法を提案し、事例計算の結果を示した。今後は、計算法の妥当性や実機への適用性の検討を行っていく予定である。

参考文献

[1] Reed et al., Analytical Techniques for Performing Probabilistic Risk Assessment of Nuclear Power Plants, ICOSSAR’85

---

*Yasuki Ohtori[1], Masato Nakajima[2] and Hitoshi Muta[1]

[1]Tokyo City University, [2]Central Research Institute of Electric Power Industry

断層変位に対するリスク評価に係る調査・検討
～2016 年熊本地震で出現した地表地震断層の構造物に対する影響～

Investigation and Consideration about Risk Evaluation by Fault Displacements for Nuclear Facilities
-Structure Damage on Surface Faulting of 2016 Kumamoto Earthquake-

*神谷 昌伸[1]，澤田 昌孝[2]，青柳 恭平[2]
[1]日本原電，[2]電中研

2016 年熊本地震で出現した地表地震断層の直上にあった建物等には、基礎等に局所的な損傷が生じた場合でも、建物の空間は保持された事例が相当数あることが理解できる。このような知見も踏まえた上で、原子力安全における断層変位の施設に与えるリスク評価を考えていく必要がある。

キーワード：原子力安全，断層変位，リスク評価，2016 年熊本地震，地表地震断層

1. はじめに

2016 年熊本地震により、震度 7 あるいは震度 7 相当の強い地震動に見舞われた地域を中心に、甚大な被害が生じた。一方で、建物等の直下に地表地震断層が出現した場合でも大きな被害に至らなかった事例がある。これらの事例の概要について、文献調査や現地での調査結果に基づき報告し、断層変位の原子力施設に与えるリスク評価に関して所見を述べる。

2. 地表地震断層の構造物に対する影響事例

・ほぼ全域の地表地震断層の、その極近傍の建物被害調査によると、断層直上でも、新しく耐震性に配慮した建物（RC べた基礎、バランスが取れた多くの耐震壁など）には、大きな被害が見られていない[1]。

・地盤変状が建築物被害に影響を及ぼす構造力学的なメカニズム（基礎が破壊し、1 階柱脚に強制変位が作用すること等）に着目すると、上部構造を崩壊に至らせるような基礎被害は、益城町における通り悉皆調査では限定的であった[2]。

・鉄筋コンクリート造と考えられる建物で床や柱に局所的な損傷はあるものの著しい耐力の低下は見られず建屋内の空間は被災後も確保されている。

・コンクリート造の地下通路では数十 cm の横ずれ変位を受けたが、通路の空間は概ね確保された（右写真：復旧後に撮影）[3]。



3. 原子力施設に対するリスク評価

堆積層に支持されている一般構造物と岩盤に支持されている原子力施設との相違はあるが、熊本地震における上記のような事例も踏まえて、原子力安全における断層変位の施設に与えるリスク評価を考えていく必要がある。変位量の増大に伴い施設への影響は大きくなるが、施設の安全機能の維持の観点からリスク評価を行い、原子力安全の観点からの意思決定に繋げていくことが重要である。変位量の予測に不確実さが伴う場合においても、変位量を漸増させた条件での施設影響評価を行うことにより、リスク情報を得ていくことができる。

参考文献

[1] 久田ほか：2016 年熊本地震の地表地震断層の近傍における建物被害調査(その 1)，日本地震学会秋季大会, 2016 年.
[2] 国総研・建築研：「熊本地震における建築物被害の原因分析を行う委員会」第 2 回配布資料, 2016 年 6 月 30 日.
[3] 土木学会原子力土木委員会地盤安定解析高度化小委員会断層変位評価 WG：熊本地震調査報告, 2016 年 11 月 29 日.

*Masanobu Kamiya[1], Masataka Sawada[2] and Yasuhira Aoyagi[2]
[1]The Japan Atomic Power Company, [2]Central Research Institute of Electric Power Industry

断層変位に対する偶然的および認識論的不確実さを考慮した原子炉建屋のフラジリティ評価

Fragility Evaluation considering Aleatory and Epistemic Uncertainty of Fault Displacement for Reactor Buildings

*石木 健士朗[1]，辻 弘一[2]，兼近 稔[1]，美原 義徳[1]
[1]鹿島建設，[2]原子力安全推進協会

断層変位に対するフラジリティ評価のための基礎データを得ることを目的とし，偶然的および認識論的不確実さを考慮した建屋応答のばらつきを解析的に定量化し，フラジリティ評価に係る試算結果を示した。

キーワード：断層変位ハザード，副断層，原子炉建屋，フラジリティ評価，偶然的不確実さ，認識論的不確実さ

1. はじめに

新規制基準における敷地内断層についての課題を解決するにあたり，既往の調査・検討[1][2]を踏まえて，断層変位に対する偶然的および認識論的不確実さを考慮した建屋フラジリティ評価のための基礎データを得ることを本報告の目的とする。

2. 不確実さに係る解析的検討

材料物性（地盤せん断波速度，コンクリート強度，建屋－地盤間の摩擦係数）に関連する偶然的不確実さと断層変位ハザード（断層タイプ，断層位置，傾斜角）に関連する認識論的不確実さがそれぞれ変動した場合について，建屋－地盤連成系 3D-FEM モデル（図 1）による解析的検討を行い，建屋応答のばらつきを定量化した。その結果，偶然的および認識論的不確実さ要因の対数標準偏差（βr および βu）はいずれも 0.2 程度と推定された。

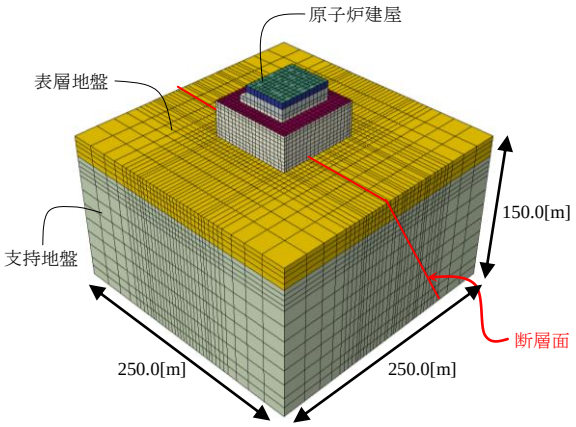


図 1　解析モデル

3. 原子炉建屋のフラジリティ評価

断層変位に対する主要な損傷モードを基礎版の面外せん断破壊とし，離散的に得られた損傷確率から最小二乗法を用いて，対数正規累積分布関数でフラジリティ曲線を近似した。軟岩サイトを対象とした 5%,50%,95%信頼度のフラジリティ曲線を図 2 に示す。これより，50%の損傷確率となる断層変位量は 79cm，HCLPF に対応する断層変位量は 32cm と試算された。

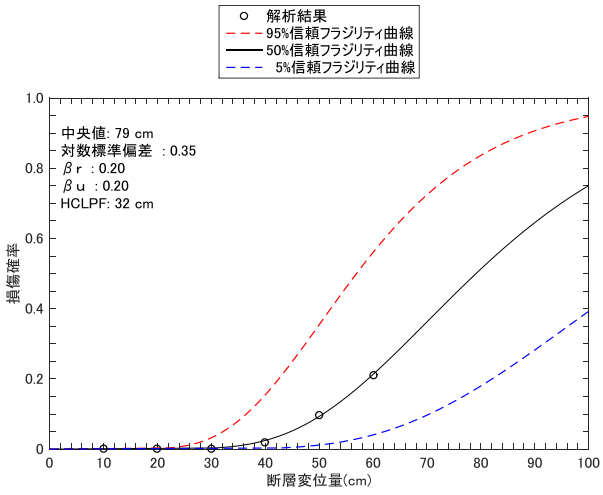


図 2　フラジリティ曲線

参考文献

[1] （一社）原子力安全推進協会：原子力発電所敷地内断層の変位に対する評価手法に関する調査・検討報告書，平成 25 年 9 月，http://www.genanshin.jp/archive/sitefault/.

[2] 日本原子力学会：「断層の活動性と工学的リスク評価」調査専門委員会　報告書，http://www.aesj.net/sp_committee/com_dansou.

*Kenshiro Ishiki[1], Hirokazu Tsuji[2], Minoru Kanechika[1] and Yoshinori Mihara[1]

[1]Kajima Corp., [2]Japan Nuclear Safety Inst.

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：306-1 Nuclear Safety Engineering, Nuclear Installation Safety, PSA

Fri. Sep 15, 2017 3:35 PM - 4:55 PM JST | Fri. Sep 15, 2017 6:35 AM - 7:55 AM UTC | Room C Open Hall - B1 Block

[3C13-17] Seismic PRA 3

Chair:Masanobu Kamiya (JAPC)

3:35 PM - 3:50 PM JST | 6:35 AM - 6:50 AM UTC

[3C13] Development of fault displacement PRA methodology

(1)Outline

*Katsumi Ebisawa[1], Hideaki Tsutsumi[1], Yoshinori Mihara[3], Futoshi Tanaka[2], Daisuke Ochi[2], Manabu Miyata[2], Ryusuke Haraguchi[2], Tetsuhiro Gou[2], Kunihiko Sato[2], Hidenori Miwa[2] (1. CRIEPI, 2. MHI, 3. Kajima)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

[3C14] Development of fault displacement PRA methodology

(2)Identification of accident scenario based on view point of soil and building failure against fault displacement

*Yoshinori Mihara[1], Katsumi Ebisawa[2], Hideaki Tsutsumi[2] (1. Kajima Corporation, 2. Central Research Institute of Electric Power Industry)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[3C15] Development of fault displacement PRA methodology

(3)Identification of accident scenario based on view point of structure, system and component failure against fault displacement

*Futoshi Tanaka[1], Daisuke Ochi[1], Manabu Miyata[1] (1. MHI)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[3C16] Development of fault displacement PRA methodology

(4)Development of fragility evaluation method of structure and component against fault displacement

*Ryusuke Haraguchi[1], Tetsuhiro Gou[1], Kunihiko Sato[2] (1. Mitsubishi Heavy Industries, LTD., 2. MHI Nuclear Systems And Solution Engineering Co., Ltd.)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[3C17] Development of fault displacement PRA methodology

(5)Development of accident sequence evaluation against fault displacement

*Hideki Miwa[1], Daisuke Ochi[1], Manabu Miyata[1], Futoshi Tanaka[1] (1. MHI)

4:50 PM - 4:55 PM JST | 7:50 AM - 7:55 AM UTC

Time reserved for Chair

断層変位 PRA 手法の開発　（1）概要

Development of Fault Displacement PRA Methodology (1) Outline

*蛯沢勝三[1],堤英明[1],美原義徳[2],田中太[3],越智大輔[3],宮田学[3],原口龍将[3],呉哲浩[3],佐藤邦彦[3],
吉田慎一[4],三輪秀紀[3],
[1]電中研,[2]鹿島,[3]三菱重工,[4]大林

断層変位 PRA 手法手順は、断層変位に対する①事故シナリオ同定、②ハザード評価、③フラジリティ評価、④事故シーケンス/炉損損傷頻度評価の各タスクからなり、⑤断層変位に対する各種対策工及びそれらの CDF への影響評価のタスクも含む。

キーワード：断層変位, PRA, 事故シナリオ,ハザード,フラジリティ,事故シーケンス,炉心損傷頻度,対策工

1. まえがき　原子力学会地震 PRA 実施基準改定(2015)では、断層変位 PRA 手法の考え方が規定される[1]と共に、各種機関では関連評価が進められている。著者等も断層変位 PRA に係る各種評価を進め、定量的評価の蓄積を図っている[2]～[4]。本報は、5 つのシリーズ発表のうちの(1)概要であり、同シリーズ発表は 2018 年資源エネルギー庁委託研究の成果の一部をまとめたものである。同概要では、断層変位 PRA 手法開発における著者等の研究の位置づけや考え方の整理及び主な不確実さ要因について述べる。

2. 断層変位 PRA 手法開発における著者等の研究の位置づけ　断層変位炉心損傷頻度(CDF^{FD}: Core Damage Frequency against Fault Displacement, 1/炉・年) は地震動炉心損傷頻度 CDF^{SM}評価同様、断層変位ハザード(1/年)の微分値(1/断層変位・年)に断層変位炉心損傷確率 CDP^{FD}(-)を乗じ断層変位で積分して求める。既往断層変位ハザード評価例によると、10㎜以下の断層変位年超過頻度が 10^{-7}(1/年)程度と公表されているので、CDP^{FD}にもよるが CDF^{FD}が少なくとも 10^{-7}(1/炉年)以下になる可能性が高いと考える。そこで、残余のリスクの性能目標 CDF10^{-4}(1/炉・年)、公開 CDF$^{SM}10^{-6}$(1/炉・年)程度よりも小さいリスクの可能性が高い。しかしながら、リスクが小さいとしても、断層変位に対する既往プラント機能喪失(CDP^{FD})に係る実力がどれ程か、不確実さを考慮した評価手法も含めた説明性が強く求められている。これらに応えるべく著者等は、上記②断層変位ハザード評価の進展に係る一方、特に①、③～⑤の進展に貢献すべき活動を進めている。

3. 断層変位 PRA 手法開発における考え方の整理及び主な不確実さ要因　考え方の整理及び主な不確実さ要因は次の通りであり、これらを対象として評価手法の高度化や定量評価の蓄積を進めている。(1)断層変位 PRA 手法の枠組み構築(断層変位による事故のシナリオ/伝播、地震動と断層変位の重畳も含む)、(2)CDF^{FD}はどれ程か、その支配断層変位の範囲はどれ程か(何 mm 以上で、何 m 以下か)、(3)地震動や津波事象 CDF とどれ程異なるか、(4)断層タイプ(正断層/逆断層/横ずれ)、断層変位タイプ(主断層/分岐断層/副断層)、これら断層からの距離、地盤硬さ(硬岩/やや柔岩/柔岩)の CDP^{FD}への影響。加えて、断層変位に対する設計体系は明確に確立されていないので、フラジリティ評価と断層変位設計をシームレスに捉え、フラジリティ評価手法を活用し、各種対策工や可搬型 SA 設備等の断層変位設計の枠組み確立の考え方も考慮。

4.シリーズ発表の構成　シリーズ発表は次の 5 つからなる。(1)概要、(2)プラント地盤・建屋損傷の観点からの事故シナリオの同定、(3)プラント構造物・システム・機器損傷の観点からの事故シナリオの同定、(4)構造物・機器フラジリティ評価手法の整備、(5)事故シーケンス評価手法の整備

参考文献　[1]原子力学会(AESJ-SC-P006:2015,2015.12), [2]堤他(JCOSSAR,2015.9), [3]蛯沢他(AESJ2019 春の大会,2019.3), [4]堤他(AESJ2019 春の大会,2019.3)

*Katsumi Ebisawa[1], Hideaki Tsutsumi[1], Yosinori Mihara[2], Futoshi Tanaka[3], Daisuke Ochi[3], Manabu Miyata[3], Ryusuke Haraguchi[3], Tetsuhiro Gou[3], Kunihiko Sato[3],Sinji Yoshida[4],Hidoki Miwa[31]CRIEPI, [2]Kajima, [3]MHI, [4]Obayashi

断層変位 PRA 手法の開発
（2）プラント地盤・建屋損傷の観点からの事故シナリオの同定

Development of fault displacement PRA methodology
(2) Identification of accident scenario based on view point of soil and building failure against fault displacement

*美原　義徳[1]，蛯沢　勝三[2]，堤　英明[2]
[1]鹿島建設(株)，[2](一財)電力中央研究所

断層変位 PRA 手法は、断層変位事故シナリオ同定、断層変位ハザード評価、断層変位フラジリティ評価、断層変位事故シーケンス評価の 4 つのタスクから構成される。本発表では、断層変位事故シナリオ同定のうち、プラント地盤・建屋損傷の観点からの事故シナリオの同定について紹介する。

キーワード：断層変位 PRA、断層変位事故シナリオ同定、断層変位ハザード評価、断層変位フラジリティ評価、断層変位事故シーケンス評価

1. 緒言

原子力学会地震 PRA 実施基準（2015）[1]では、断層変位 PRA 手法の考え方が規定されると共に、各種機関では関連評価が進められている。著者等も断層変位 PRA に係る各種評価を進め、定量的評価の蓄積を図っている。本報は、5 つのシリーズ発表のうちの（2）プラント地盤・建屋損傷の観点からの事故シナリオの同定について整理したもので、同シリーズ発表は 2018 年資源エネルギー庁委託研究の成果の一部をまとめたものである。

2. 実施内容

2-1. 断層変位に伴う建屋の損傷モード

断層変位に伴う建屋の損傷モードの特徴としては、地震応答に伴う建屋の損傷モードと比較して、建屋下部における損傷が支配的なことにある。断層変位に伴って考慮すべき建屋の損傷モードは、断層形式（正断層、逆断層、横ずれ断層）により建屋への作用が異なり、基礎版及び耐震壁の曲げ破壊あるいはせん断破壊が支配的となる。

2-2. 損傷モードに対応した損傷シナリオの分類及び事故シナリオの分析

ここでは、2-1 で整理した断層変位に伴う建屋の損傷モードに対応した損傷シナリオを分類する。損傷シナリオに際しては、断層変位の形式・位置・傾斜角に着目して、格納容器損傷に与える影響の観点に加えて、主としてレベル 1PRA に立脚した炉心損傷に与える事故シナリオの観点から損傷シナリオを分類した。さらに、上記で得られた損傷シナリオに基づき、事故シナリオ及び事故シーケンスの関係を整理した。

3. 結論

断層変位が発生した場合の損傷シナリオに基づき、それらの影響から発生する事故シナリオを検討した。今後は、断層変位と地震動との重畳を考慮した損傷シナリオの分類及びそれらを踏まえた事故シナリオのスクリーニング手法の整備に向けた検討等を引き続き実施する。

参考文献

[1] 日本原子力学会標準 原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2015
[2] 原子力発電所敷地内断層の変位に対する評価手法に関する調査・検討報告書（平成 25 年 9 月）

---

*Yoshinori Mihara[1], Katsumi Ebisawa[2] and Hideaki Tsutsumi[2]
[1]Kajima Corporation, [2]Central Research Institute of Electric Power Industry

断層変位 PRA 手法の開発（3）－プラント構造物・システム・機器損傷の観点からの事故シナリオの同定

Development of fault displacement PRA methodology (3) – Identification of accident scenario based on view point of structure, system and component failure against fault displacement

*田中太，越智大輔，宮田学（三菱重工）

（抄録）断層変位 PRA手法は次の 4 つのタスクから構成される。断層変位事故シナリオ同定、断層変位ハザード評価、断層変位フラジリティ評価、断層変位事故シーケンス評価。

キーワード：断層変位 PRA手法、断層変位事故シナリオ同定、断層変位ハザード評価、断層変位フラジリティ評価、断層変位事故シーケンス評価

1. 緒言

断層変位によるプラントへの影響について、影響度及び頻度の観点から分類し重要なシナリオを同定した。それを踏まえ、起因事象を選定し、グループ化を行った。

2. 実施内容

2-1. 事故シナリオの同定

断層変位は、プラントへの影響範囲が局所的でありかつ、発生頻度やプラントへの影響に対する不確かさが大きい。よって、断層変位リスクを把握するには、事故シナリオの発生頻度とプラントへの影響の両面に対し重要な事故シナリオを抽出するアプローチが有効である。図 1 に示すように、事故シナリオの発生頻度とプラントへの影響を高／低として 4 つの区分を作成し、各区分に対する事故シナリオを分析した。

その結果、海水系・補機冷却水系の機能喪失をともなう事象、外部電源の喪失を伴う事象、制御棒の挿入性が阻害される事象が”高影響×有意な頻度”の区分として分類された。

2-2. 起因事象の選定及びグループ化

断層変位による起因事象は、地震 PRA で考慮している起因事象を参考に選定した。また、それらの起因事象を、事象の包絡性を考慮してグループ化した（表 1）。結果として、緩和系による事象緩和が困難な起因事象、外部電源喪失事象、海水系機能喪失事象、ATWS の 4 事象が抽出された。

3. 結論

発生頻度及びプラントへの影響の観点による 4 つの区分を用いた分析を行った結果、高影響かつ高頻度のシナリオを同定した。また、既往地震 PRA も踏まえ起因事象を選定し、包絡性を考慮しグループ化を行った。これらの成果は、後続の事故シーケンス評価において活用する。

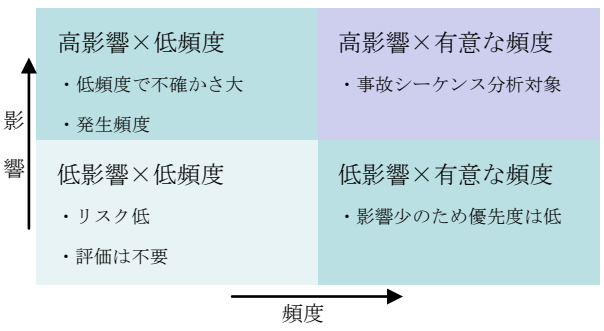


図 1 頻度と影響による分類

表 1 事象のグループ化

起因事象	グループ	根拠
LOCA、SGTR、建屋損壊	炉心損傷直結	緩和が困難な可能性を考慮した
2 次系破断 RB	炉心損傷直結	全ループ主蒸気管／主給水管破断が起こり得る
2 次系破断 TB	外部電源喪失	隔離弁下流破断を外部電源喪失で包絡させる
補機冷却水喪失、海水系喪失	海水系喪失	影響範囲の大きい海水系喪失で代表
主給水喪失、過渡事象、外電喪失	外部電源喪失	外部電源喪失で包絡させる
ATWS	ATWS	－

*Futoshi Tanaka, Daisuke Ochi, Manabu Miyata (MHI)

断層変位 PRA 手法の開発
（4）構造物・機器フラジリティ評価手法の整備

Development of fault displacement PRA methodology

(4) Development of fragility evaluation method of structure and component against fault displacement

*原口 龍将[1]，呉 哲浩[1]，佐藤 邦彦[2]

[1]三菱重工業㈱，[2]MHI ニュークリアシステムズ・ソリューションエンジニアリング㈱

断層変位 PRA 手法は、断層変位事故シナリオ同定、断層変位ハザード評価、断層変位フラジリティ評価、断層変位事故シーケンス評価の 4 つのタスクから構成される。本発表では、断層変位フラジリティ評価の概念及び手法の概要について紹介する。

キーワード：断層変位 PRA、断層変位事故シナリオ同定、断層変位ハザード評価、断層変位フラジリティ評価、断層変位事故シーケンス評価

1. 緒言

原子力学会地震 PRA 実施基準（2015）[1]では、断層変位 PRA 手法の考え方が規定されると共に、各種機関では関連評価が進められている。著者等も断層変位 PRA に係る各種評価を進め、定量的評価の蓄積を図っている。本報は、5 つのシリーズ発表のうちの(4)構造物・機器フラジリティ評価手法の整備であり、同シリーズ発表は 2018 年資源エネルギー庁委託研究の成果の一部をまとめたものである。

2. 実施内容

2-1. 機器フラジリティに関する検討

原子力発電所において設置される機器をカテゴリ分類し、敷地で発生した断層変位による建屋の傾斜が建屋内の機器に及ぼすと考えられる影響・損傷モードについて、機器種別ごとに分析した。その結果に基づき選定した代表機器について、断層変位により建屋が傾斜することで機器に発生する荷重を算出して当該機器の健全性を評価すると共に、Zion 法（耐力係数と応答係数による方法）をベースに検討したフラジリティ評価手法を用いてフラジリティ試評価を実施した。

2-2. 建屋フラジリティに関する検討

断層変位による建屋変形に関する評価の保守性・不確実さに関する分析考察を行い、建屋フラジリティ評価について検討した。また、建屋直下の断層が変位した場合に対する建屋 3 次元 FEM モデルによる解析結果[2]をもとに、上記の機器フラジリティ評価において使用する建屋応答係数の試評価を実施した。

3. 結論

断層変位によって発生する傾斜に着目したフラジリティ評価手法を整備し、断層変位リスクの定量化に向け活用することが可能となった。今後は、具体的な定量評価や地震動との重畳を考慮した手法整備に向けた検討等を引き続き実施する。

参考文献

[1] 日本原子力学会標準 原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2015

[2] 原子力発電所敷地内断層の変位に対する評価手法に関する調査・検討報告書（平成 25 年 9 月）

---

*Ryusuke Haraguchi[1], Tetsuhiro Gou[1] and Kunihiko Sato[2]

[1]Mitsubishi Heavy Industries, LTD., [2]MHI Nuclear Systems And Solution Engineering Co., Ltd.

断層変位 PRA 手法の開発（5）－事故シーケンス評価手法の整備

Development of fault displacement PRA methodology (5)

– Development of accident sequence evaluation against fault displacement

*三輪英紀，越智大輔，宮田学，田中太（三菱重工）

（抄録）断層変位 PRA手法は次の 4 つのタスクから構成される。断層変位事故シナリオ同定、断層変位ハザード評価、断層変位フラジリティ評価、断層変位事故シーケンス評価。

キーワード：断層変位 PRA手法、断層変位事故シナリオ同定、断層変位ハザード評価、断層変位フラジリティ評価、断層変位事故シーケンス評価

1. 緒言

断層変位の事故シーケンス評価手法の整備として、システムのモデル化及び断層変位リスクを表現するアウトプット概念の検討を実施した。

2. 実施内容

2-1. システムのモデル化

先行発表（３）で検討した起因事象に対応する、起因事象イベントツリーとその収束シナリオに対応する緩和系イベントツリーを作成した。さらに、仮想的なプラントを想定し、簡易的なフォルトツリー（緩和系イベントツリーのヘディングに対応）を構築した。モデル化対象設備としては、代表的な動的機器、静的機器、サポート系とし、弁については対象外とした。損傷モードとしては、断層変位による損傷、地震による損傷、ランダム故障を考慮した。作成したフォルトツリーのコンセプト図を図 1 に示す。

2-2. 事故シーケンスの定量化に関する検討

断層変位のリスクを明確にするために、断層の変位距離の関数として炉心損傷確率（Conditional Core Damage Probability; CCDP）を評価することが可能である。また、通常の地震 PRA と同様の手法を用いることで、CCDP を地震加速度の関数として表すことも可能である。これらの組み合わせにより、図 2 に示すように断層変位のリスクを 3 次元図として表すことができ、断層変位の特徴的なリスクを表現することができる。

3. 結論

断層変位に係るイベントツリー、フォルトツリーを構築した。また、定量評価に向けた検討を実施し、断層変位のリスクを明確化するアウトプットの概念を構築した。定量評価は次年度以降の課題としている。

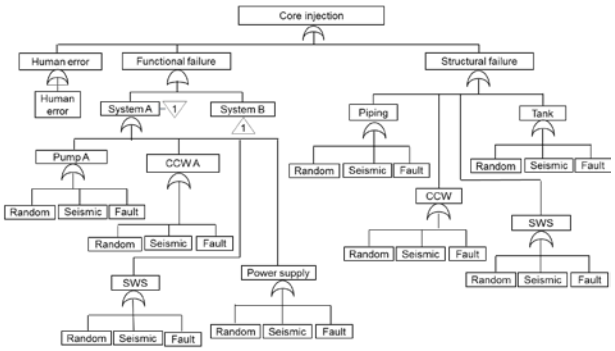


図 1 フォルトツリーのコンセプト図

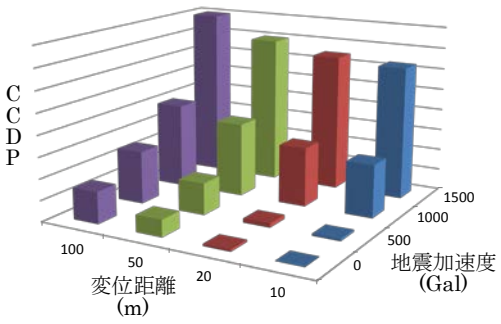


図 2 定量評価のアウトプット概念図

*Hideki Miwa, Daisuke Ochi, Manabu Miyata, Futoshi Tanaka (MHI)

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-3 Decommissioning Technology of Nuclear Facilities

Fri. Sep 15, 2017 10:10 AM - 12:00 PM JST | Fri. Sep 15, 2017 1:10 AM - 3:00 AM UTC | Room D B31 - B3 Block

[3D01-07] Evaluation for Accident Reactor

Chair:Yoichi Wada (Hitachi)

10:10 AM - 10:25 AM JST | 1:10 AM - 1:25 AM UTC

[3D01] The simulation of temperature distribution in 1F unit 3 by using CFD method

*Eiji Kaku[1], Koji Okamoto[1], Masahiro Kondo[1], Erdal Ozdemir[1], Penghui Chai[2,3], Ikken Sato[2,3] (1. University of Tokyo, 2. JAEA, 3. IRID)

10:25 AM - 10:40 AM JST | 1:25 AM - 1:40 AM UTC

[3D02] Improvement of VR system in decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Rintaro Ito[1], Kenta Suzuki[1], kazunori Horiuchi[1], Hiroyasu Hirano[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

10:40 AM - 10:55 AM JST | 1:40 AM - 1:55 AM UTC

[3D03] Investigation on the Fracture Behavior of Core Structure Materials by Molten Corium in Boiling Water Reactor Plants during Severe Accidents

Fracture Mode of Stainless Steel by molten Fe-Cr-Ni-B-C

*Takehiro Sumita[1], Yoshinao Kobayashi[1], Shigeru Ueda[2], Toshio Nakagiri[3] (1. Tokyo Institute of Technology, 2. Tohoku University, 3. JAEA)

10:55 AM - 11:10 AM JST | 1:55 AM - 2:10 AM UTC

[3D04] Dissolution behavior of stainless steel into Fe-Cr-Ni-B-C alloy

*Jiang Liu[1], Takehiro Sumita[1], Yoshinao Kobayashi[1] (1. Tokyo Institute of Technology)

11:10 AM - 11:25 AM JST | 2:10 AM - 2:25 AM UTC

[3D05] Annealing effect on strength and microstructure of LWR steels during severe accident

Residual strength estimation of the reactor structure after the severe accident

*Kengo Hashimoto[1], Kohei Noguchi[1], Shiro Jitsukawa[1] (1. National Institute of Technology, Fukushima College)

11:25 AM - 11:40 AM JST | 2:25 AM - 2:40 AM UTC

[3D06] Annealing effects on strength and microstructure of LWR steels during severe accident

(2)Effect of heating on the microstructure and strength of the steels for reactor internals during the severe accident

*kohei Noguchi[1], Kengo Hashimoto[1], Seiya Suzuki[1], Tomoyasu Karino[1], Ayato Nagayama[1], Shiro Jitsukawa[1] (1. Nitional Institute of Technology Fukushima college)

11:40 AM - 11:55 AM JST | 2:40 AM - 2:55 AM UTC

[3D07] Characteristics of Radioactive Waste Management in Decommissioning Accident-Damaged Reactors

*Akira Asahara[1], Daisuke Kawasaki[1], Satoshi Yanagihara[1] (1. University of Fukui)

11:55 AM - 12:00 PM JST | 2:55 AM - 3:00 AM UTC

Time reserved for Chair

CFD ツールを用いた福島第一 3 号機内部の温度分布解析

The simulation of temperature distribution in 1F unit 3 by using CFD method

*郭　栄治[1]，岡本　孝司[1]，近藤　雅裕[1]，エルダル・オズデミル[1]，柴　鵬輝[2]，佐藤一憲[2]
[1]東京大学，[2]IRID/JAEA

本研究では福島第一原子力発電所の安全な廃炉に寄与すべく、数値流体力学(Computational Fluid Dynamics, CFD)を用いて 3 号機内部の温度分布を再現し、東京電力の測定結果と比較することでデブリの位置を推定する。最適化ツールと CFD を組み合わせることで格納容器内部の最適な熱バランスを求める逆問題を解いていることが本研究の特徴である。

キーワード： 福島第一原子力発電所、数値流体力学、逆問題、最適化

1. 背景および目的

福島第一原子力発電所の廃炉プロジェクトにおいて、デブリ取り出しに向けたデブリ位置特定は必須の課題である。現在ミューオン検知器やロボットカメラを用いた炉内の可視化を行う研究がなされているが、これらを確証するため本研究では CFD を用いたアプローチを行う。温度分布の計測結果をもとに、比較的内部調査が進んでいない 3 号機炉内の温度分布を再現する熱バランスを求めることが本研究の目的である。

2. 計算手法

原子炉の CAD モデルをベースに 3 次元モデル化を行い、CFD の入力データを整備した。 3 号機の特徴として、格納容器内水位が、ドライウエルの底から約 6.3 m と 1， 2 号機に比べ、高いことが挙げられる。事故 1 か月後程度には、水位が存在していたと考えられるため、ここでは、水面上の気相部にのみ着目した。内部の熱源としてデブリ崩壊熱を熱源とする蒸気の流入、圧力容器に存在する放射性物質等の崩壊熱を仮定した。格納容器壁面を熱の流出経路とし、内部構造材は不確定性が大きいため断熱とした。この条件で定常解析を行い、測定結果と比較した。比較対象時刻は 2011 年 4 月 5 日とした。図 1 にモデル内の測定点を示す。測定結果ならびに測定点の位置は[1]を参考にした。

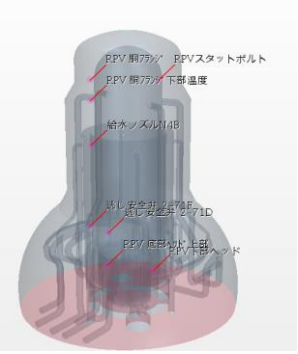


Fig.1 T/C locations

3. 結果および今後の課題

図 2 に測定結果と計算結果の比較図を挙げる。測定点を z 軸高さで分類し、z 軸方向の温度分布を評価している。図 2 が示す通り、温度分布の全体としての傾向は一致が見られるが、局所的に温度が大きく異なる点が存在する。これは、例えば原子炉容器下部や、上部に、想定していない熱源が存在していることや、他の熱流出経路が存在していることを示唆している。今後パラメータサーベイを進め、温度分布と熱源の関係を最適化する。

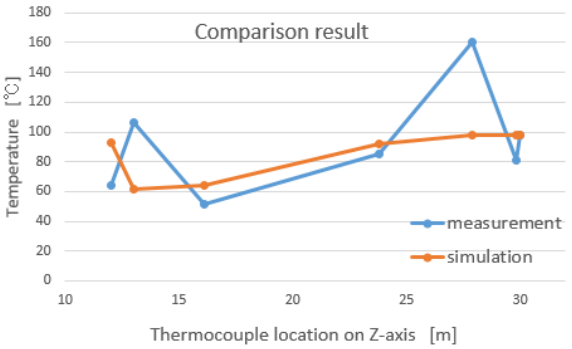


Fig.2 Temperature distributions

謝辞　本研究の一部は、経済産業省「平成２６年度補正予算廃炉・汚染水対策事業費補助金（総合的な炉内状況把握の高度化）」一部として実施した。

参考文献　[1] TEPCO, http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/f1/pla/2011/images/11061312_temp_data_3u-j_all.pdf

*Eiji Kaku[1], Koji Okamoto[1], Masahiro Kondo[1], Erdal Ozdemir[1], Penghui Chai[2], Ikken Sato[2]
[1]Tokyo Univ., [2]IRID/JAEA

福島第一原子力発電所の廃止措置における VR システムの高機能化

Improvement of VR system in decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*伊藤　倫太郎[1]，鈴木　健太[1]，堀内　一憲[1]，平野　弘康[1]
[1]日本原子力研究開発機構

日本原子力研究開発機構では、廃止措置に係る作業の計画立案・検討及び訓練等を行うバーチャルリアリティシステム[1]を楢葉遠隔技術開発センターに整備している。現在、本システムを廃止措置において、より有効的に活用するためにさらなる高機能化に取り組んでいる。本稿では、これらの現状について報告する。
キーワード：バーチャルリアリティ、作業訓練

1. 緒言

東京電力福島第一原子力発電所（以下、1F）の廃止措置においては、現場に臨む前に、施設内の空間構造や線量分布等に関するデータ・情報に基づいて事前に綿密な準備を行うことが重要である。楢葉遠隔技術開発センターに整備している没入型バーチャルリアリティシステム（以下、VR システム）は、1F 施設の設備・構造物を実寸大かつ立体的な提示、線量分布の提示が可能であり、廃止措置に係る作業の計画立案・検討及び訓練等に活用されている。今後さらに本 VR システムを有効に活用するためには、いかに現場の状況を精緻に再現し、現場に近い状況での作業の計画立案・検討及び訓練等を実施可能とすることが求められる。そのためには、VR システムに取り込む 1F データの拡充や現場作業によって刻々と変化する現場状況の迅速な反映等が課題となる。本稿では、このような点を考慮に入れて最近我々が取り組んだ VR システムの機能充実化の試みについて報告する。

2. VR システムのデータ整備・機能追加

我々は、原子炉建屋内の廃止措置における作業立案・訓練等での多様な要求に対応するために，VR システムに以下の点について整備・機能追加を実施した。

① **1F データの拡充**
1 号機及び 3 号機の事故後の原子炉建屋 1 階及び地下階の三次元構造データを提示可能(従来は 2 号機のみ)。また空間線量データを建屋データと重ね合わせて表示することが可能。

② **モデリングソフトウェア等との連携機能（図 1）**
3D-CAD 等のソフトウェア上のデータを変換せずに VR システムに提示する機能。異なるソフトウェア上の出力映像を合成して提示も可能。（距離計測、空間移動等も可能）

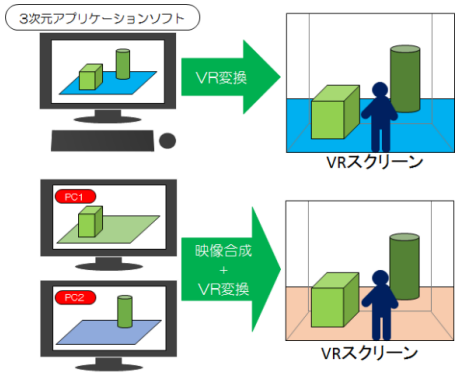


図1　モデリングソフトウェア等との連携機能

これらを既存の VR システムに加えることで、より広範囲の 1F データが VR システムで活用可能となった。また、点群データ等、現場調査で得られた三次元計測データをそのまま提示することにより、現場状況を迅速に確認する事が可能となった。さらには、2 つの異なる計算機上のデータを合成して提示可能となり、オンデマンドでデータを組み合わせて確認可能となった．これらにより、ＶＲシステムの高機能化として活用自由度の向上が実現した。

3. まとめ

今回の高機能化の結果、現場構造データ及び多様な収集データを利用した作業の計画立案・検討及び訓練等が実施可能となった。これにより廃止措置における各作業の効率化への寄与が期待できる。今後の展望としては、原子炉格納容器下部の補修・止水作業に用いる遠隔操作機器の操作訓練システムとして応用開発を実施し、遠隔操作機器の操作訓練等に寄与するシステムとして確立していくことである。

参考文献

[1]　土田　佳裕，磯和　充，鈴木　健太，伊藤　倫太郎，市坪　浩二：研究拠点機能向上のための遠隔技術開発（2）作業者訓練用バーチャルリアリティシステムの導入，日本原子力学会 2016 春の大会

*Rintaro Ito[1], Kenta Suzuki[1], Kazunori Horiuchi[1] and Hiroyasu Hirano[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

沸騰水型軽水炉過酷事故時の炉心構造物の破損形態の解明
—溶融 Fe-Cr-Ni-B-C によるステンレス鋼の破損モードの検討—

Investigation on the Fracture Behavior of Core Structure Materials by Molten Corium in Boiling Water Reactor Plants during Severe Accidents —Fracture Mode of Stainless Steel by molten Fe-Cr-Ni-B-C—

*墨田 岳大[1]，小林 能直[1]，植田 滋[2]，中桐 俊男[3]
[1]東京工業大学，[2]東北大学，[3]日本原子力研究開発機構

福島第一原子力発電所におけるシビアアクシデント時の炉心下部構造物の破損状態を検討するために，制御棒由来の溶融物(B_4C+SUS304)に構造材であるステンレス鋼を浸漬し，材料の破損挙動を評価した．
キーワード：シビアアクシデント，燃料デブリ取り出し・原子炉材料，拡散係数，ステンレス鋼

1. 緒言　福島第一原子力発電所(1F)事故において 1~3 号機では冷却機能が喪失し，崩壊熱などが除去されなくなった．炉心が過熱すると，原子炉材料間，ステンレス鋼(制御棒被覆材)と B_4C(制御棒)間や，UO_2(燃料)とジルカロイ(燃料被覆管)間で溶融コリウムが形成する[1-3]．溶融コリウムは圧力容器下部に流れ落ち，燃料デブリを形成する．一部溶融コリウムは，炉心構造物のステンレス鋼(SUS)を破損させ，格納容器下部まで流れ落ち，燃料デブリを形成する．1F の廃止措置を進めるにあたり，燃料デブリの取り出しは最大の課題の一つとなっている．燃料デブリ取り出し方法を策定するには，炉内破損状態に関する推定の精度を高め，適切な燃料デブリへのアクセスルートを検討する必要がある．例えば炉心下部構造物が完全に溶落していれば，上方からのアクセスが可能であり，一方，大部分が残存していれば，側方・下方からアプローチせざるを得なくなる．本研究では原子炉容器の破損状態の予測に必要な，炉心下部構造物の破損挙動に関するデータの収集を目的として，事故時初期に形成したと考えられる，制御棒由来のメタル系デブリ(SUS+B_4C)へのステンレス鋼の浸漬試験と解析を行った．

2. 実験

2-1. 試料作成　溶融デブリ模擬試料として Fe-Cr-Ni-B-C 合金を作製した．SUS304 粉末試料と B_4C 粉末試料を Fe-B 換算で 5 mass%B の配合比で秤量, 混合し, 内径 9 mm ×外径 12 mm×高さ 120 mm のムライトるつぼに装入した．このるつぼを SiC 電気炉に装入し，1723 K，Ar-3 %H_2 雰囲気下で 90 min 保持後水冷し，溶融物模擬試料を得た．炉心構造物模擬試料として，図 1 に示す SUS304 試験片を作製した．浸漬部(ϕ7 mm 部分)には SiC ペーパー(#180 - #2000)を用いて機械研磨を施した．

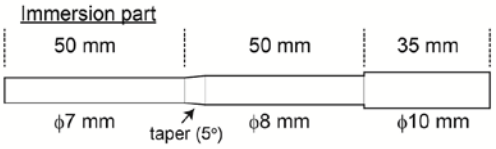


図 1　SUS304 試験片

2-2. 実験手順　溶融デブリ模擬試料を適量，同るつぼに入れ，SiC 電気炉に装入し，1573 K，Ar 雰囲気下で 45 min 予備溶融させた．溶融後，SUS304 試験片を，るつぼ直上に装入・保持し，2 min 予熱した後に溶融物中に浸漬した．所定の時間(22 sec – 660 sec)保持後，試験片とるつぼを一体で取り出し水冷した．水冷後，試料浸漬部を切断，樹脂埋めし，SiC ペーパーとダイヤモンドペーストにより鏡面研磨を施し，固相液相界面の組織観察および元素分析を行った(図 2 参照)．

3. 結果・考察　組織観察の結果から，固相結晶粒界への液相の浸潤が確認された．これより，制御棒由来の溶融物によるステンレス鋼の破損形態には，(1)Fe/B 液相形成反応による化学的溶解と，(2)溶融金属がステンレス鋼中のオーステナイト粒界に浸潤し，結晶粒が脱離する物理的溶解，という 2 種類の溶解モードの存在が示唆された．本発表では，得られた結果について，速度論的解析に基づき考察する．

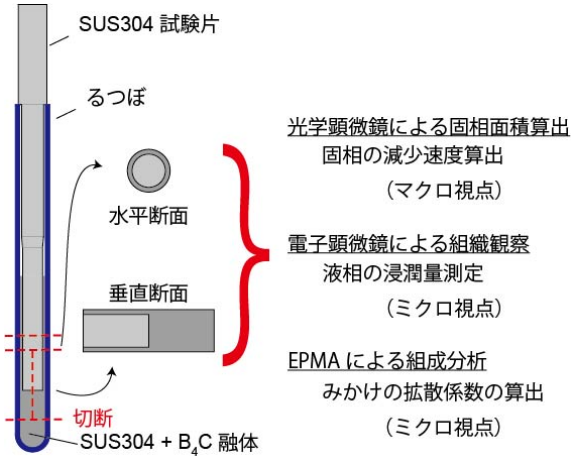


図 2　浸漬実験および解析の模式図

参考文献

[1] S. Tanaka, *Proc. Jpn. Acad*, **88**, 471-484 (2012)
[2] T. Washiya, *Internal symposium on the decommissioning of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Init 1-4* (2012).
[3] F. Nagase, *Journal of the Atomic Energy Society of Japan*, **56**, 235-239 (2014).

---

*Takehiro Sumita[1], Yoshinao Kobayashi[1], Shigeru Ueda[2], and Toshio Nakagiri[3]
[1]Tokyo Institute of Technology, [2]Tohoku University, [3]Japan Atomic Energy Agency

Dissolution behavior of stainless steel into Fe-Cr-Ni-B-C alloy

*Jiang LIU[1], Takehiro SUMITA[1] and Yoshinao KOBAYASHI[1]
[1]*Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Tokyo Institute of Technology*

Abstract: To assess the access route to the fuel debris in nuclear power plant, corrosion condition of the structural stainless steel by the corium should be clarified. By immersion experiment, the dissolution behavior of boron and carbon into the stainless steel was estimated. Meanwhile, the influence of grain size on the dissolution behavior was indicated.

Keywords: Severe accident, Fuel debris, Dissolution, Diffusion coefficient, Stainless steel.

1. Introduction

The severe accident that broke out at Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant has led to an eventual catastrophic. During the accident, the control rods (B_4C) dissolved into the cladding tube (stainless steel) at high temperature and melt into the corium.[1] It would flow down to the bottom of the plant and react with the supported stainless steel. To treat the fuel debris in reactor, it is necessary to understand the dissolution behavior between the stainless steel and the corium. In this study, the diffusion coefficient of boron and carbon into stainless steel was estimated by immersion experiment. The influence of grain size and immersion time was investigated.

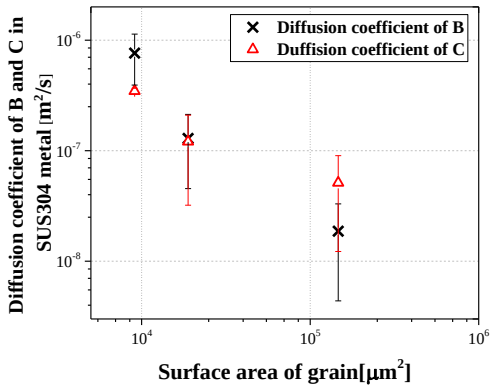


Fig.1 The effect of grain size on diffusion coefficient

2. Experiment

The corium was simulated by the stainless steel and B_4C powder. Protected by the Ar-H_2 gas, they were synthesized at 1723 K in an alumina crucible. After adjusting the temperature at 1573 K in furnace, stainless steel (SUS304) rods, which had various grain sizes, were immersed into the molten alloy for certain minutes. Then, the rod together with the crucible was taken out of the furnace and quenched immediately by water. The rod surrounded by the alloy was cut and the chemical composition around the interface between steel and alloy were analyzed by EPMA.

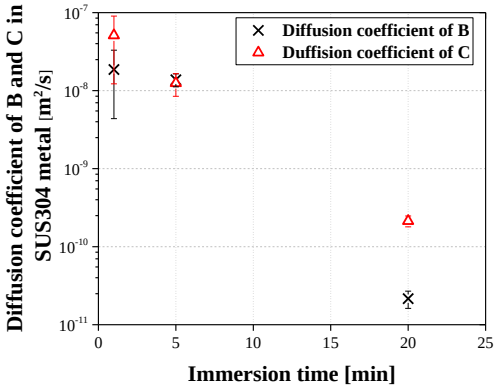


Fig.2 The diffusion coefficient varied with time

3. Results and discussion

The grain size of stainless steel rod was evaluated by the grain surface area measured in the cross section. The diffusion coefficient of B and C in stainless steel were estimated based on the Fick`s second law. The effect of grain size on the diffusion coefficient at 1 min immersion was obtained as shown in **Fig.1**. It was found that the diffusion coefficient of B and C decreased with the increase in the grain size. It might be caused by the decrease of diffusion path between grain particles. Figure 2 showed the diffusion coefficient varied with immersion time at the same grain size of steel rod. Along with time, the concentration difference between molten alloy and steel grain became smaller gradually, and the diffusion coefficient of B and C decreased. In the future, the effect of immersion temperature and addition of Zirconium will be studied.

References

[1] *S. Tanaka: Proc. Jpn. Acad., 2012, vol. 88, pp. 471-484.*

炉材料の強度及び微細組織への事故時の過熱の影響
（1）過酷事故を考慮した原子炉器材料の強度評価

Annealing effect on strength and microstructure of LWR steels during severe accident

(1) Residual strength estimation of the reactor structure after the severe accident

*橋本 健吾[1]、野口 耕平[1]、實川 資朗[1]

1.福島工業高等専門学校

溶融燃料が接近したことにより福島第一原子力発電所 1 号機などの格納容器は部分的に加熱され，構造強度に影響を受けた可能性がある．格納容器鋼及び類似鋼に保持温度，冷却条件等をパラメータに温度履歴を与え，高温保持による強度の低下，急冷による靭性低下などについて定量的な把握を進めている。

キーワード：福島第一原子力発電所 、廃炉措置 、格納容器鋼の強度、温度履歴の効果

1. 緒言

東日本大震災に際し福島第一原子力発電所は過酷事故を生じ，原子炉の炉内機器は損傷を受けたと考えられる．本研究では格納容器用鋼及び類似鋼に対して数種類の温度履歴を与え，硬さ値，破壊靭性値，引張特性等を測定することで，加熱/冷却条件とその強度への影響を評価することを目的とする．

2. 実験

本研究では，マークⅠ型原子炉の格納容器材料である SGV480 の類似材である STS370，さらにマークⅡ型原子炉の格納容器材料である SA738B を用いた. 加熱温度はオーステナイト化温度領域まで, 保持時間(温度は一定)として 1000 時間程度まで，冷却速度は TMI-2 の圧力容器で報告された急冷[3]までを考慮した(冷却時の水の吹付け状態などを調整し数種類の冷却速度を与えた)。このように熱履歴を与えた試験片に単軸引張，除荷コンプライアンス法による破壊靭性試験等を行った。

3. 結果・考察

ST370 鋼の受け入れ材, 時効材及び急冷材の硬さ(Hv)は, それぞれ 110-130 程度, 90-120 程度及び 210-220 程度であった．SA738B 鋼については、受け入れ材及び急冷材で、それぞれ 200 及び 400 程度であった．

破壊靭性試験では亀裂が進展し始める靭性値である J_C 値を比較し，特性の変化を評価することにした．

受け入れ材の STS370 の J_Q 値は 1086kJ/m^2 程であった(靭性値と強度の関係から試験片寸法が ASTM などでの要求値を満たさなかったので J_Q とした; 板厚 15mm または 17.5mm). 1000℃で 30 分間保持後急冷,及び 650℃で 100 時間保持後に徐冷した STS370 の J_Q 値はそれぞれ 114kJ/m^2 及び 1335kJ/m^2 であった．降伏強度は，長時間保持後徐冷した場合 170MPa に下がった(受け入れ材は 299MPa) ．一方，SA738B 受け入れ材の J_Q 値は約 800kJ/m^2 となり，1000℃で 15 分間保持後急冷した場合の値は約 150kJ/m^2 となった．

加熱後急冷した試験片では靭性が低下した。J_Q 値を圧力容器の破壊評価に用いられる K 値に換算すると最も小さいもので 150MPa√m 程度になり，これは脆性破壊するには大きいと推定される。

加熱後徐冷した材料は硬さ値が低下する一方，靭性は増加した。このことから、実験した加熱条件では高温での時効脆化は生じなかったと判断される。

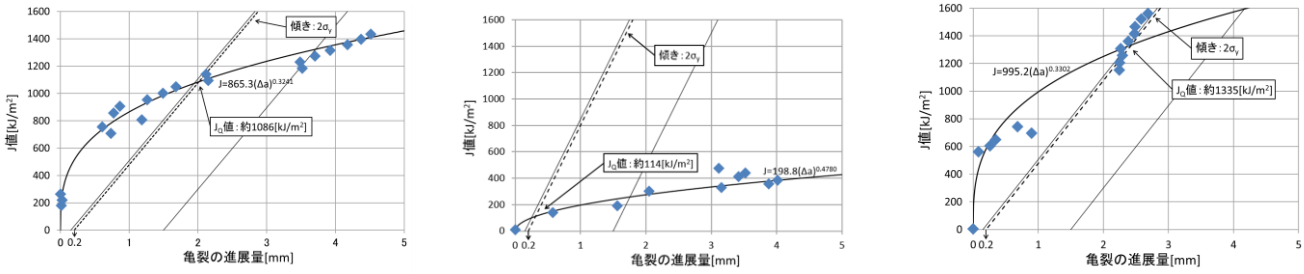


図 (a)受け入れ材の J-R 曲線　(b)急冷後(-30℃/秒以上)の場合　(c)徐冷後の場合

参考文献

[1] 「燃料デブリ取り出しに向けた技術開発について」，平成 25 年 10 月 8 日，鈴木俊一

[2] G.E. Korth, et al., Nuclear Engineering Design 167(1997)267-285

---

* Kengo Hashimoto[1], Kohei Nogushi[1] and Shiro Jitsukawa[1]

[1]NIT Fukushima college

炉材料の強度及び微細組織への事故時の過熱の影響
(2)炉内機器の微細組織などへの事故時熱影響の検討

Annealing effects on strength and microstructure of LWR steels during severe accident
(2) Effect of heating on the microstructure and strength of the steels for reactor internals during the severe accident

*野口　耕平[1]、橋本　健吾[1]、實川　資朗[1]
[1]福島工業高等専門学校

抄録　照射損傷+熱履歴を与えた 316 鋼の硬さ及び微細組織から、熱履歴が転位ループの密度低下及び大きさの増加をもたらすこと，これが温度と時間に強く依存するとの結果が得られた。他の事故履歴解析の情報などと組み合わせることにより、より詳細な知見を提供できる可能性があると思われる。

キーワード：ステンレス鋼　照射損傷　微細組織　過酷事故　廃止措置

１．緒言

316 鋼などの炉内機器材料では、中性子の照射損傷により微細組織が変化する。この微細組織は、加熱により特徴的な変化を生じるとしばしば指摘される。これを用いれば、微細組織から事故時の熱履歴などを推定し得ると考えられる。この手法は、福島第一原発などでの過酷事故の解析に、さらに炉内機器の残存強度推定の手がかりにもなると考えられるため、微細組織変化と焼鈍条件の関係などを評価することにした。なお、TMI-2 では、圧力容器の温度履歴の推定に、硬さ及び微細組織が用いられた[1, 2]。

２．実験方法

試料には 6mm×3mm×0.75mm の短冊状の 316 鋼(0.013C-0.47Si-17.4Cr-12.6Ni-1.55Mn-2.5Mo-0.025P-0.001S-0.1N-Fe、Kobelco 製)を用いた。試料を 1100℃で溶体化処理し、表面をバフ研磨、電解研磨(リン酸-硫酸-メタノール)にて仕上げ、これに原子力機構の高崎研究所 TIARA 施設にて、10MeV の Fe^{3+} と、1MeV の He^{+} を照射した。照射温度は 300℃などとした。照射量は、弾き出し損傷量にして 1dpa、また He 注入量を 10appm とした(^{10}B 不純物の影響などを考慮し注入した)。照射後、400℃以上で焼鈍し、FIB にて電子顕微鏡試料を作製して微細組織観察を行うと共に、硬さの変化を評価した。

３．結果・考察

比較的低い温度である 450℃×10000s の焼鈍で少なくない変化が生じ、転位ループ(格子間原子型と考えられる)の数密度は，照射後のままの $4.5x10^{23}/m^3$ 程度から半分程度に，大きさは平均して 2 倍程度に増加した。500℃及び 650℃の焼鈍でも、それぞれ 3000s から 300s 程度の保持時間で同様な変化が観察された。焼鈍後の微細組織例を図(左)に示す。また、数密度及び平均径の変化を図(右)にまとめる。このように、微細組織の変化は敏感に生じることから、炉内からサンプルが取り出せれば、事故履歴の理解に向けた情報を得ることができると考えられる。なお、焼鈍温度及び時間に従い、数密度と大きさ両方が同時に重なって変化するため、数密度-大きさ関係から事故時の温度と時間を独立に解析することは簡単ではないが、事故の継続時間は限られることから炉内機器の受けた温度履歴の推測に寄与できると期待している。

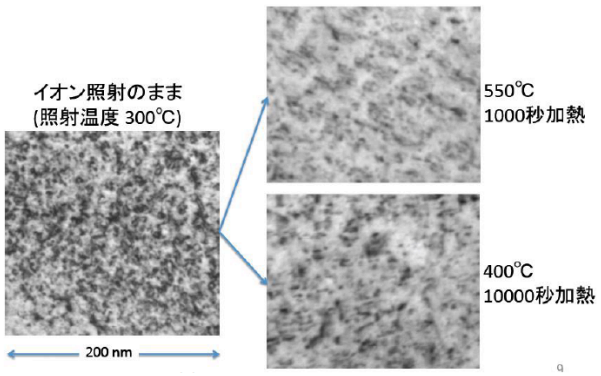


図 450℃×10000s、550℃×1000s 焼鈍後の微細組織

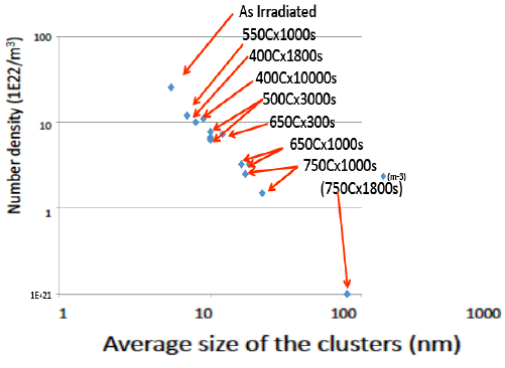


図　焼鈍による転位ループの数密度と平均径の変化

参考文献

[1] R. Pelli, TMIV(92)SF01.
[2] G.E. Korth, et al., Nuclear Engineering Design 167(1997)267-285

*Kohei Noguchi[1], Kengo Hashimoto[1], Shiro Jitsukawa[1]
1. National Institute of Technology, Fukushima College

事故炉の廃止措置における放射性廃棄物管理の特性

Characteristics of Radioactive Waste Management in Decommissioning Accident-Damaged Reactors

*浅原 章[1]，川崎 大介[1]，柳原 敏[1]

[1]福井大学

チェルノブイリ，TMI-2 及びウィンズケールの事故を調査し，クリーンアップ終了までに発生した放射性廃棄物管理の特性をまとめ，福島第一の廃止措置への教訓を得るための今後の調査対象を特定した。

キーワード：事故炉，廃止措置，放射性廃棄物管理，チェルノブイリ，TMI-2，ウィンズケール

1. 背景・目的　福島第一原子力発電所（以下，「福島第一」）の廃止措置における放射性廃棄物管理の在り方が重要な課題となっている。他の事故炉の廃止措置事例から福島第一への教訓を得ることは有益であるが，そのためにはまず，事故炉の廃止措置における放射性廃棄物管理の特性について検討する必要がある。

2. 研究方法　IAEA，OECD/NEA 及び原子炉事故の当事国が取りまとめた事故炉の廃止措置に関する報告書をレビューし，チェルノブイリ，TMI-2 及びウィンズケール事故の放射性廃棄物管理の特性を調査した。また、IAEA 等の報告書においては，事故発生から廃止措置・環境修復終了までを，事故対応，安定化，(安全貯蔵)，クリーンアップ及び廃止措置･環境修復のフェーズに分類されていることから [1] ，本研究も IAEA の示すフェーズを基本とした。

3. 結果と考察　報告書を調査した結果，クリーンアップ終了までのフェーズにおいては，固体廃棄物，汚染水及び燃料デブリの 3 種類の放射性廃棄物が主要な課題となっていることが分かった。これらの管理状況について表に整理し，また，放射性廃棄物の管理の特性として，次の 3 点を明らかにした。①固体廃棄物：爆発などにより放射性物質が環境中に大量に放出されたケースでは、発生量が著しく多くなる（チェルノブイリなど)。また，事故対応で発生した固体廃棄物は，特性評価が不十分なまま保管・処分されている例があり，今後廃棄物の取出し，処理及び再処分が必要とされる。②汚染水：いずれの事故例でも発生しているが，TMI-2 では蒸発させて大気中へ放出する方法が取られた。③燃料デブリ：TMI-2 及びウィンズケールでは，取出しを開始するまでの期間は異なっているものの，大部分が既に取り出されている。取出された燃料デブリの処理・処分は今後の課題である。

これらのことから、福島第一の廃止措置を進める上で有用な知見をまとめるにあたり，今後調査すべき点は以下のとおりと考える。①チェルノブイリ及びウィンズケールで今後行われる固体廃棄物の取出し，処理及び再処分，②TMI-2 での汚染水の蒸発・大気放出の成功要因，③ウィンズケールの燃料デブリ取出しまでに時間を要した原因及び今後の処理・処分の方針。

4. まとめと今後　クリーンアップ終了までに発生した放射性廃棄物管理の特性をまとめるとともに，3 つの事故で共通して主要な課題とされた 3 種類の放射性廃棄物について整理した。今後は，調査対象として挙げた 3 点について調査を深め，福島第一の廃止措置への反映をさらに検討する。

参考文献　[1] IAEA (2014), Nuclear Energy Series, No. NW-T-2.7.　[2] OECD (2016), NEA No. 7305.

表．各事故例における放射性廃棄物の状況

名称	チェルノブイリ	TMI-2	ウィンズケール
現在のフェーズ	(クリーンアップ)	(安全貯蔵)	(廃止措置)
固体廃棄物	2,800,000 m^3 安全基準を満たしていない状態で保管・処分	1,000 m^3 以下 サイト外の既存の処分場に処分	(正確な発生量は不明) サイト内の浅地中に処分 プール又はサイロに保管
汚染水	20,000 m^3 敷地内に保管	8,441 m^3 蒸発させ大気中に放出	(正確な放出量は不明) 関係機関の許可を得て海洋に放出
燃料デブリ	全てシェルターの中に存在	約 99 %取出し完了 (事故後 6 年目～11 年目で実施)	約 92%取出し完了 (事故後 23 年目～42 年目で実施)

*Akira Asahara[1], Daisuke Kawasaki[1] and Satoshi Yanagihara[1]　[1] Univ. of Fukui

Planning Lecture | Over view Report：Over View Report 4 - Tokyo Institute of Technology

Fri. Sep 15, 2017 1:00 PM - 2:30 PM JST | Fri. Sep 15, 2017 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room D B31 - B3 Block

[3D_PL] Global Human Resource Development Program for Nuclear Sefety and Security

Chair: Yoichi Tamagawa (Univ. of Fukui)

[3D_PL01] Overview and Achievement

*Masaki Saito[1] (1. Tokyo Tech)

[3D_PL02] Domestic and Oversea Internships

*Kota Kawai[1] (1. Tokyo Tech)

[3D_PL03] Opinions from the External Evaluation Committee

*Kazuhiko Kudo[1] (1. Kyushu Univ.)

[3D_PL04] Development to the Education Reform at Tokyo Tech

*Masayuki Igashira[1] (1. Tokyo Tech)

2017年秋の大会

総合講演・報告４

グローバル原子力安全・セキュリティ・エージェント養成
Global Human Resource Development Program for Nuclear Safety and Security

(1) 全体概要と成果

(1) Overview and Achievement

*齊藤　正樹
東工大

1. はじめに

総合講演･報告として、現在進めている教育プログラム**「グローバル原子力安全・セキュリティ・エージェント養成」**について、平成 29 年 3 月に第 1 期生 3 名が無事修了した。これを機に本プログラムの概要、活動、成果等について報告し、原子力グローバル・リーダー教育方法を原子力界で広く共有して貰い、今後の原子力高等教育に資することを目的として、以下の発表をシリーズで行う。

(1) 全体概要と成果
(2) 国内外インターンシップ
(3) 外部評価委員等からの意見
(4) 東工大教育改革等への展開

2. 全体概要

本教育プログラムは、平成 23 年 11 月末に、文部科学省リーディング大学院オンリーワン型の教育プログラムとして採択された博士・修士一貫型の教育プログラムである。本教育プログラムの目的は「人類の生存基盤を脅かす核拡散、核テロ、大規模な原子力災害や緊急被ばく問題等のグローバルな原子力危機」の分野において、高い国際交渉能力を有し、国内外の原子力関連の産官学界で国際的リーダーとして活躍する人材**「グローバル原子力安全・セキュリティ・エージェント」を養成**することである。

本学位プログラムでは、深い専門性はもとより、幅広い社会性や国際性を備え、更に豊かな人間性を養い、時代の流れを俯瞰しながら「高い志を持って、人々のために、社会のために、世界のために、貢献するリーダー」を育成することを教育目標としている。

プログラムの特徴

本教育プログラムでは、深い専門性のみならず幅広い社会性や国際性を養うために、通常課程の**①「原子力基礎・専門科目群」**に加えて、リスクコミュニケーション、緊急時対応、危機管理等の課題を広く修得する**②「道場科目群」**のほか、原子炉過酷事象対応実習、放射性物質環境動態実習、核セキュリティ実習、福島地区での放射線測定実習等の**③「原子力安全・セキュリティ科目群」**、ボランティア活動、社会的責任、技術者倫理科目等の**④「社会コミュニケ―ション科目群」**、更に、幅広い社会性と強い国際力を養うために**⑤「高等国際教養科目群」**（国際政治学、国際法、経済、哲学、芸術、歴史、文化、語学（2 カ国語）等）、**⑥「国内インターンシップ（3 カ月～6 ヶ月）」及び「国際インターンシップ（10 ヶ月～1 年間）」**を必修としている。更に、科学と社会とのコミュニケーション能力を修得するために、学生によるサイエンス・カフェの実施を義務付けている。

また、本教育プログラムでは、**全寮制の「世界原子力安全・セキュリティ道場」**を「東京国際交流館」の一部を借り上げて開設し、厳選されて入門した道場学生は教員と一緒に住み、切磋琢磨する道場生活（「道場自主ゼミ」原則英語）を体験することにより、ディベート能力や国際交渉力を向上させる新しい教育環境を整備している。また、道場学生は東京国際交流館のレジデント・アシスタントとして、同館に入居し

ている一般の留学生や海外からの研究者及びその家族の生活の支援をすることによって、国際力の強化を図っている。

更に、国際シンポジウム・セミナー等を開催し、道場学生が海外から参加した学生等や国内外の第一級の専門家達と積極的に討議することを通じて、原子力の安全性・核セキュリティ・核不拡散に関する専門的知識の修得のみならず、**「高い国際交渉力を有するグローバル・リーダー」**を目指した国際力の強化を図っている。

専門力以外に修了者が修得する能力

専門力以外に修了者が修得する能力として、以下の能力の養成を行っている。

① **国際性の養成**：**「国際インターンシップ」、「国際シンポジウム・セミナー」**（毎年 1 回開催：国内外の第一級の専門家による講演と討論や国内外の学生や若手研究者・技術者等の受講生と討論）、**「海外研修（欧州、米国、ロシア、アジア）」**（国際機関や研究機関の訪問及び海外の大学等での学生交流（研究発表や討論））、**全寮制の「世界原子力安全・セキュリティ道場」**がある「東京国際交流館」の留学生等を対象にした**「サイエンス・カフェ（英語で実施）」**等を通して、**ディベート能力・国際交渉力**を修得している。

② **社会性の養成**：必修科目としている被災地での**ボランティア活動**や**リスクコミュニケーション**等の科目や東京国際交流館での**レジデント・アシスタント活動**（留学生等の生活支援など）を通じて、幅広い社会性を養っている。

③ **俯瞰力の養成**：**「道場自主ゼミ（英語で実施）」**では、**国際的、政治的、社会的な「時事問題」**をテーマとして、学生が自主的に企画・運営・討議し、**時代の流れを俯瞰する力**を養っている。また、**海外研修**において、研修先の**日本大使館等**を訪問し、訪問国の政治、経済、社会情勢などを学び、**グローバルな俯瞰力**を養っている。

④ **豊かな人間性（品格）の養成**：必修としている教養科目（国際政治、国際法、経済、哲学、歴史、文化、芸術、英語、フランス語など）や**全寮制の「世界原子力安全・セキュリティ道場」**に教員も学生と共に住み、切磋琢磨する道場生活を体験することにより、**学生がリーダーとしての自覚を認識する**とともに、**豊かな人間性（品格）**を養っている。

以上をまとめると、本学位プログラムでは**専門性はもとより「総合的な人間力」**を修得する教育環境を構築し、**原子力グローバル・リーダー**を養成している。

3. これまでの成果

第 1 期生を例にとると、第 1 選抜を経て平成 24 年 10 月に 8 名が本プログラムに所属し、その内 4 名が第 2 次選抜を経て平成 26 年 4 月に博士後期課程に進学し、そして 3 名が平成 29 年 3 月に本プログラムを無事修了し、産業界あるいは研究機関（正規職員）へと巣立っていった。修士課程修了時の単位取得数は、原子核工学専攻の修了要件が 34 単位に対して、8 名の平均は 60 単位を越えている。これは、本プログラム独自の上記授業科目を履修した結果である。博士後期課程でも修了者 3 名ともに 25 単位以上を取得し、通常学生よりも 15 単位程度多く取得している。博士論文審査には、専攻で決める審査委員 5 名に加えて、本プログラムから国内外の 3 名の審査委員に初期・中間・最終の審査をお願いしている。このように、**充実したコースワークと博士論文研究の両方を修了した原子力グローバル・リーダー**を目指す新しいタイプの学生を輩出することができたのは本プログラムの大きな成果である。

なお、**本学位プログラム修了前に、修了予定者は「私のグローバル・リーダー像」について発表し、討議することにより、本学位プログラムで履修した成果を確認している。**

*Masaki Saito
Tokyo Tech

2017年秋の大会

総合講演・報告４

グローバル原子力安全・セキュリティ・エージェント養成
Global Human Resource Development Program for Nuclear Safety and Security

（2）国内外インターンシップ

(2) Domestic and Oversea Internships

*川合　康太
東工大

1. はじめに

平成 23 年より開始した**「グローバル原子力安全・セキュリティ・エージェント養成」教育プログラム**では，養成する人材像として「人類の生存基盤を脅かす核拡散，核テロ，大規模な原子力災害や緊急被ばく問題等のグローバルな原子力危機の分野において，高い知見と強い指導力，国際交渉能力を有し，国内外の原子力関連の産官学界で国際的リーダーとして活躍する人材（グローバル原子力安全・セキュリティ・エージェント)」を掲げている．本教育プログラムに所属した学生は，原子力に関連した科目の履修や修士・博士論文研究により深い専門性を養うだけでなく，社会性や国際性を養うための多様で特色のあるカリキュラムで学ぶことにより，上述した人材像となるべく邁進している．その中で，幅広い社会性，強い国際力を養うことを目的として，国内インターンシップ（3 カ月～6 カ月），国際インターンシップ（6 カ月～1 年）が博士後期課程で義務づけられている．インターンシップは，産業界等での就業経験が原則であるが，東工大では海外の研究機関や大学，国内の研究機関でのインターンシップを認めている．本プログラムでの国内外インターンシップは合計で 9 カ月～18 カ月と長期間となるため，インターンシップの成果を博士論文研究へと反映させることが推奨されている．実際に国内インターンシップでは主に産業界や研究機関への派遣，国際インターンシップでは大学や研究機関への派遣が主である．本報告では，実際に国内外インターンシップを行った経験から，派遣準備の手続きや派遣の成果について述べる．

2. インターンシップ派遣準備

本国内外インターンシップでは，上述したようにインターンシップの成果を博士論文研究へと反映させることが推奨されており，通常のインターンシップ派遣先での業務を経験するのと異なり，派遣先の設備等を利用させていただき，博士論文研究を進めることが主となる．そのため，派遣先の選定や，知的財産権や事故等の責任範囲等を明確にした契約書の取り交わしが非常に重要であり，これには当初の予想をはるかに超えた期間を要することが常態化している．国内外インターンシップでは，派遣先の選定や交渉も学生自身が行うことによって，リーダーとして必要な問題設定能力，交渉能力を培うことを教育効果の狙いとしており，学生が自らの博士論文研究を分析した上で博士論文研究の充実化に資する派遣先の選定を行い，指導教員やプログラム担当教員の支援を受けながら派遣先との受入交渉を自身で行う必要がある．国内インターンシップ，国際インターンシップでは準備時期が若干異なってくるが，両者とも 6 カ月～1 年前より派遣先を選定し，契約書や覚書の取り交わしを始めることが推奨されている．主なインターンシップ派遣準備としては以下の４項目となる．

✧ 派遣先の選定
✧ 派遣期間や知的財産権に関する契約書・覚書の締結
✧ 滞在先の決定
✧ 長期滞在ビザ取得（国際インターンシップ対象）

また昨今頻発するテロも国際インターンシップの実施に大きく影響する．外務省の公表する危険レベルが 2 以上になると安全確保の観点から当該国への学生派遣が中止となる．そのため，学生及び教員は渡航まで定期的に外務省の危険情報の収集に努め，可能な限り潜在的リスクの低減に努める必要がある．実際に筆者はベルギー原子力研究所で国際インターンシップを行ったが，当初は 2016 年 4 月 10 日に渡航予定

であったにもかかわらず,2016 年 3 月 22 日に生じたブリュッセル国際空港および地下鉄マルベーク駅連続テロ事件を受け，出発を一時保留した経緯がある．その後，ブリュッセル国際空港の運航再開や地下鉄の全面再開等の現地の情報収集に努め，リスク低減策としてオランダ・スキポール空港から陸路でベルギーへ入国することを提案し，1 カ月遅れで国際インターンシップを無事に開始することができた．筆者はビザ取得において手続きの遅延はなかったが，大半のケースにおいてビザ取得には予想以上の時間がかかることから，十分に時間に余裕を持って取り組む必要がある．実際にビザ取得や知的財産権の契約書締結が期限内に完了せずに渡航が遅れた学生も多々存在している．このように，特に国際インターンシップでは準備の段階から，学生自身のスケジュール管理能力や，大使館や受け入れ先との交渉能力が養われる．

3. インターンシップ実施の成果

前節で述べたように，国際インターンシップでは準備段階が非常に大変であり，派遣開始までに他国の働き方の違いや慣習の違いを肌で感じ，それらを理解した上で交渉にあたる能力が養われる．インターンシップ後の成果としては，国内インターンシップと国際インターンシップでは多少得るものが異なってくる．

国内インターンシップでは，自身の博士論文研究内容に沿った業務を行うために，受入れ担当員との報告・連絡・相談を密にする必要があり，本経験からリーダーに必要な計画・交渉能力を養う．また，主に産業界や研究機関への派遣が多いことから，普段大学で研究活動を進めている上では体感しがたい社会とのつながりをこれまで以上に意識するようになり，卒業後の自身のキャリアプランについて具体的に考えることが可能になる点も特筆すべき成果である．

国際インターンシップにおいても，新たな環境・異なる文化の下で孤軍奮闘していく中で，自らの研究内容をいかに英語で相手に伝えるか，どのように協力を得て研究を進めていくかが重要である．さらには，日本とは全く異なる環境に長期間滞在することで，日本との働き方・暮らし方との差異を感じ，多様な価値観に触れる機会を得る．これらにより，計画・交渉能力に加えて，宗教への理解，各国の政治観，異文化の受容性の向上等，グローバルに活躍するために必要な資質を，実体験を通じて養うことが出来る．更に，筆者はベルギー原子力研究所にてインターンシップを行ったことから，将来自らが海外で働く際に留意するべき点について事前に把握できたとともに，自身の海外で働く適性を判断できたことも成果となった．

4. おわりに

国内外インターンシップは博士後期課程で行われ,**「グローバル原子力安全・セキュリティ・エージェント養成」教育プログラム**で用意されている多彩なカリキュラムの中でも，集大成と呼ぶべき科目と筆者は感じている．本教育プログラムに所属後は,国際性を養成する機会として,「国際シンポジウム・セミナー」,「海外研修（欧州，米国，ロシア，アジア)」や「サイエンス・カフェ」が用意されており，国際インターンシップ前までに国際性を養う機会が十分に与えられている．また，全寮制の「世界原子力安全・セキュリティ道場」において，様々な議題について学生同士が英語で議論し，海外に出ても英語で自らの意見をしっかり伝える教育がされている．その他にも，本教育プログラムで用意されている様々な科目による教育効果が，国内外インターンシップ中に遭遇するあらゆる課題に対して，解決する原動力をもたらしたと感じた．国内外インターンシップ中で生じた課題は，自身で解決していく必要があり，限られた派遣期間で博士論文研究に資する研究成果を出すことを求められている環境も，学生を大きく成長させる要因と考えている．

最後に，本教育プログラムにおける特色のある国内外インターンシップは，派遣受入先，大学事務，プログラム支援員，指導教員，プログラム担当教員等の非常に様々な方々の手厚い支援があってこそ実現できるものであり，心より御礼を申し上げる．

*Kota Kawai
Tokyo Tech

2017年秋の大会

総合講演・報告４

グローバル原子力安全・セキュリティ・エージェント養成
Global Human Resource Development Program for Nuclear Safety and Security

（3）外部評価委員会等からの意見

(3) Opinions from the External Evaluation Committee

*工藤　和彦
九大名誉教授

1. はじめに

東工大の原子核工学専攻は 1957(昭和 32)年に設置されたが、それ以来発展させてきた原子力教育をベースに、平成 23 年に教育プログラム**「グローバル原子力安全・セキュリティ・エージェント養成」**を開始した。同プログラムでは、入学した修士および博士後期課程学生は全寮制の「世界原子力安全・セキュリティ道場」に入門し、プログラムコーディネーター及び道場主も学生と共に住み、切磋琢磨するという特色ある教育システムを展開している。

プログラムの継続的改善のための PDCA サイクルの一環として、運営委員会、企画委員会、自己点検評価委員会などが設けられている。外部のチェック機関としてサイクルの中に設置された**「外部評価委員会」**は毎年 1 回プログラムの活動を評価しているが、筆者はこのメンバーを務めてきた。

また、同プログラムでは博士論文については、博士後期課程への進学直前から修了まで、**「初期審査」**、**「中間審査」**及び**「最終審査」**を行なって、学生の研究をきめ細かく指導している。筆者は最初の進学生の初期審査から担当してきた。

本稿では、外部からプログラム実施に関わってきた一員として意見を述べる。

2. 外部評価委員会と学位論文審査外部委員

2-1. 外部評価委員会

外部評価委員会は海外 8 名（国際原子力機関、世界原子力大学、欧州原子力教育ネットワーク、ロシアロスアトム教育トレーニング継続中央研究所、カリフォルニア大学バークレー校、フランス原子力庁、テキサス A&M 大学、マレーシア国立大学)、国内 6 名（日本原子力産業協会、日本原子力研究開発機構、東京工業大学、九州大学、日本原子力文化財団、核物質管理学会)、合計 14 名の委員で構成されている。

2-2. 学位論文審査外部委員

同プログラムでは博士学位論文について、通常課程の審査員 5 名の外に、**学外審査員として国外（2 名）、国内（1 名）の専門家を加えて、「初期審査」、「中間審査」**及び**「最終審査」**を行なっている。博士後期課程への進学当初から修了まで、学生が適切な教育･研究環境のもとに指導を受けて研究を進展させてきたか審査している。

3. 外部評価委員会委員として

3-1. 教育課程について

外部評価委員会において説明された**「東京工業大学グローバル原子力安全・セキュリティ・エージェント教育課程規程」**の下記の教育内容は特色あるものとして高く評価された。

・修士課程入学 3 カ月間は新入生コース室に常駐し、「研究室ローテーション」を経験して多様な世界最先端研究を理解する。3 カ月後に、本学位プログラムに所属するための **1 次選抜試験**を受けさせる。

・修士課程修了時に **2 次選抜試験**を行い、博士後期課程進学者を決定する。

*Kazuhiko Kudo
Kyushu Univ.

・入学した修士および博士後期課程学生は全寮制の**「世界原子力安全・セキュリティ道場」**に入門し、プログラムコーディネーター及び道場主も学生と共に住み、教育に携わる。

・「原子力基礎・専門科目群」、「道場科目群」、「原子力安全・セキュリティ科目群」、「社会・コミュニケーション科目群」、「高度国際教養科目群」の5群に分けた教育カリキュラムを構築･提示し、学生にグローバルに活躍するリーダー像を示した。

・国内インターンシップ（3カ月以上、6カ月以下、必修）及び**国際インターンシップ（6カ月以上、1年以下）**を経験させることとし、その支援を行なっている。

・同様に、**「国際シンポジウム・セミナー」、「海外研修」、「道場講話」**などを通して、分野や立場を超えた多様な人的交流を持ち、専門性のみならず**社会性**や**国際性**を深める企画を積極的に実施している。

3-2. 教育課程の評価と課題

・年次進行に合わせて年1回開催される外部評価委員会において、本学位プログラムに関する基本的事項に対する指摘はなく、プログラム実施における効率化等についての指摘が多かった。

・道場教育の実際を把握するため、「東京国際交流館」の現場を訪問した。学生の道場生活や授業科目履修等についてアドバイスをするメンターに加えて、本学位プログラム修了後のキャリアパスについて指導するための個別キャリアパス指導班が設置され、細かい個人指導も行っていること、学生による**「サイエンス・カフェ」**の定期的開催などを通して、社会コミュニケーション能力を修得する自主的活動が行なわれていることを確認した。

・平成24年10月に8名がはじめて本プログラム修士課程に所属し、平成26年4月にその内4名が博士後期課程に進学し、平成29年3月に3名が本プログラムを修了した。修士課程修了時の単位取得数は、原子核工学専攻の修了要件が34単位に対して、8名の平均は60単位を越えており、これは、本プログラム独自の上記授業科目を履修した成果である。博士後期課程でも修了者は3名ともに25単位以上を取得し、通常学生よりも15単位程度多く取得している。

このように、充実した**コースワークと博士論文研究の両方を修了した原子力グローバル・リーダー**を目指す新しいタイプの学生を輩出したことは、高く評価される。

・外部評価委員会（14名：国内6名、海外8名）**の委員は、本学位プログラムの「総合評価」（文部科学省策定の評価指標）として、「S」または「A」と評価し、「B」または「C」評価はゼロであったと聞いている。**本プログラムでは毎年6名程度の修了者を輩出することとしていた。しかし、実績は半数程度となっていることが、評価のポイントではなかったかと考えている。

4. 学位論文審査外部委員として

4-1. 審査の立場から

国外の審査委員とともに、修士課程修了後の進学時の初期審査、博士後期課程中の中間審査、及び博士後期課程修了前の最終審査を行なってきた。留学生は中国人が主である。学生の発表は資料、口頭とも全て英語で行なわれる。学生の出身学部は原子力関係ではないが、2年間の修士課程で5つの科目群から単位を取得し、原子力に関連した研究テーマへの取り組みによって、原子力に関する幅広い基礎的な素養を備えたいわゆる逆T型の人材が育っていると評価できる。

学生は研究室の指導教員による研究指導を受けて各人のテーマについて研究を進めているが、それぞれに貴重な成果を得ている。しかし一部ではあるが、関連した分野の世界の研究状況や公表されている関連研究の参照・読み込みに基づく自分の研究の位置づけ、研究の独自性についての説明がやや物足りない学生もいた。指導教員からのこのことに関する積極的なコミュニケーションを期待したい。

4-2. 学生の立場から

文字通り教員たちと寝食を共にする数年間は、学生にとって一生でも得がたい貴重な経験になると評価しているが、一口に言ってさぞ忙しかったであろうとも推察している。残念ながら学生諸君と意見を交換する機会がなかったが、留学生たちとの交流は寮生活によって緊密であったと想像している。ほとんどの学生は国外インターンシップを経験しているが、各人が気軽に国外へ行き来している状況を聞いており、本プログラムの教育目的を体現した学生が育っていると高く評価している。

5. おわりに

本プログラムは関係する多くの教職員の献身的な努力によって充実した教育が行なわれてきた。さらなる予算獲得の努力とともに、関係者の熱意が継続されさらに充実することを心から祈っています。

2017年秋の大会

総合講演・報告４

グローバル原子力安全・セキュリティ・エージェント養成
Global Human Resource Development Program for Nuclear Safety and Security

（4）東工大教育改革等への展開

(4) Development to the Education Reform at Tokyo Tech

*井頭　政之
東工大

1. はじめに

東工大では教育組織と教育体系を抜本的に見直し、平成 28 年度から、「卓越した専門性に加えてリーダーシップを備えた理工系人材を育成し、より良い世界を創る。」という理念に基づき、学生の主体的な学びを後押しする教育を開始している。こうした教育改革の理念は、これまでに東工大で実施されてきた 4 つの博士課程教育リーディングプログラムの実績と経験に基づくものである。

博士課程教育リーディングプログラムの 1 つであるグローバル原子力安全・セキュリティ・エージェント養成を担う教育課程では、本セッションの講演(1)で述べるように、充実したコースワークが特長であり、平成 29 年 3 月に教育課程を修了した学生 3 名の平均取得単位数は 70 単位を越えている。一方、東工大の教育改革によって、修士課程及び博士後期課程において文系教養科目やキャリア科目が必修となった。教育課程に所属する学生（以下「所属学生」という。）の修了要件は、原子核工学専攻（平成 28 年度以降の入学者及び進学者は原子核工学コース）の修了要件を満たし、かつ、教育課程独自の修了要件を満たすことである。そのため、教育課程独自の修了要件を教育改革に巧く適合させないと、約 70 単位に加えて更に 10 単位以上を取得する必要が生じ、所属学生に過度な負荷を科することになる。

また、文科省の教育課程に対する経済的支援は平成 29 年度で終了するので、大学独自で教育課程を継続する必要がある。さらに、今後の原子力による社会イノベーションを担う技術者・研究者等は、教育課程のコア部分（原子力 3S：Safety, Security, Safeguards）を修得することが必須であると考えており、広く原子核工学コース学生の教育にも組み込んでいくことが望ましい。

このような状況を踏まえて現在、教育課程の受け皿となる組織の検討や履修科目の見直し等を行っているので以下に簡潔に報告する。

2. 東工大の教育改革

2-1. 教育体制

東工大では学部卒業生の 90%以上が修士課程に進学する。そこで、従来の学部と大学院を廃止し、学部と大学院を統一した「学院」を設置し、また、大学院の 45 専攻を学術的に大括りにして 26 コースに改組した。教員は学院に所属し、教育を「担当」する。学生は類別入試（入試改革には時間が必要なので、数年は従来の入試制度となる。）を経て、系、コースに順次所属する。学院、類、系、コース等の関係を図 1 に示す。20 の各コースは各系に直結しているが、6 つのコースは複数の系と繋がっている。原子核工学コースは、工学院の機械系と電気電子系、物質理工学院の材料系と応用化学系、環境・社会理工学院の融合理工学系の合計 5 つの系と繋がっている。旧原子炉工学研究所の教員は科学技術創成研究院先導原子力研究所に所属して主として研究を担当するが、教育においては工学院、物質理工学院、環境・社会理工学院の何れかに所属し、原子核工学コースのみならず関連する系・類の教育も担当する。

学生定員は学院ごとに管理され、系・コースといった分野ごとの教育課程の学生数は、学生の希望や社会の要請に基づいて柔軟に変更されることとなっている。平成 29 年 4 月に一般入試で原子核工学コース修士課程に入学した学生 32 名の系別の内訳は、機械系 3 名、電気電子系 6 名、材料系 3 名、応用化学系 8 名、融合理工学系 13 名である。なお、他大学から原子核工学コース修士課程に入学した学生も、希望する指導教員の関連する系に所属することになっている。



図１．学院、類、系、コース等の関係（東工大 HP から転載）

2-2. 教育体系

新教育体系では、学生の体系的履修計画を支援するために、100 番台の学士課程 1 年次科目から 600 番台の博士後期課程科目まで、全ての科目には科目コードが付されている。原子核工学コースでは、修士課程及び博士後期課程ともに、科目体系図及び標準的履修例を学生に対して示し、科目履修を支援している。学事暦の観点では、クォーター制を導入することで、集中的な学びを通した学修効果の向上と、留学やインターンシップなどへの柔軟な対応を可能にしている。なお、大学院の授業は英語で実施される。

学士課程入学時から博士後期課程修了に至るまでの期間を通してリベラルアーツ教育を必修とし、学院で学ぶ学術を適切に社会課題の解決に適用するための知性と人間力を身に付けることとしている。具体的には、大学院生も博士後期課程修了までに文系教養科目 5 単位以上（修士課程で 3 単位以上、博士後期課程で 2 単位以上）を取得する必要がある。

また、リーダーシップ養成については、「教養コア学修」が用意されている。教養コア学修では、学士課程初年度に、国内外の第一線で活躍する講師陣が提示する社会課題に対する気づきをもとに、専攻する分野を超えて学生同士が議論を行う「東工大立志プロジェクト」から始まり、学士課程 3 年次に今後の自身のビジョンをまとめる「教養卒論」、修士課程 1 年次の「リーダーシップ道場」を経て、博士後期課程でプロジェクトを遂行する「学生プロデュース科目」に至るまでの一連のカリキュラムが用意されている。

さらに、自らのキャリアプランを明確に描き、その実現に必要な能力を、社会との関係を含めて認識し、その能力を自己修習することを目的とするキャリア科目の履修（修士課程で 2 単位以上、博士後期課程で 4 単位以上）が修了要件に加わった。

3. 教育改革等への展開

3-1. 授業科目の見直し

所属学生は、教育課程が独自に開講した高度国際教養科目 9 科目（9 単位）以上を履修し、単位を取得する必要がある。これに加えて、大学院生に対しても必修となった文系教養科目 5 単位以上を取得することは、所属学生に過度な負荷を科することになる。そこで、文系教養科目と高度国際教養科目の各科目の教授要目を比較し、類似した科目については読み替えることができるようにした。例えば、文系教養科目の

A 科目と高度国際教養科目のα科目の内容が類似している場合、A 科目を単位取得することによってα科目を単位取得したものと見なす。このため、教育課程を運営・実施する教育院で文系教養科目と高度国際教養科目の読み替え表を作成し、所属学生に示している。読み替えの手続きとしては、所属学生が A 科目を履修する際に、α科目と読み替えたいことを教育院に書類で願い出て承認を得、A 科目の単位取得後に再び読み替えの申請書を提出して承認されることになる。

キャリア科目については、キャリア科目を担当する組織と調整を行い、教育課程の国内インターンシップ（3〜6 ヶ月）と海外インターンシップ（6 ヶ月〜1 年）を博士後期課程のキャリア科目として読み替えることができるようにした。

これらの科目読み替えによって、所属学生の負荷の増加を極力抑えて、教育課程の学位の質を維持しながら、教育課程を教育改革に適合させることができたと考えている。

3-2. 教育課程の将来

教育課程の教育内容は、専門分野教育とグローバルリーダー教育に大別できる。この内、専門分野教育については、文科省の教育課程に対する経済的支援終了後は、原子核工学コースの主要部分が所属する社会・環境理工学院が責任を持って行うことが学内で合意されている。

また、グローバルリーダー教育については、特に優秀な大学院学生を俯瞰力と独創力を備え広く産学官にわたりグローバルに活躍するリーダーへと導くため、博士課程教育リーディングプログラムで実施してきた教育体系を受け継ぐ修士課程・博士後期課程学生向けの学位プログラムの実施組織、すなわち、「トップリーダー教育院（仮称）」の設置が既に学内で合意されている。トップリーダー教育院（仮称）は、選抜された大学院学生を対象に、社会課題の認知とリーダーシップ、合意形成力、コミュニケーション力に加えて、幅広い教養を身に付けるためのカリキュラムを提供する。

教育課程では演習・実習等をともなう原子力安全・セキュリティ科目群の 4 科目（各科目 2 単位）を必修としている。これらの科目は電力会社や研究機関等の施設等を借りて実施するため経費が必要となる。したがって、これまで通りにこれらの科目を継続実施するためには外部資金が必要なので、種々の機会を利用して外部資金獲得を目指している。

今後の原子力による社会イノベーションを担う技術者・研究者等は、すなわち原子核工学コース修了者は教育課程のコア部分（原子力 3S）を修得することが必須であると考えており、これらの教育については広く原子核工学コース学生の教育にも組み込んでいくつもりである。

4. おわりに

平成 23 年 11 月末に文科省博士課程教育リーディングプログラム「グローバル原子力安全・セキュリティ・エージェント養成」が採択され、教育課程に最初の学生を平成 24 年 10 月に迎え入れ、最初の修了生を平成 29 年 3 月に 3 名輩出することができた。当初の数値目標は、毎年 6 名程度の修了者を輩出することであったが、実績は半数程度となった。教育課程への応募者増加を目指して種々の対応を行ったが数値目標改善には至らなかった。なお、平成 29 年 7 月時点での所属学生は 17 名である。

原因を分析すると、東京電力福島第一原子力発電所事故後における、(1)我が国の原子力政策基本方針決定の遅れ、(2)基本方針における我が国の電力に対する原子力の依存度の低比率、(3)我が国の原子力発電所の再稼働の遅延、(4)我が国の原子力産業界の将来性の不確定性、が挙げられる。

事故後の我が国の原子力政策がどうなろうとも世界の原子力利用は活発になり、原子力グローバルリーダーが必要となると考えて教育課程を開始した。しかし、多くの学生の原子力に対する捉え方は異なっていたようである。日本人学生は我が国のバブル経済崩壊後の不況の時代に生まれ育ってきており、多くの日本人学生は安定なキャリアパスを望んでいるようである。その中で教育課程を希望する学生は、我が国と世界のエネルギー・環境問題の解決に原子力グローバルリーダーとして貢献しようとする強い意志を持っており、少数の彼らを大きく強く育てることが教育課程の使命であると考えている。

*Masayuki Igashira
Tokyo Tech

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-3 Decommissioning Technology of Nuclear Facilities

Fri. Sep 15, 2017 2:45 PM - 4:05 PM JST | Fri. Sep 15, 2017 5:45 AM - 7:05 AM UTC | Room D B31 - B3 Block

[3D08-12] Water Sealing Technology for F1

Chair:Daisuke Kawasaki (Fukui Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[3D08] Development of water sealing method for S/C by filling up with anti-washout underwater concrete

(11)Outline of experiment of anti-washout underwater concrete filing and water sealing in the full scale S/C model

*Hiroshi Masaki[1], Yuji Murakami[2], Toshiaki Wakui[2], Hisashi Imai[2], Sumiyuki Sawada[2], Toshinori Dekura[1] (1. IRID(Toshiba), 2. HAZAMA ANDO)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[3D09] Development of water sealing method for S/C by filling up with anti-washout underwater concrete

(12)Influence of T-frange overflowing on water sealing of damage hole with anti-washout underwater concrete in the real scale experiment

*Yuji Murakami[1], Toshiaki Wakui[1], Hisashi Imai[1], Sumiyuki Sawada[1], Hiroshi Masaki[2], Toshiaki Dekura[2] (1. HAZAMA ANDO, 2. IRID(Toshiba))

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[3D10] Development of water sealing method for S/C by filling up with anti-washout underwater concrete

(13)Water sealing performance of anti-washout underwater concrete for quencher and strainer in the real scale S/C model

Hisashi Imai[1], Toshiaki Wakui[1], *Yuji Murakami[1], Sumiyuki Sawada[1], Hiroshi Masaki[2], Toshiaki Dekura[2] (1. HAZAMA ANDO, 2. IRID(Toshiba))

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[3D11] Development of water sealing method for S/C by filling up with anti-washout underwater concrete

(14)The placing and finishing condition of anti-washout underwater concrete for the real scale experiment

Ryo Yamashita[1], Yuji Murakami[1], Toshiaki Wakui[1], Hisashi Imai[1], *Sumiyuki Sawada[1], Seiichiro Tanaka[1], Hiroshi Masaki[2], Toshinori Dekura[2] (1. HAZAMA ANDO, 2. IRID(Toshiba))

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[3D12] Development of water sealing method for S/C by filling up with anti-washout underwater concrete

(15)Properties of hardened anti-washout underwater concrete for the real

*Sumiyuki Sawada[1], Yuji Murakami[1], Toshiaki Wakui[1], Hisashi Imai[1], Ryo Yamashita[1], Hiroshi Masaki[2] (1. HAZAMA ANDO CORPORATION, 2. IRID(TOSHIBA CORPORATION))

4:00 PM - 4:05 PM JST | 7:00 AM - 7:05 AM UTC

Time reserved for Chair

水中不分離性コンクリート充填による S/C 内止水技術の開発

(11) 実規模 S/C 模型を用いた水中不分離性コンクリートによる充填性・止水性確認試験の概要

Development of water sealing method for S/C by filling up with anti-washout underwater concrete

(11) Outline of experiment of anti-washout underwater concrete filing and water sealing in the full scale S/C model

*正木 洋[1]，村上 祐治[2]，涌井 俊秋[2]，今井 久[2]，澤田 純之[2]，山下 亮[2]，出倉 利紀[1]

[1]IRID(（株）東芝)，[2]安藤ハザマ

本シリーズは，福島第一原子力発電所の燃料デブリ取り出しに寄与するサプレッションチェンバー(S/C)内の補修・止水技術開発に関する試験検討内容を取り纏めるものである。本発表では，S/C 内止水技術の研究開発の背景および前大会からシリーズ発表を行っている試験内容の概要を説明する。

キーワード：福島第一原子力発電所，燃料デブリ，S/C，止水，水中不分離性コンクリート，実規模 S/C 模型水槽

1. 技術開発の背景

福島第一原子力発電所事故に伴い発生した燃料デブリは，放射線の遮蔽，ダスト飛散防止，冷却維持の観点から原子炉格納容器(PCV)を水で満たした状態で取り出す冠水工法が有力工法の一つとして計画されている[1]。本工法の遂行には，PCV 内の漏えい箇所の補修・止水が必要となる。その一環として S/C 内を補修・止水する工法の確立を目的に試験を実施した。なお，この成果は，経済産業省／平成 27 年度 廃炉・汚染水対策事業費補助金により得られたものである。

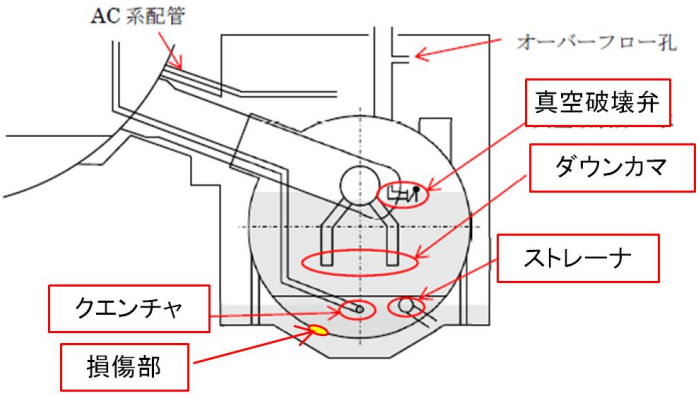


図 1　S/C の内の止水対象要

2. S/C 内の止水技術開発の内容

止水対象は S/C 内のクエンチャ，ストレーナ，ダウンカマ，真空破壊弁およびφ50mm 程度の損傷孔である。施工条件は，材料の注入箇所が全 8 箇所，建屋外から材料注入箇所までの配管距離が最長 100m 程度で，連続打込の施工となる。さらに S/C 内は，滞留水のある水中環境下，高線量・狭隘箇所が存在するため，セメント系材料による充填止水を確認する必要がある。上記の施工・環境条件より，止水材料の要求性能は耐水性，流動性，自己充填性，止水性，耐放性となることから，工事実績のある水中不分離性コンクリートを基本とした材料開発により材料選定し，最適配合，適用可能配合を設定した。選定材料の流動特性，止水性能を確認するために要素試験を実施し，これら試験結果を，2016 年度秋季大会，2017 年度春季大会で発表した。

本大会の発表では，開発した材料の実機施工への適用性を確認するため，実規模 S/C 模型を用いた水中不分離性コンクリートによる充填性・止水性確認試験を実施し，その成果として，(12) 実規模試験に関する強め輪を乗り越えた水中不分離性コンクリートによる損傷孔止水の影響，(13) 実規模試験における実規模 S/C 模型中のクエンチャおよびストレーナに対する止水性能，(14) 実規模試験における水中不分離性コンクリートの打ち上がり状況及び仕上がり状況，および(15 実規模試験に打ち込んだ水中不分離性コンクリートの硬化後特性，について発表する。

参考文献 [1] 原子力損害賠償・廃炉等支援機構：東京電力㈱福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン 2015～2015 年中長期ロードマップの改訂に向けて～、2015.04.30

*Hiroshi Masaki[1], Yuji Murakami[2], Toshiaki Wakui[2], Hisashi Imai[2], Sumiyuki Sawada[2], Ryo Yamashita[2] and Toshinori Dekura[1]

[1]Toshiba Corp., [2]Hazama Ando Corp.

水中不分離性コンクリート充填による S/C 内止水技術の開発

(12) 実規模試験に関する強め輪を乗り越えた水中不分離性コンクリートによる損傷孔止水の影響

Development of water sealing method for S/C by filling up with anti-washout underwater concrete

(12) Influence on the water sealing of dameged hole by anti-washout underwater concrete overflowing T-frange for the real scale experiment

*村上 祐治[1]，涌井 俊秋[1]，山下 亮[1]，今井 久[1]，澤田 純之[1]，正木 洋[2]，出倉 利紀[2]

[1]安藤ハザマ，[2]IRID ((株)東芝)

円形断面を有する S/C 内には，接続部の補強を目的とした T フランジ型の強め輪（高さは約 60cm）が等間隔で 16 箇所設置されている。打込まれた止水材は必ず強め輪を乗り越えて流動し，充填されることとなる。強め輪から落下と損傷孔の位置関係が止水性に影響する可能性が考えられる。本稿では，強め輪を乗り越えた水中不分離性コンクリートの損傷孔止水への影響を中心に調査したものである。

キーワード：福島第一原子力発電所事故，燃料デブリ，実規模 S/C 模型水槽，止水，水中不分離性コンクリート，強め輪，損傷孔，粘性

1. 試験概要

試験水槽（図 1 W×L×H=300×1700×1500mm）は，高さ 500mm の位置に水平境界板（S/C 底部を模擬）を設置し、水平境界板に模擬損傷孔（φ50mm）をフランジ先端位置から、0mm、582mm、1164mm の 3 箇所に設置し，強め輪からの損傷孔位置の違いが止水性に与える影響を比較評価できる構造となっている。

試験はトレミー工法で水槽右端より止水材（水中不分離性コンクリート）を打込み，強め輪乗り越えに伴う打込材の挙動，損傷孔位置と止水性・止水材の品質について調査した。

2. 止水試験の結果

試験結果として，実施した 5 ケースの損傷孔位置（強め輪からの流動距離）と損傷孔から漏出したコンクリート比率（漏出したコンクリート量を投入したコンクリート量で除した値）の関係を図 2 に示す。各プロット位置に示す数値は止水材の試験前に測定したスランプフローの値を示す。●は損傷孔が閉塞したケース，△印は損傷孔が閉塞しなかったケースを示す。この結果から，損傷孔は強め輪に近いと閉塞し難く，また，スランプフロー値が小さい止水材ほど閉塞性が高い傾向が認められた。

3. おわりに

本試験から，①強め輪に損傷孔が近いと閉塞し難く，②止水材のスランプフロー値が小さいほうが漏出量が少なく閉塞性の高い傾向，が確認された。この成果は，経済産業省／平成 27 年度 廃炉・汚染水対策事業費補助金により得られたものである。

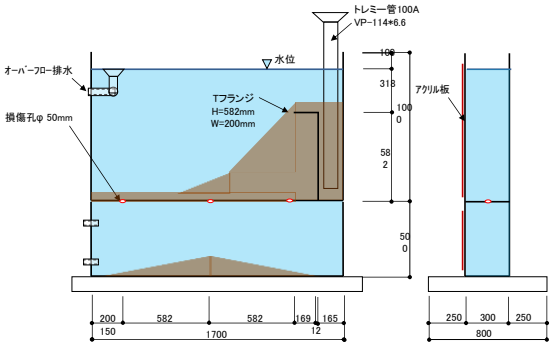


図 1　試験水槽の概要

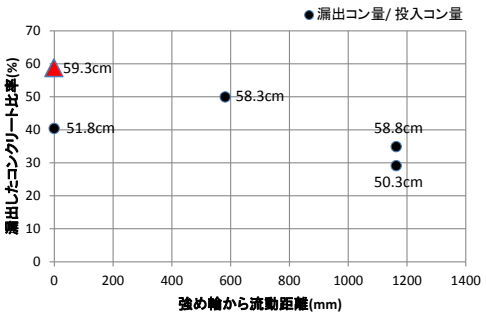


図 2　損傷孔位置と漏出したコンクリート量

*Yuji Murakami[1], Toshiaki Wakui[1], Ryo Yamashita[1], Hisashi Imai[1], Sumiyuki Sawada[1] ,Hiroshi ,Masaki[2], and Toshinori Dekura[2]

[1]Hazama Ando Corp., [2] IRID (Toshiba Corp.)

水中不分離性コンクリート充填による S/C 内止水技術の開発
(13) 実規模試験における実規模 S/C 模型中のクエンチャおよびストレーナに対する止水性能

Development of water sealing method for S/C by filling up with anti-washout underwater concrete
(13) Water sealing performance of anti-washout underwater concrete for quencher and strainer in the real scale S/C model

*今井 久[1]，涌井 俊秋[1]，村上 祐治[1]，山下 亮[1]，澤田 純之[1]，正木 洋[2]，出倉 利紀[2]
[1]安藤ハザマ，[2]IRID(（株）東芝)

福島第一原子力発電所事故に伴い発生した原子炉格納容器内の燃料デブリを冠水工法で取り出すため，圧力抑制室(S/C)内の漏えい箇所に水中不分離性コンクリートを充填し止水する計画がある。本試験では，この計画の成立性を確認するために，漏洩経路となりうる S/C 内に存在する構造物の一部を模擬した実大模型を製作し，コンクリートの充填性，止水性を確認したので試験内容，試験結果について報告する。

キーワード：福島第一原子力発電所事故，燃料デブリ，実規模 S/C 模擬水槽，止水，水中不分離性コンクリート，クエンチャ，ストレーナ

1. はじめに

S/C 内充填水の漏えい経路となる S/C 内構造物の開口および 2 号機で想定される損傷部を閉塞･止水するため，構造物の開口部を模擬した実規模（1/1 スケール）S/C 模擬試験体にて水中不分離性コンクリートの充填性および止水性を確認した。

2. 試験内容

試験は，図１，２に示す水槽（半円内径 8.9m×延長 14.1m）内に，クエンチャ，ストレーナ（図３），損傷開口部（φ50mm）の模擬体を設置し水槽の片側の 1 ヶ所から通常の建設工事に用いるコンクリートポンプ車を用いて水中不分離性コンクリートを打込んだ。

コンクリートは時間当たり 42cm の打上がり速度で打込み，模擬損傷孔および模擬ストレーナからの漏水（75L/min）の止水を確認した。さらにコンクリート硬化後，クエンチャ模擬体内部に加圧注水を行い，圧力と注水量の計測から十分な止水性が確保されていることが把握できた。

3. おわりに

上記試験により実機に対し，本試験で使用した水中不分離性コンクリートにてコンクリートの充填性，漏洩部の止水性を確保できることが確認できた。なお，この成果は，経済産業省／平成 27 年度 廃炉・汚染水対策事業費補助金により得られたものである。

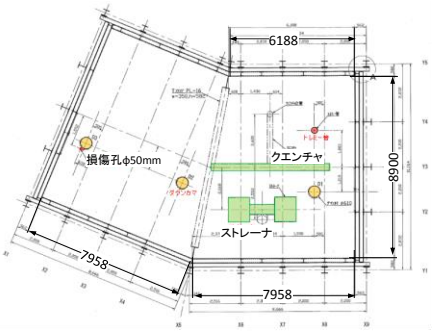


図１ 試験水槽平面図

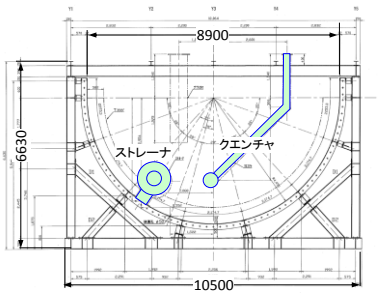


図２試験水槽鉛直断面図

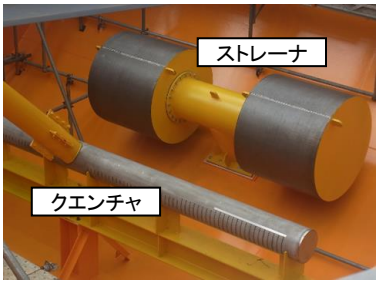


図３ストレーナ、クエンチャ模擬体

* Hisashi Imai[1], Toshiaki Wakui[1], Yuji Murakami[1], Ryo Yamashita[1], Sumiyuki Sawada[1] , Hiroshi Masaki[2]and Toshinori Dekura[2]
[1]Hazama Ando Corp., [2] IRID(Toshiba Corp.)

水中不分離性コンクリート充填による S/C 内止水技術の開発

(14) 実規模試験における水中不分離性コンクリートの打ち上がり状況及び仕上がり状況

Development of water sealing method for S/C by filling up with anti-washout underwater concrete

(14) The placing and finishing condition of anti-washout underwater concrete for the real scale experiment

*山下 亮[1]，村上 祐治[1]，涌井 俊秋[1]，今井 久[1]，澤田 純之[1]，田中聖一朗[1]，正木 洋[2]，出倉 利紀[2]

[1]安藤ハザマ，[2]IRID((株)東芝)

冠水工法の実施に必要な S/C 内充填止水工法に関する検討を目的に，1/1 スケールの実規模 S/C 模型水槽の水中不分離性コンクリート充填止水試験を実施した。そこで本稿では，止水材（水中不分離性コンクリート）の流動性および充填性に着目し，その打上がり状況の測定結果を中心に報告する。

キーワード：福島第一原子力発電所事故，水中不分離性コンクリート，燃料デブリ，実規模 S/C 模型試験，止水，水中不分離性コンクリート，打込み品質

1. 測定概要

1/1 スケールの実規模 S/C 模型水槽の充填止水試験では，止水材打込みに伴う止水材の流動・打上がり状況を水槽上面 22 箇所（図 1）で測定した。測定時点は打設開始時点より 2 時間までは 10 分間隔，2 時間以降は 20 分間隔と時間経過に伴い測定間隔を長くして約 10 時間後まで 32 時点での測定を実施した。

2. 測定結果

測定結果の一例を図 2 に示す。これは，図 1 に示す Y3 断面（水槽上下流方向断面）内の，各測定時点における止水材上面高さを示している。図 2 で，トレミー管にて打設された止水材は図の右から左に向けて流動する。途中，強め輪にて流動が阻害され堰上がり，強め輪を乗り越えて図中左方向に流動する。

打込み初期や強め輪乗り越え時点では止水材上面の上下流方向の勾配が大きく舌状に流下していることが推察される。時間経過に伴い止水材上面の分布勾配は小さくなる傾向が見られ，全体的に止水材上面が上昇する傾向が見られる。最終的には全体にフラットな分布を示し，これと同じセットを 8 基連結すると実機相当となるため，ここで使用した止水材，工法により実機での充填施工の可能性を裏付ける結果であると考えられる。

3. おわりに

実規模 S/C 模型水槽における止水充填試験で非定常な止水材挙動データを取得でき，実機施工への適用可能性が確認された。この規模の試験を繰り返すことは難しく，今後は数値シミュレーションにより施工検討が必要になる。本試験で得られたデータはシミュレーションの信頼性向上等に寄与すると考えられる。

この成果は，経済産業省／平成 27 年度 廃炉・汚染水対策事業費補助金により得られたものである。

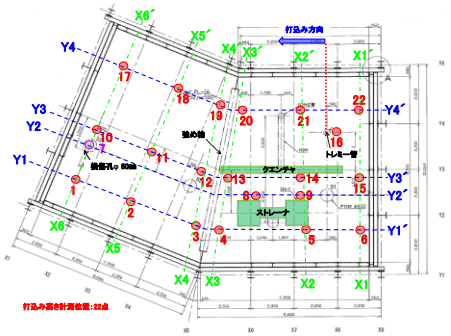


図 1 止水材打ち上がり高さ計測位置

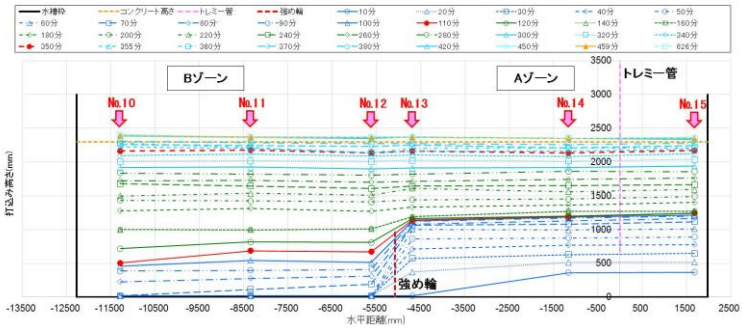


図 2 中央部（Y3 断面）での打ち上がり状況

*Ryo Yamashita[1], Yuji Murakami[1], Toshiaki Wakui[1], Hisashi Imai[1], Sumiyuki Sawada[1] , Seiichiro Tanaka[1], Hiroshi Masaki[2]and Toshinori Dekura[2]

[1]Hazama-Ando Corp., [2]IRID(Toshiba Corp.)

水中不分離性コンクリート充填による S/C 内止水技術の開発

(15) 実規模試験に打ち込んだ水中不分離性コンクリートの硬化後特性

Development of water sealing method for S/C by filling up with anti-washout underwater concrete

(15) Properties of hardened anti-washout underwater concrete for the real scale experiment

*澤田 純之[1]，村上 祐治[1]，涌井 俊秋[1]，今井 久[1]，山下 亮[1]，正木 洋[2]

[1]安藤ハザマ，[2]IRID ((株)東芝)

冠水工法の実施に必要な S/C 内充填止水工法に関する検討を目的に，1/1 スケールの実規模 S/C 模型水槽の水中不分離性コンクリート（止水材）充填止水試験を実施した。本稿では，打込み硬化後の水中不分離性コンクリートの品質について着目し，硬化後に採取したコンクリートコアの観察結果，力学試験結果の検討結果を報告する。

キーワード：福島第一原子力発電所事故，燃料デブリ，実規模 S/C 模型水槽，止水，水中不分離性コンクリート，材料品質

1. 試験概要

実規模 S/C 模型水槽（半円内径 8.9m×延長 14.1m）の 1 箇所からトレミー工法により打込んだ水中不分離性コンクリートの硬化後，コアサンプリング（直径約 10cm，鉛直方向に 25 本採取）を行い，コアの観察結果，物理・力学特性の計測（単位体積質量，超音波伝播速度，圧縮強度）を実施し，その空間的分布を把握した。

2.試験の結果

試験結果として，圧縮強度試験結果を示す。圧縮強度試験は採取したコアを長さ 20cm に切断した供試体で実施した。

強め輪より上流（A），下流（B）で区分し，各区分内採取コアの圧縮強度の鉛直方向分布を図１，２に示す。またトレミー打込み部から下流に向かう流動距離と圧縮強度の関係を図３に示す。図１，２の強度の鉛直分布から底部・上部で強度が低下している傾向が認められる。また，下流（B）部での強度の低下傾向，不均質性が高い傾向が認められる。図３からは，強め輪の上下流で顕著な圧縮強度の際が認められる。

上記に示す圧縮強度の不均質は，強め輪乗り越えに伴う材料分離，損傷孔からの材料の流出による影響と考えられる。

本稿では示していないがコアの超音波伝播速度分布においては上部で伝播速度が遅くなる傾向が確認されている。

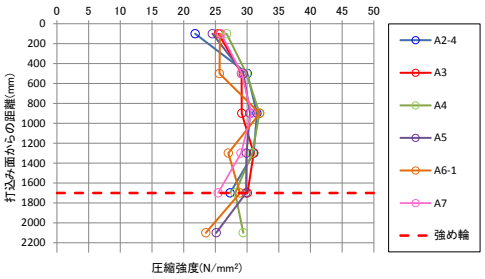


図１　上部での圧縮強度鉛直分布

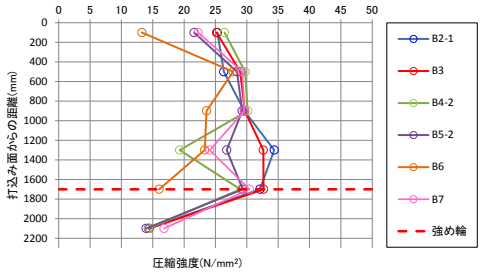


図２　下流部での圧縮強度鉛直分布

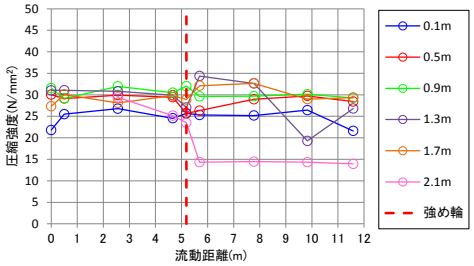


図３　上下流方向での圧縮強度分布

3. おわりに

硬化後の止水材よりコア抜きにより採取した試料の強度試験などの物性評価により，流動に伴う不均質の発生やその程度を把握することができた。なお，この成果は，経済産業省／平成 27 年度 廃炉・汚染水対策事業費補助金により得られたものである。

*Sumiyuki Sawada[1], Yuji Murakami[1], Toshiaki Wakui[1], Hisashi Imai[1], Ryo Yamashita[1] and Hiroshi Masaki[2]

[1]Hazama Ando Corp., [2] IRID (Toshiba Corp.)

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：304-1 Thermal Hydraulics, Energy Conversion, Energy Transfer, Energy Storage

Fri. Sep 15, 2017 9:30 AM - 10:55 AM JST | Fri. Sep 15, 2017 12:30 AM - 1:55 AM UTC | Room E B32 - B3 Block

[3E01-05] Filter and Scrubbing 2

Chair:Takashi Takata (JAEA)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[3E01] Aerosol Behavior inside a Single Bubble during Pool Scrubbing

*Kota Fujiwara[1], Yuki Nakamura[1], Wataru Kikuchi[1], Shinpei Saito[1], Tomohisa Yuasa[1], Akiko Kaneko[1], Yutaka Abe[1] (1. University of Tsukuba)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[3E02] Gas-liquid two-phase flow behavior in pool scrubbing

*Yuki Nakamura[1], Kota Fujiwara[1], Wataru Kikuchi[1], Simpei Saito[1], Tomohisa Yuasa[1], Akiko Kaneko[1], Yutaka Abe[1] (1. University of Tsukuba)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[3E03] Aerosol Behavior in Two-Phase Flow during Pool Scrubbing

*Wataru Kikuchi[1], Kota Fujiwara[1], Yuki Nakamura[1], Shimpei Saito[1], Tomohisa Yuasa[1], Kaneko Akiko[1], Yutaka Abe[1] (1. University of Tsukuba)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[3E04] Development of High Efficiency Filtered Containment Venting System Using Zeolite

(11)Evaluation of Two-Phase Flow Instability by Visualized Test

*Takuya Fujii[1], Naoto Kitahara[1], Tadashi Narabayashi[1], Yasunori Yamamoto[1], Go Chiba[1] (1. Hokkaido Univ.)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[3E05] Development of High Efficiency Filtered Containment Venting System Using Zeolite

(12)Supplession of Two-Phase Flow Instability by Using a Pressurize Orifice

*Naoto Kitahara[1], Takuya Fujii[1], Tadashi Narabayashi[2], Yasunori Yamamoto[2], Go Chiba[2] (1. Hokkaido Univ. Graduate School of Engineering, 2. Hokkaido Univ. Faculty of Engineering)

10:45 AM - 10:55 AM JST | 1:45 AM - 1:55 AM UTC

Time reserved for Chair

プールスクラビングにおける単一気泡中のエアロゾル挙動

Aerosol Behavior inside a Single Bubble during Pool Scrubbing

*藤原 広太[1]，中村 優樹[1]，菊池 航[1]，齋藤 慎平[1]，湯淺 朋久[1]，金子 暁子[1]，阿部 豊[1]

[1]筑波大学

原子力発電所の過酷事故時において，核分裂生成物質を含んだエアロゾルは水中を通ることで気相から液相に移行し除染される．本研究では単一気泡内の微粒子の挙動に着目し，プールスクラビングに関わる気泡内部流動によるエアロゾル挙動の影響に関して調べた．

キーワード：スクラビング、除染係数、エアロゾル、可視化計測

1. 緒言

原子力発電所過酷事故時のプールスクラビングに関する既存解析コードの改良や評価を行うため，プールスクラビングのメカニズムの解明が求められている．本研究の目的はプールスクラビング時における単一気泡中に含まれた核分裂生成物質の水中移行挙動を明らかにすることである．本報告では複数条件における上昇単一油滴の内部流動の可視化計測を実施し，外部流動の二次元三成分可視化結果との相互作用を考察した．

2. 実験手法

本研究で使用した実験装置を Fig. 1 に示す．装置の中央には高さ 1500 mm のテスト部水槽があり，水槽内部の L 字ノズルから気泡や油滴を投入することで可視化計測を行う．本実験では油滴内部流動の二次元 PIV 計測および油滴外部の二次元三成分 PIV 計測を実施した．

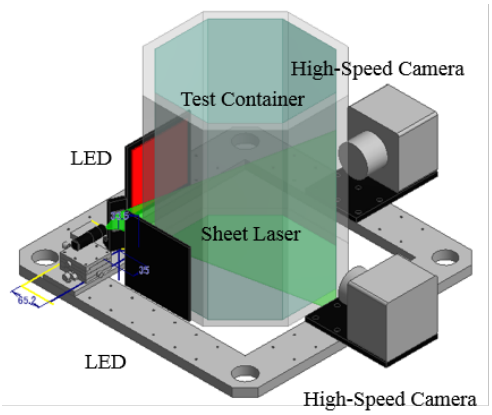


Fig. 1. 可視化実験装置

3. 結果・考察

Fig.2 に気泡外部流動の二次元三成分ベクトル場を示す．図中の矢印の位置に示す気泡の後流に上向きの速度場が見られた．従来の MELCOR モデルでは剥離などは考慮していないため，この速度場が気泡界面を駆動することで内部流動に影響を及ぼす可能性が考えれる．Fig.3 に揺動しながら上昇する油滴の瞬時内部ベクトル場および流跡線を示す．実験では油滴内部で旋回運動が起きており，この旋回運動により油滴内では MELCOR の単一気泡モデルと一部相違点があることを示した．

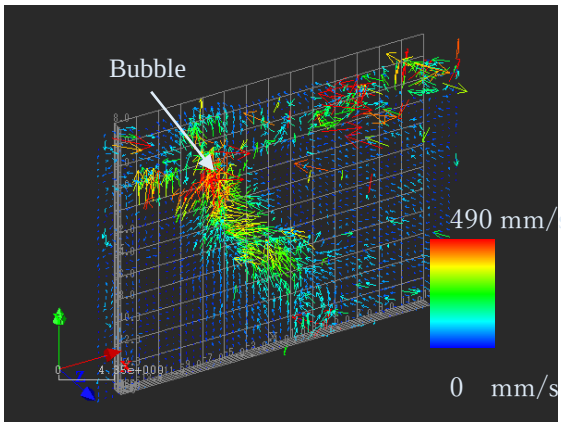


Fig. 2 上昇気泡の外部流動

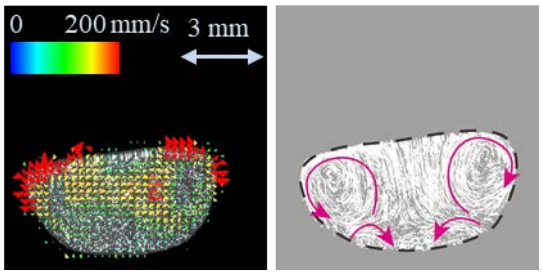


Fig. 3 揺動する上昇油滴の可視化

謝辞

本研究は，平成 29 年度原子力施設等防災対策等委託費（スクラビング個別効果試験）事業の一環として行ったものである．

---

*Kota Fujiwara[1], Wataru Kikuchi[1], Yuki Nakamura[1], Shimpei Saito[1], Tomohisa Yuasa[1], Akiko Kabeko[1], Yutaka Abe[1]

[1]University of Tsukuba

プールスクラビングにおける気液二相流挙動

Gas-liquid two-phase flow behavior in pool scrubbing

*中村 優樹[1]，藤原 広太[1]，菊池 航[1]，齋藤 慎平[1]，湯淺 朋久[1]，金子 暁子[1]，阿部 豊[1]

[1]筑波大学

原子力発電所での過酷事故では放射性微粒子を含む蒸気が施設外へ放出される過程において，水中を通る際に粒子が水中へ移行し除染効果を得るプールスクラビングが期待されている．ここでは，プールスクラビングにおける除染メカニズムを解明する上で重要となる気液二相流挙動に着目し，水槽内の種々の流動条件における気液二相流に対して可視化観察およびボイド率分布計測を実施した結果を報告する．

キーワード：プールスクラビング，除染係数，可視化観察，ワイヤメッシュセンサ

1. 緒言

プールスクラビングに関する既存の解析モデルを用いて除染効果を解析する上で，モデルの妥当性を評価するためには個々の現象を適切に模擬する実験が必要である．しかしながら，プールスクラビングのメカニズムに関する知見は十分とはいえない．本研究では，二相流中の気相噴流の挙動および周囲の流動現象を解明することを目的とする．水槽内の種々の流動条件に対して，気相噴流の挙動および流動現象の可視化観察とワイヤメッシュセンサを用いたボイド率分布の計測を実施し二相流挙動の構造を明らかにする．

2. 実験手法

試験部は縦横 500mm，高さ 3000mm のアクリル製水槽である．実験はノズル径，ガス流量，サブマージェンスをパラメータとして常温常圧の条件下で行った．テスト部中に形成した気相噴流をハイスピードカメラにより可視化観察をした．また，ワイヤメッシュセンサにより気相噴流のボイド率分布計測を実施した．気相として「空気のみ」および「空気と蒸気の混合気体」を混合した気体を用いた．

3. 結果

ノズル径 5mm，ガス流量を 10，20，30，50，80，100L/min，サブマージェンス 1100mm とした場合の結果を示す．Fig. 1 にハイスピードカメラにより撮影した気相噴流の様子を示す．噴流下流において噴流幅が広がることがわかる．また，Fig. 2 にはガス流量 30L/min 時のノズルから 700mm 上方の時間平均したボイド率分布を示す．噴流の中心部でボイド率が最大となることが確認された．

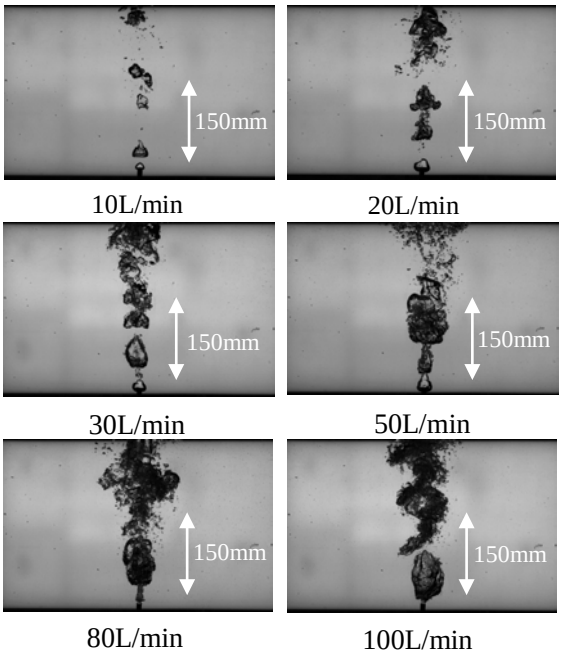


Fig. 1 Snapshots of gas-phase jet

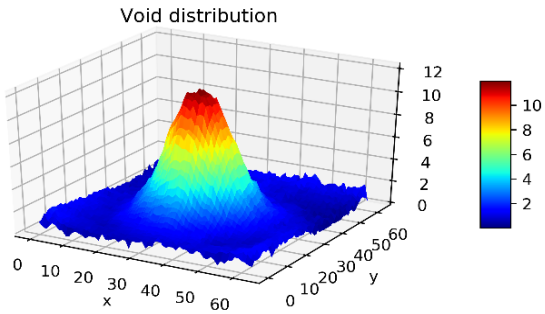


Fig. 2 Average void fraction distribution without aerosol

謝辞

本研究は平成 29 年度原子力施設等防災対策等委託費（スクラビング個別効果試験）事業の一部として実施されたものである．

*Yuki Nakamura[1], Kota Fujiwara[1], Wataru Kukichi[1], Shimpei Saito[1], Tomohisa Yuasa[1], Akiko Kaneko[1], Yutaka Abe[1]

[1]University of Tsukuba

プールスクラビングにおける気相噴流中のエアロゾル挙動

Aerosol behavior in the gas phase jet during pool scrubbing

*菊池航[1]，藤原広太[1]，中村優樹[1]，齋藤慎平[1]，湯淺朋久[1]，金子暁子[1]，阿部豊[1]

[1]筑波大学

原子力発電所の事故進展解析では，プールスクラビングにおける気液二相流動モデルや気相から液相への除染モデルの妥当性確認が求められている．本報ではエアロゾルを含む気相噴流に対してワイヤメッシュセンサを用いることで，エアロゾルを混入した際の二相流挙動の把握を行う．また，二相流中における粒子の液中移行挙動を高速度カメラを用いて詳細に調べる．

キーワード：プールスクラビング、除染係数、エアロゾル、可視化観測、ワイヤメッシュセンサ

1. 緒言

原子力発電所の事故進展解析において，プールスクラビングの性能を解析的に求めるために，気液二相流動モデルや気相から液相への除染モデルの妥当性確認が求められている．気液二相流中にエアロゾルが混入した際の流動構造への影響や，気相噴流中における粒子の液相への移行挙動を可視化により解明することを目的とし，ノズル出口付近から水面に至るまで，高さ毎に可視化撮影を行った．加えて，ワイヤメッシュセンサ（WMS）を用いて空気単相およびエアロゾルを含んだ場合のボイド率計測を行った．

2. 実験体系および実験条件

Fig.1 に示す実験装置を用いて気相噴流の流動構造を把握するために, 赤色 LED を用いたバックライト法と高速度カメラによる可視化観測を行った．Aerosol supplier から発生したエアロゾルはコンプレッサからの空気に混入させ，Aerosol Spectrometer により個数濃度, を計測したうえで静止水中に気相噴流として流入させる．この際, 配管で赤色 LED を用いたバックライト法と高速度カメラによりエアロゾルの可視化を行い計測した個数濃度と比較を行う．気相噴流として流入されたエアロゾルは WMS を通過しボイド率分布が計測される．実験条件は，計測時間 10s として，水―空気系で行い，ノズル内径 5mm，サブマージェンス 1000mm 以上とし，空気流量，エアロゾル発生速度は実機相当を含む種々の条件で行った．

3. 結果及び考察

気相流量 30L/min，エアロゾル発生速度 27mm/h の条件での時間あたりの入り口エアロゾル個数濃度を Fig.2 に示す．ノズル先端から WMS まで 700mm，ノズル先端からのサブマージェンス 1100mm の場合における時間平均ボイド率分布を Fig.3 に示す．流路断面のボイド率分布を計測することで流路中心ではボイド率が高く中心から円形に広がる様子が確認できた．エアロゾル無し[2]の条件と比べボイド率が低下することが確認できた．

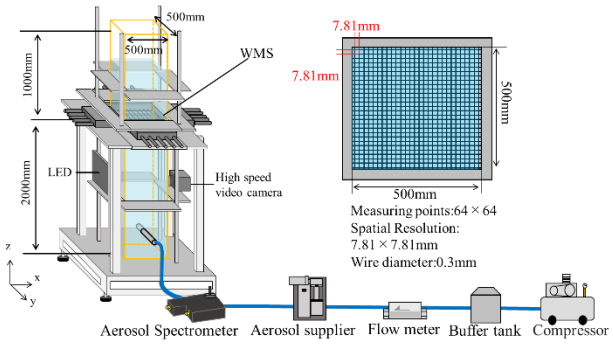


Fig. 1 Experimental apparatus

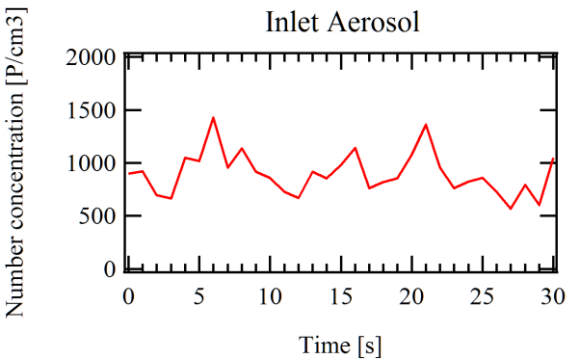


Fig. 2 Aerosol number concentration (Feed:27mm/h)

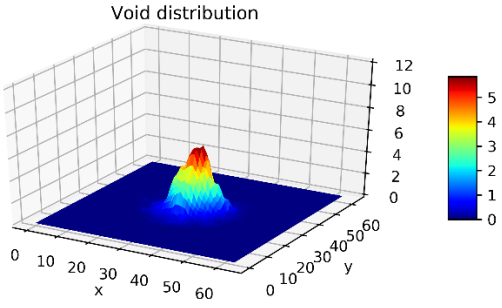


Fig. 3 Average Void fraction distribution with aerosol

謝辞

本研究は平成 29 年度原子力施設等防災対策等委託費（スクラビング個別効果試験）事業の一部として行ったものである．

参考文献

[1] Hashimoto, K. et al. (1991),” Proc. Top. Meeting Saf therm Reactors, pp. 740-745.

[2]中村他(2017)，日本原子力学会秋の大会 2017

*Wataru Kikuchi[1], Kota Fujiwara[1], Yuki Nakamura[1], Shimpei Saito[1], Tomohisa, Akiko Kaneko[1], Yutaka Abe[1]

[1]University of Tsukuba

ゼオライトを用いた高除染性フィルターベントシステムの開発
（11）可視化試験による二相流挙動評価

Development of High Efficiency Filtered Containment Venting System Using Zeolite
(11) Evaluation of Two-Phase Flow Instability by Visualized Test

*藤井 拓也[1]，北原 直人[1]，奈良林 直[1]，山本 泰功[1]，千葉 豪[1]
[1]北海道大学

抄録：フィルターベント可視化試験装置を用いて大気圧下におけるスクラビングプール内の二相流不安定現象を観察し、レベルスウェルやガイセリング現象の温度、圧力、ボイド率の時間変動を測定した。

キーワード：フィルターベント，格納容器，可視化試験、二相流，レベルスウェル，ガイセリング

1. 緒言

格納容器内の蒸気と熱を大気に放出する際に放射性物質を除去するフィルターベントにより、周辺環境への被害を抑えることができる[1]。本研究では、可視化試験により、フィルターベント内で発生する二相流不安定流動現象の観察と定量的な測定を実施した。

2. 可視化実験

スクラビングプールを模擬した高さ 3.6m、内径 105mm の垂直円筒型の可視化試験装置(図 1)を用いて可視化試験を行った。0.3MPa の飽和蒸気をノズルからプール内に噴射し、装置内部の各点の温度、圧力、ボイド率を測定した。試験装置出口側にオリフィスを設置して装置内部を加圧し、オリフィスの有無による不安定流動現象の変化を測定した。プール内のボイド率の測定結果の比較を図 2 に示す。蒸気注入を開始すると、レベルスウェルにより、測定点 3 のボイド率は一度低下する。図 3 に示すように、160s から 165s の時間の温度と圧力の時間変化を重ねると、圧力が上昇してから温度が上昇し、次いで、圧力が降下してから温度が降下するというように、温度の位相が若干遅れていることが分かる。これは、下部から注入される蒸気により水が加熱されて飽和温度になると、水頭圧により、下部の飽和温度が高いため、下部まで飽和温度に達すると、蒸気凝縮が終了して、蒸気の吹上げにより水塊が上昇するガイセリング現象が発生する。水頭の低下により更に蒸気の減圧沸騰が促進され、水塊が落下すると圧力が先に上昇するため、圧力と温度に時間差を生ずる。

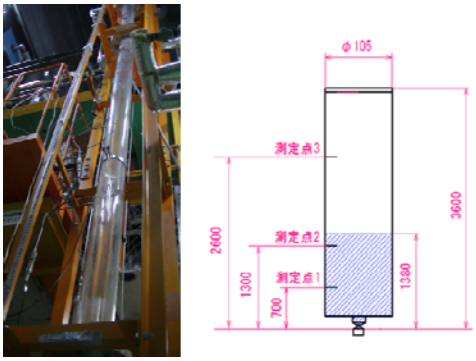


図 1. 可視化試験装置と測定点

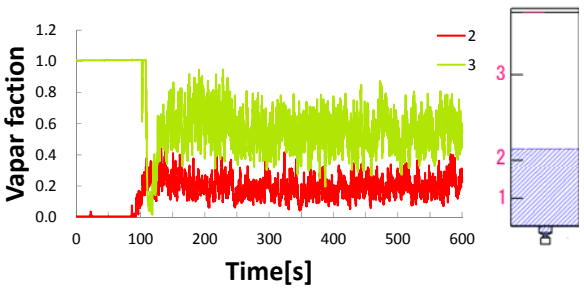


図 2. プール内ボイド率の比較

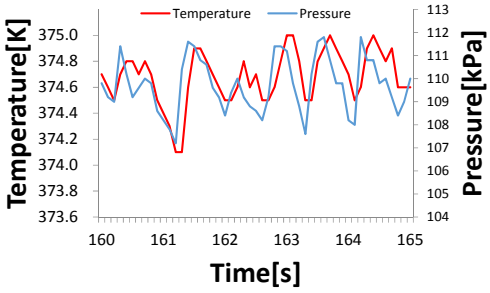


図 3. プール内温度と圧力の比較

3. 結論

可視化実験では、水面が二相流で上昇するレベルスウェルやガイセリング現象の発生を確認した。

参考文献

[1] 川村慎一ら，原子炉格納容器フィルタベントシステムの開発」、日本原子力学会和文論文誌 Vol. 15, No. 1、(2016)．

* Takuya Fujii[1], Naoto Kitahara[1], Tadashi Narabayashi[1], Yasunori Yamamoto[1]and Go Chiba[1] , [1]Hokkaido Univ.

ゼオライトを用いた高除染性フィルターベントシステムの開発
（12）加圧状態での二相流不安定性の抑制

Development of High Efficiency Filtered Containment Venting System Using Zeolite

(12) Suppression of Two-Phase Flow Instability by Using a Pressurize Orifice

*北原 直人[1]，藤井 拓也[1]，奈良林 直[1]，山本 泰功[1]，千葉 豪[1]

[1]北海道大学

抄録：フィルターベントの下流にオリフィスを設置して加圧することにより、二相流の不安定性が抑制されることを確認した。また、二相流解析コード TRAC により解析することで、実験結果と良い一致を見た。

キーワード：フィルターベント，格納容器，二相流，対向流制限，TRAC コード

1. 緒言

過酷事故時には格納容器内の蒸気と熱を大気に放出する際に放射性物質を除去するフィルターベントにより、周辺環境への被害を抑えることができる[1]。本研究では、フィルターベント内で発生する二相流による不安定流動現象の測定とオリフィス加圧による安定化評価を目的とした。

2. 加圧実験

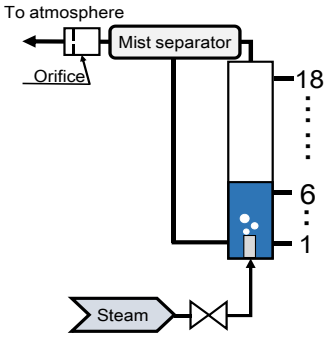


図 1. 実験装置模式図

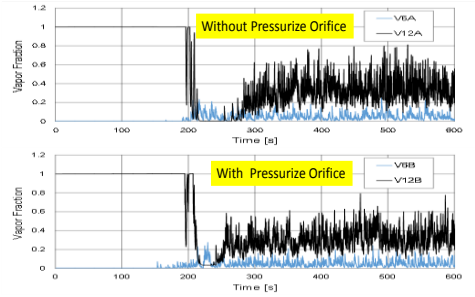


図 2. 水プール内ボイド率の比較

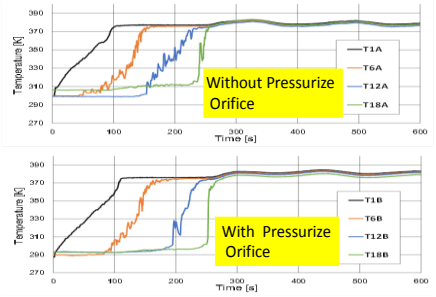


図 3. プール内温度の比較

スクラビングプールを模擬した高さ 4m、内径 10cm の垂直円筒型の試験装置(図 1)で実験を行った。実験では、0.3MPa の飽和蒸気をノズルから水プール内に噴射し、装置内部の各点の温度、圧力、ボイド率を測定した。試験装置出口側にオリフィスを設置して装置内部を加圧し、オリフィスの有無による不安定流動現象の変化を測定した。プール内のボイド率の測定結果の比較を図 2 に、同じく温度の比較を図 3 に示す。蒸気注入を開始すると、ボイド率は一度低下する。温度は装置下部から上昇し、全体が飽和温度に達したおよそ 250 秒の時点から、ボイド率の変動が大きくなる。プール上方のボイド率はオリフィスで加圧した方が、変動が小さい。これはオリフィスによりガイセリングが抑制されたことを示す。結果は示していないが、TRAC コードによる加圧オリフィスによる安定化解析と除染係数 DF の向上データも測定した。

3. 結論

本稿では、湿式フィルターベントシステムについて、オリフィスによる装置内の加圧で、二相流現象が抑制されることが実験から確認できた。またそれに伴う DF の変化を測定した。それにより装置内をオリフィスで加圧することの有意性を確認し、フィルターベント高圧試験装置の除染性能を定量的に評価した。

参考文献

[1] 川村慎一ら，原子炉格納容器フィルタベントシステムの開発」、日本原子力学会和文論文誌 Vol. 15, No. 1、(2016)．

[2] 日本機械学会熱流動部会編,「気液二相流の数値解析」,朝倉書店(1993)

*Naoto Kitahara[1], Takuya Fujii[1], Tadashi Narabayashi[1], Yasunori Yamamoto[1]and Go Chiba[1] , [1]Hokkaido Univ.

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：304-1 Thermal Hydraulics, Energy Conversion, Energy Transfer, Energy Storage

Fri. Sep 15, 2017 10:55 AM - 12:00 PM JST | Fri. Sep 15, 2017 1:55 AM - 3:00 AM UTC | Room E B32 - B3 Block

[3E06-09] Thermal Hydraulics Simulation 2

Chair:Taku Nagatake (JAEA)

10:55 AM - 11:10 AM JST | 1:55 AM - 2:10 AM UTC

[3E06] Development of Leak Detector for Canister

(1)Leak Tests by Vertical Small Canister Model

*Hirofumi Takeda[1], Kohei Shimaike[2] (1. CRIEPI, 2. Siemens)

11:10 AM - 11:25 AM JST | 2:10 AM - 2:25 AM UTC

[3E07] Development of Leak Detector for Canister

(2)Leak Test Analysis by Vertical Small Canister Model

*Kohei Shimaike[1], Hirofumi Takeda[2] (1. Siemens, 2. CRIEPI)

11:25 AM - 11:40 AM JST | 2:25 AM - 2:40 AM UTC

[3E08] Application of a fire zone model for a single compartment fire under mechanically ventilated condition

Case study of BRI2002

*Koji Tasaka[1], Koji Shirai[1], Toshiko Udagawa[2] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry, 2. WDB Co., Ltd.)

11:40 AM - 11:55 AM JST | 2:40 AM - 2:55 AM UTC

[3E09] Analysis evaluation of the thermal hydraulic phenomenon at lower plenum in the reactor vessel for the improvement in safety of PWR

Application of trasient analysis method to evaluation of the thermal hydraulic phenomenon in the reactor vessel

*Keigo Nishida[1], Junichi Takeuchi[1], Masaaki Okano[1], Daisuke Kanamori[2] (1. Mitsubishi Heavy Industries,LTD., 2. THE KANSAI ELECTRIC POWER CO.,INC)

11:55 AM - 12:00 PM JST | 2:55 AM - 3:00 AM UTC

Time reserved for Chair

キャニスタの漏えい検知器の開発
（1）縦型小型キャニスタ模型による漏えい試験

Development of Leak Detector for Canister

(1) Leak Test by Vertical Small Canister Model

*竹田 浩文[1]，島池 航平[2]

[1]電中研，[2]シーメンス

コンクリートキャスクの漏えい検知器として、漏えい時にキャニスタ表面温度が変化する現象を利用した検知器を開発している。ここでは、縦型キャニスタ模型を用いた漏えい試験を実施し、キャニスタ内圧と表面温度の関係を明らかとした。

キーワード：コンクリートキャスク，キャニスタ，ヘリウム漏えい，キャニスタ内圧，キャニスタ表面温度

1. 緒言

コンクリートキャスクにおいても、金属キャスクと同様に密封監視を行うことは有用である。キャニスタの内圧が低下すると、その表面温度が変化することが報告[1]されており、この現象を利用した漏えい検知器を開発している。検知器の実用化には、キャニスタ内圧と表面温度の関係を明らかにする必要がある。

2. 漏えい試験

2-1. 試験装置

試験装置は、図 1 に示すように、コンクリートキャスク内のキャニスタのみを模擬した実機の 1/18 縮尺模型である。キャニスタ内部には、アルミバスケット内に、12 本の発熱体（電気ヒータ）が設置してある。なお、図中、TT：容器上部温度、TB：容器底部温度、THC：発熱体中央温度、TSC：容器側面中央温度。

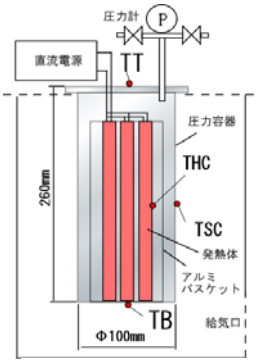


図 1　試験装置

2-2. 試験結果

試験では、内部に空気を入れ、発熱量を 35.2W とし、キャニスタ内圧が 5 気圧で定常状態に保った状態から、上部に設置されたバルブを開放し、漏えいさせた。図 2 に示すように、内圧の減少とともに、THC、TB、TSC は、上昇したが、TT は、低下する結果が得られた[2]。

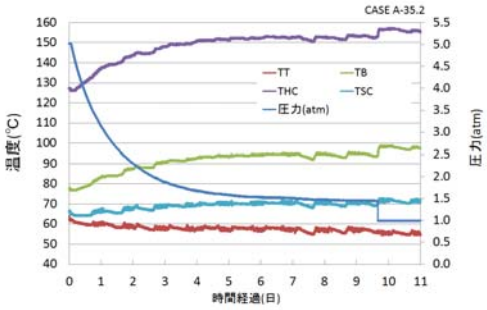


図 2　内圧と各部温度の関係

3. 結論

縦型小型キャニスタ模型を用いた試験により、キャニスタの内圧とキャニスタ表面温度の関係を明らかにした。特に検知器として重要となる TT が低下し、TB が上昇する現象が確認された。今後は、キャスクの 1/4.5 縮尺模型を用いて、実機と修正 Ra 数を一致させた試験を実施する予定である。

参考文献

[1] H.Takeda, M.Wataru, K.Shirai, T.Saegusa,2008.”Development of the detecting method of helium gas leak from canister”,Nucl.Eng.Desighn,Vol.218,1220-1226.

[2] 竹田，島池.2017.”キャニスタのヘリウム漏えい検知器の開発（その１）－縦置き小型キャニスタ模型を用いた漏えい評価試験および開発－”電力中央研究所報告,N16005.

*Hirofumi Takeda[1], Kohei Shimaike[2]

[1]CRIEPI , [2]Siemens

キャニスタの漏えい検知器の開発
（2）縦型小型キャニスタ模型による漏えい試験解析

Development of Leak Detector for Canister

(2) Leak Test Analysis by Vertical Small Canister Model

*島池 航平[1]，竹田 浩文[2]

[1]シーメンス，[2]電中研

内部ガス漏えいに伴いキャニスタ表面上に温度変化が生じることが知られており、この特性を利用したキャニスタの漏えい検知器を開発している。ここでは、同現象を数値熱流体解析により再現し、そのメカニズムを解明した。

キーワード：コンクリートキャスク，キャニスタ内圧，熱流動解析コード，STAR-CCM+，ポリヘドラルメッシュ

1. 緒言

キャニスタの内圧低下に伴い、キャニスタ上部温度（TT）は低下し、キャニスタ底部温度（TB）が上昇することが、小型キャニスタを用いた実験において確認された。ここでは、数値熱流体解析により同現象のメカニズムを解明する。

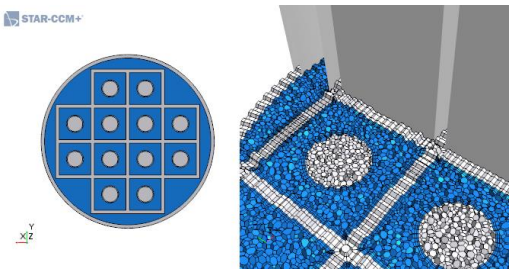


図１ 解析形状と格子

2. 数値熱流体解析

2-1. 解析モデル

解析形状は図１に示すキャニスタを模擬した実機の 1/18 縮尺モデルである。解析ソルバーとしてシーメンス PLM ソフトウェアの STAR-CCM+®ソフトウェアを使用した。乱流モデルは Realizable k-ε である。空気は理想気体とし、圧力、温度による密度変化を考慮した。発熱体（35.2W）は一様発熱とした。また表面-表面輻射を考慮している。

2-2. 解析結果

図２は各計測点における温度である。内圧低下に伴う TT の低下、TB の上昇が確認できる。また THC に関しても、内圧低下に伴い温度は上昇する。これらは実測と同等の傾向である。

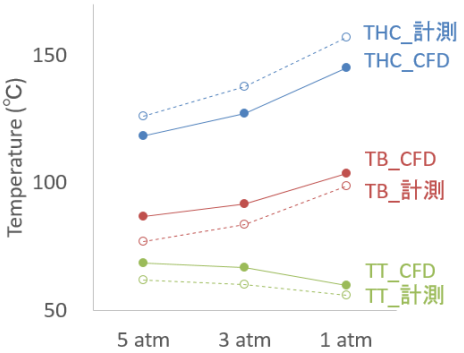


図２ 内圧変化に伴う温度変化
（THC: 発熱体，TB: キャニスタ底部, TT: キャニスタ上部）

3. 結論

数値熱流動解析を行いキャニスタ内部の現象を考察した。高圧時には空気の熱容量は大きく、対流による熱輸送が低圧時より大きくなる。そのためキャニスタ上部空間から外部への熱流束が増大し、上部が高温となるが、低圧時にはこの熱流束が減少し上部温度が低下すると考える。さらに、低圧時には内部の対流効果の減少に伴い発熱体温度が上昇することにより、発熱体に接触しているキャニスタ底部の温度が上昇するものと推測された。

参考文献

[1] 竹田，島池.2017.”キャニスタのヘリウム漏えい検知器の開発（その１）ー縦置き小型キャニスタ模型を用いた漏えい評価試験および開発ー”電力中央研究所報告,N16005.

* Kohei Shimaike[1], Hirofumi Takeda[2]

[1]Siemens, [2]CRIEPI

機械換気条件下の単一区画火災に対する火災ゾーンモデルの適用
- BRI2002 を対象として -

Application of a fire zone model for a single compartment fire under mechanically ventilated condition
- Case study of BRI2002 -

*田坂 光司[1]，白井 孝治[1]，宇田川 敏子[2]
[1]電力中央研究所　[2]WDB 株式会社

OECD/NEA（経済協力開発機構/原子力機関）の火災研究プロジェクト PRISME で実施された、給排気を機械で行う換気条件下の単一区画火災試験を対象として、国内の建築防火の分野で広く利用されている火災ゾーンモデル BRI2002 を適用し、試験結果と解析結果の比較からモデルの改良に関する課題を抽出した。

キーワード：火災ゾーンモデル，区画火災，機械換気，液体可燃物, OECD/NEA 国際共同研究プロジェクト

1. 単一区画における火災試験の概要[1]

図 1 に試験体系の概要を示す。本試験シリーズ（試験数 N＝8）の試験条件は、火災源を $C_{12}H_{26}$（Tetra Propylene hydrogene）の液体可燃物、試験区画を約 120m^3 とし、火皿サイズ、換気流量、給気口位置の 3 つをパラメータとして実施された。

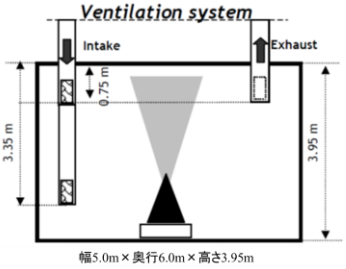


図 1　試験体系の概要[1]

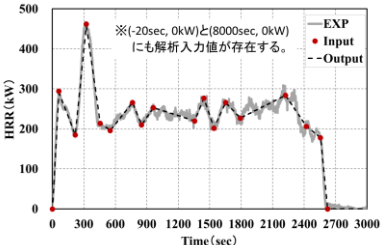


図 2　HRR の解析入力例

2. 単一区画における火災試験を対象とした解析の概要

本試験解析では、既存の火災ゾーンモデルとして、BRI2002[2]（以下、既存モデル）を適用し、各試験条件と同様の解析条件を設定した。火災源の発熱速度（以下、HRR：Heat Release Rate）については、試験結果の時刻歴と総発熱量が等しくなるよう、計 20 点の入力値を設定した（図 2）。

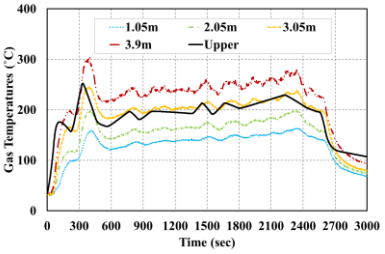


図 3　解析結果の比較例

3. 試験結果と解析結果の比較

比較対象の試験条件は、火皿 0.4m^2，換気流量 1020m^3/h，給気口位置 High＝FL+3.2m，給排気口面積 0.18m^2 である。図 3 に温度の試験結果と解析結果の比較を示す。試験結果 3.05m と解析結果（区画上部層の平均温度である Upper）の時刻歴は、おおむね一致する結果となった。

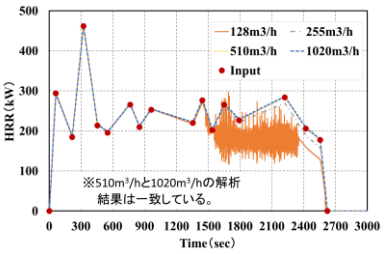


図 4　計算不安定の一例

4. 結論と今後の課題

機械換気条件下の単一区画火災時における火災源の HRR が既知であれば、既存モデルによる解析結果は、火災試験時の区画上部の平均温度を再現可能であることが分かった。ただし、換気流量の感度解析結果（図 4）より、換気流量が少ない換気支配条件（図 4 の 128m^3/h）では、HRR の再現に数値的な振動が生じており、燃焼モデルの改良が必要である。

参考文献

[1] L. Audouin and four others, OECD PRISME project - Special Issue, Fire Safety Journal 62(2013) pp.80-101.

[2] 建築研究振興協会，二層ゾーン建物内煙流動モデルと予測計算プログラム, 2003 年 02 月.

*Koji Tasaka[1], Koji Shirai[1] and Toshiko Udagawa[2]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry, [2] WDB Co., Ltd.

PWR 安全性高度化のための下部プレナムにおける熱流動現象の解析評価
炉内流動評価に対する LES を用いた非定常解析手法の適用

Analysis evaluation of the thermal hydraulic phenomenon at lower plenum in the reactor vessel for the improvement in safety of PWR

Application of transient analysis method to evaluation of the hydraulic phenomenon in the reactor vessel

*西田 圭吾[1]，竹内 淳一[1]，岡野 匡哲[1]，金森 大輔[2]

[1]三菱重工業株式会社，[2]関西電力株式会社

原子炉容器入口ノズル～炉心入口までを模擬した 1/7 縮尺下部プレナム流動試験を対象に、LES(Large Eddy Simulation)による非定常解析を行った。その結果、従来の RANS(Reynolds Averaged Navier-Stokes)による定常解析ではモデル化していた乱流混合を適切に計算することができ、炉心入口温度分布の予測精度が向上した。また ASME V&V20 を参考に、解析の不確かさを定量化した。

キーワード：PWR，下部プレナム，CFD 解析，LES

1. 緒言　PWR 設計想定事故時での重要な熱流動評価項目のひとつに、主蒸気管破断等のループ間不均一が生じる事象における炉心入口温度分布がある。CFD 解析によるその予測精度向上のため、本研究では 1/7 縮尺下部プレナム水流動試験を対象に、炉内の非定常現象に着目した LES による非定常解析を行い、従来の RANS による定常解析結果と比較した。

2. 解析手法の概要　解析条件は、定格運転流量時において 1 本の主蒸気管が破断し、炉心に流入する 4 ループのうち 1 ループが低温となっている状態とした。解析モデルを図 1 に示す。メッシュ数は約 2,000 万とした。LES のサブグリッドスケール(SGS)モデルには Dynamic Smagorinsky モデルを使用した。

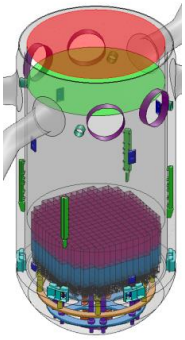
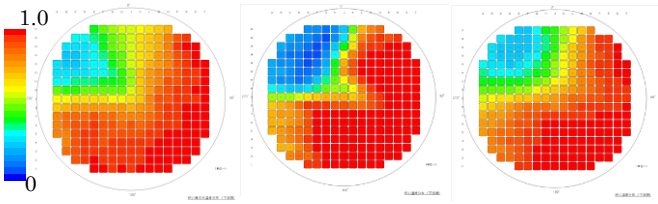


図 1　解析モデル

3. 解析結果・考察　炉心入口温度分布を図 2 に示す。LES では温度混合が促進し、実験の傾向に近づいた。これは、RANS では評価が難しいスケールの大きな乱れによる温度混合現象を、LES では適切に評価できるためであると考えられる。また、ASME 手法[1]を参考にメッシュ依存性による数値不確かさを評価した。図 3 に示すようにメッシュ数を増加させると炉心入口流量分布の実験との標準偏差は一定の値に漸近収束し、数値不確かさとして漸近値との差 0.3%が得られた。



(a)実験結果　(b)RANS の結果　(c)LES の結果

図 2　炉心入口温度分布(※)

(※無次元温度による表記)

4. 結論　炉内の非定常現象に着目し、LES による非定常解析を実施した。その結果、炉心入口の温度分布の予測精度が従来の定常解析よりも向上することを確認した。今後、誤差と不確かさの総合評価を踏まえ、実スケールへの適応性を検討する。

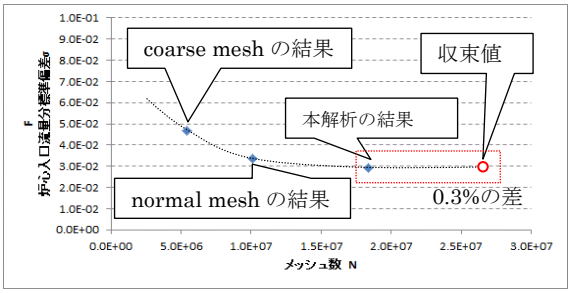


図 3　メッシュ数と解析解の関係

参考文献

[1] ASME, ASME V&V 20-2009- Standard for Verification and Validation in Computational Fluids and Heat Transfer", November 2009.

*Keigo Nishida[1], Junichi Takeuchi[1], Masaaki Okano[1] and Daisuke Kanamori[2]

[1]Mitusbishi Heavy Industries, Ltd., [2]Kansai Electric Power Co, Inc.

本件は、関西電力(株)、北海道電力(株)、四国電力(株)、九州電力(株)、日本原子力発電(株)、(一財)エネルギー総合研究所、三菱重工業(株)の共同研究の成果である。

General Meeting

Fri. Sep 15, 2017 12:00 PM - 1:00 PM JST | Fri. Sep 15, 2017 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room E B32 - B3 Block

[3E_GM] 「熱流動部会」第49回全体会議

[3E_GM] General Meeting

General Meeting

[3E_GM] 「熱流動部会」第49回全体会議

Fri. Sep 15, 2017 12:00 PM - 1:00 PM Room E (B32 - B3 Block)

[3E_GM]General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Joint Session：Joint Session - Thermal HydraulicsDivision, Computational Science and Engineering Division

Fri. Sep 15, 2017 1:00 PM - 2:30 PM JST | Fri. Sep 15, 2017 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room E B32 - B3 Block

[3E_PL] External events important for reactor safety evaluation (Subjects raised in Thermal-Hydraulics Roadmap 2017)

Chair: Akira Yamaguchi (Univ. of Tokyo)

[3E_PL01] AESJ Thermal-Hydraulics Roadmap 2017

*Hideo Nakamura[1] (1. JAEA)

[3E_PL02] Structural measures and assessment technology for volcanic cinders

*Masuhiro Beppu[1] (1. National Defense Academy)

[3E_PL03] Current status of the fire modeling for the compartment fire in nuclear power plant

*Koji Shirai[1] (1. CRIEPI)

2017年秋の大会

熱流動部会・計算科学技術部会 合同セッション

安全評価における外的事象について（熱水力 RM 改訂の課題より）

External events important for reactor safety evaluation
(Subjects raised in Thermal-Hydraulics Roadmap 2017)

（1）熱水力ロードマップ 2017 について

(1) AESJ Thermal-Hydraulics Roadmap 2017

*中村 秀夫[1]
[1]日本原子力研究開発機構

1. 熱水力ロードマップの経緯

日本原子力学会では 2007 年に「熱水力安全評価基盤技術高度化検討」特別専門委員会を設置し、2009 年 3 月に「熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ 2009」[1] を策定して、熱流動部会のホームページに公開した。これは、2006 年 8 月の「原子力立国計画（資源エネルギー庁）」[2] に沿った内容として、安全性と経済性の両立と向上を図る新型軽水炉の開発や安全評価手法の整備などを掲げたものであった。

熱流動部会は同マップを随時変化する技術への要請に応える効果的なものとし続け、人材育成に資するものとするため、ロードマップのローリング（継続的な改訂）を行う「熱水力安全評価基盤技術高度化検討」ワーキンググループ（WG）を部会に設置し、その下に「シビアアクシデント（SA）」「スケーリング」「プラント改良技術」の３つのサブワーキンググループ（SWG）を設けた。

しかしながら、2011 年 3 月に東日本大震災に伴って東京電力福島第一原子力発電所事故（１Ｆ事故）が発生し、甚大な原子力被害を生じた。このため、同様の事故を二度と生じさせないよう安全性を抜本的に強化する姿勢を持ち、３つの SWG を「SA」「安全評価」「基盤技術」に改組して抜本的な見直しに取り組んだ。その結果、H24 年度にはまず SA-SWG が、シビアアクシデントの発生防止や影響緩和に必要な技術開発に関連するテーマを現象毎に細かく分類・分析し、技術や研究の到達点と課題を明示した技術マップ[3] を完成させた。更に、「熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ 2015（改訂版）」[4] が 2015 年 3 月に策定された。なお、熱水力 RM 2015 の概要は、2016 年 3 月日本原子力学会誌 解説[5] を参照されたい。

その後、2016 年 9 月に熱流動部会は「熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ検討」WG を設置して、ロードマップの継続的改訂をすべくローリングを行った。ここでは、その成果として H28 年度末に完成した「熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ 2017（熱水力 RM 2017）」[6] の特徴を概説する。

2. 熱水力ロードマップ 2017 の特徴

今回、熱水力 RM 2017 策定のためのローリングは、RM 2015（改訂版）からのマイナー改定（構成等に大幅な変更を行わない）の位置付けで進められ、主に以下の 4 点が実施された。なお、熱水力 RM は基本構成として、全体を技術課題と時系列で俯瞰する「導入シナリオ」の下に３つの SWG の成果を集合している。ただし、「基盤技術」「安全評価」については関与する技術課題を整理する技術マップ、主要な技術課題の詳細を説明する課題調査表、技術課題の時系列展開を示すロードマップより構成されるが、「SA」については詳細に展開された技術マップのみを示し、その内容を前者２つにて参照・利用する方式を採用している。

(a) 技術課題の整理と追加　　原子力発電所の安全向上を図る主なアクシデントマネジメント策と関連する技術課題を 2015 年版から整理し直し、「基盤技術」では以下の 13 件の課題が挙げられた。

① 過渡状態での二相水位予測
② 2 次冷却系を用いた除熱（PWR）
③ 不純物の冷却への影響
④ 事故耐性燃料材料
⑤ 溶融炉心の冷却性向上及びコアキャッチャ
⑥ クーラーによる格納容器除熱の実証
⑦ 格納容器除熱時システム挙動の検証
⑧ ウェル注水/シール材
⑨ シビアアクシデント時の水素処理
⑩ FP 挙動の最適評価

⑪ 格納容器ベント
⑫ 事故時計装の代替策/追加
⑬ 電源を用いない除熱システム

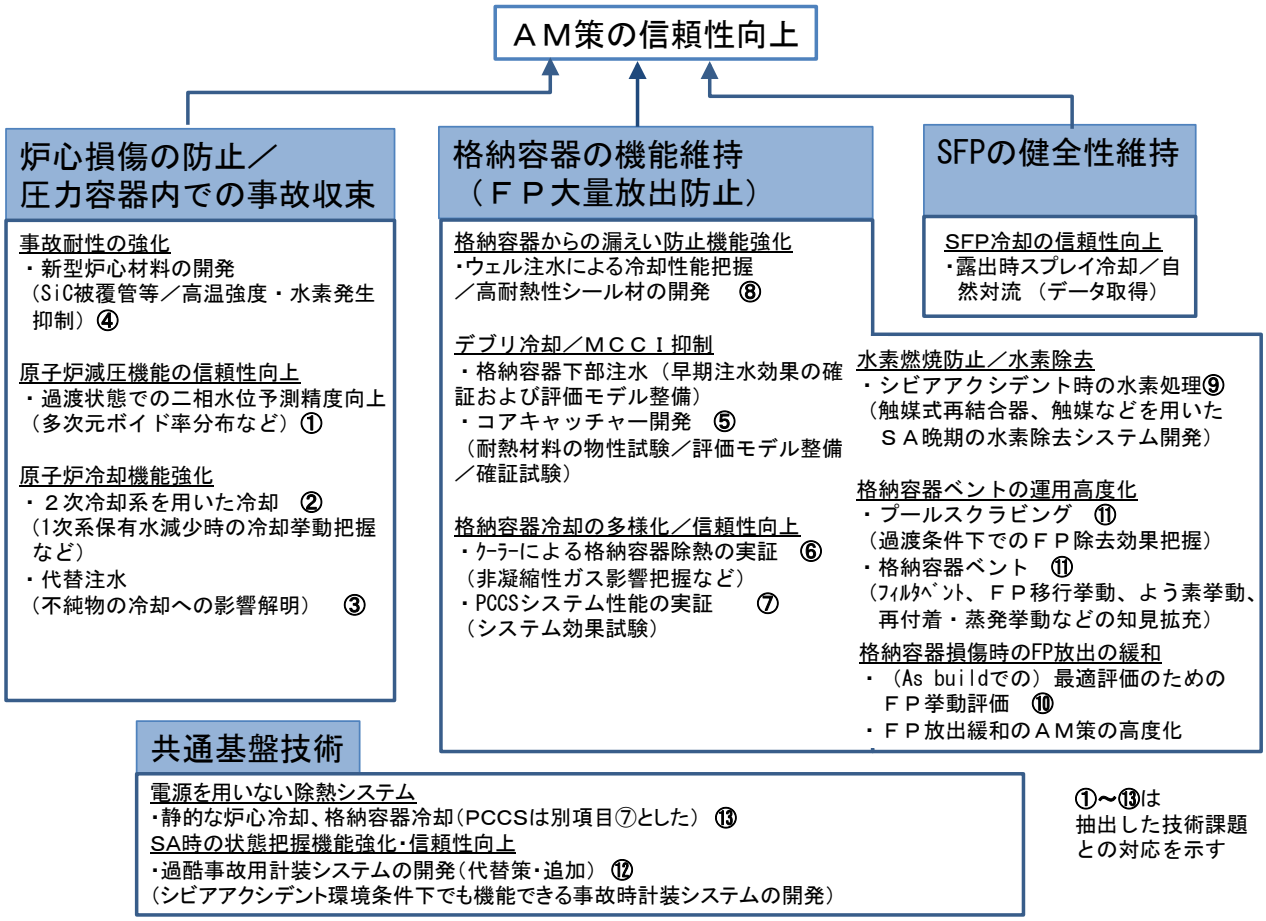


図１　熱水力 RM2017 で整理された主要な技術課題（基盤技術）と SA 時の必要機能との関係

一方、「安全評価」が対象とする技術課題は、① 原子炉内現象（炉心損傷前）、② 原子炉内現象（炉心損傷後）、③ 格納容器内現象、④ 原子炉建屋内現象、の 4 件であり、課題数に変更はない。ただし、今回新たに、対応する「基盤技術」の技術課題を課題調査表に付記し、両者の連関を把握しやすくした。

(b) 個別調査表の記述の充実　　各技術課題の背景、目的、実施内容、技術の到達点、期待される成果、R&D 実施の優先度、実施形態の案などを詳しく記述する課題調査票（個票）において、技術の到達点には最近の R&D に基づく科学論文などの文献を追記・充実した。さらに、文部科学省や経済産業省（主に資源エネルギー庁）の委託事業、JST 研究開発推進事業、原子力規制庁による委託事業などについて、技術の到達点ならびに実施形態の中の実施時期に新たに記載して、実施中、あるいは終了した事業を明示し、個々の技術課題での具体的な進捗が一目でわかるようにした。これは、基盤技術の 13 課題および安全評価の 4 課題の全てを対象に実施された。なお、技術課題の R&D 等について記録を残すため、熱水力 RM ではローリングの方針として、終了した技術課題も削除せず表示し続けることとした。

(c) ２つの RM の対応表　　熱水力 RM 2017 では、経済産業省資源エネルギー庁と日本原子力学会による「軽水炉安全技術・人材ロードマップ」の課題調査票に対して、熱水力 RM の技術課題の対応表を作成し、相互の対応と整合性が確認できる様にした。「軽水炉安全技術・人材ロードマップ」は技術課題の整理がマクロ的で、個々の技術課題の技術の到達点などが必ずしも十分に記載されていないところ、専門分野のロードマップである熱水力 RM には詳細内容が記載されている。このため、両者で対応する技術課題の対応表を作成し、相互の整合性が一目で確認できる様にした。その結果、「軽水炉安全技術・

人材ロードマップ」への対応を条件とする資源エネルギー庁の国プロ等に対して、関連する技術課題の説明性が飛躍的に向上した。なお、熱水力 RM では基盤技術が１３件、外的事象の全般、安全評価の４件が対応し、「軽水炉安全技術・人材ロードマップ」では関連する課題調査票が２０件で、うち１３件が高評価(◎)の課題である。

(d) 外的事象に係る技術課題　　熱水力 RM 2015（改訂版）では、１Ｆ事故の主要因である外的事象について、原子力規制委員会が定めた新規制基準に対応する安全評価上の課題として、津波、火山、竜巻、洪水・溢水、火災、の５項目が、参考情報の扱いである「情報収集」課題ではあるが課題調査表にまとめられた。外的事象は、１Ｆ事故の主要因の１つである津波をはじめ、今後の原子力発電所の安全確保と改善に係る重要課題であるが、熱流動部会には課題調査表の改定に十分対処できる会員が不足し、竜巻の改訂に止まった。一方、数値解析を専門とする計算科学技術部会には可能なことから、計算科学技術部会の協力により、火山と火災の改定が行われた。

3. 熱水力ロードマップの今後の展開

日本原子力学会 熱流動部会は計算科学技術部会の協力を得て、2017 年 3 月に「熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ 2017(熱水力 RM 2017)」を前述の対応によって策定した。ただし、これは「熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ 2015(改訂版)」をベースにしたマイナー改定であり、SA-SWG が H24 年度に策定し、シビアアクシデントの発生防止や影響緩和に必要な技術開発に関連する技術や研究の到達点と課題を明示した技術マップなど、１Ｆ事故への反省に対応する重要な情報ベースの改定は充分に行なわれていない。このため、H29 年度以降のローリングでは、外的事象も含めた熱水力の具体的なＲ＆Ｄ課題(シビアアクシデントを含む)の検討と、その結果を踏まえた技術マップの改訂を実施していく。そのとき、ローリングは熱流動部会と計算科学技術部会の協力によって進められ、熱流動部会が主に「基盤技術」を、計算科学技術部会が主に「安全評価(外的事象を含む)」を担当する計画である。

今回の熱流動部会と計算科学技術部会による合同セッションでは、熱水力 RM 2017 について、その経緯と改訂内容の概要を熱流動部会より紹介するとともに、主に安全評価に係る課題である外的事象のうち、火山および内部火災に関して、各々の評価技術や対策等を計算科学技術部会より紹介し、熱水力 RM のこれからのローリングに向けて意見交換する。

参考文献

1) 「熱水力ロードマップ（最終案）H21 年 3 月 18 日版」日本原子力学会「熱水力安全評価基盤技術高度化検討」特別専門委員会、熱流動部会 HP： http://www.aesj.or.jp/~thd/committee/TH-RM/TH-RM.pdf
「技術マップ」 http://www.aesj.or.jp/~thd/committee/TH-RM/Tech.pdf
2) 「原子力立国計画」総合資源エネルギー調査会 電気事業分科会 原子力部会報告書 骨子、
資源エネルギー庁 HP： http://www.meti.go.jp/report/downloadfiles/g60823a04j.pdf
3) 阿部ら、「軽水炉のシビアアクシデントに係わる課題の分析・評価について」、日本原子力学会 2013 年秋の大会　熱流動部会セッション TN09
4) 「熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ 2015(改訂版) 26年度報告書」、日本原子力学会 熱流動部会「熱水力安全評価基盤技術高度化検討」ワーキンググループ、平成２７年３月
熱流動部会 HP: http://www.aesj.or.jp/~thd/committee/TH-WG/TH-WG.pdf
5) 熱水力技術戦略マップ ワーキンググループ「熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップの改訂 軽水炉の継続的な安全性向上に向けて」日本原子力学会誌、vol.58、No.3、(2016)
6) 「熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ 2017（熱水力 RM 2017） ２８年度報告書」、日本原子力学会 熱流動部会「熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ検討」ワーキンググループ（協力）計算科学技術部会、平成２９年３月
熱流動部会 HP: http://www.aesj.or.jp/~thd/committee/TH-RM/TH-RM_r.pdf

2017年秋の大会

熱流動部会・計算科学技術部会 合同セッション

安全評価における外的事象について（熱水力 RM 改訂の課題より）

External events important for reactor safety evaluation
(Subjects raised in Thermal-Hydraulics Roadmap 2017)

（2）火山噴石に関する対策と評価技術

(2) Structural Measures and Assessment Technology for Volcanic Cinders

*別府 万寿博[1]
[1]防衛大学校

1. はじめに

日本は 110 もの活火山を有する世界有数の火山大国であるが、火山噴火による被害想定は富士山を除きほとんど検討されていない。火山噴火が発生すると、直後には噴石、火砕流、溶岩流が周辺地域を襲うとともに、降灰、火山泥流、土石流も広範な範囲に深刻な被害を及ぼす[1)-4)]。火山噴火に対するリスク評価および防災・減災対策の実施は喫緊の課題であるが、ソフト・ハード対策ともに検討はあまり進んでいない。本稿は、上記の災害の中でも火山噴石（噴石）を対象とし、噴石を受ける鋼・コンクリート構造物の破壊や構造安全性評価について紹介する。

2. 火山噴石の衝突を受ける構造部材の損傷・破壊

2-1. 火山噴石の概要

火山噴火による直接的被害の中でも、飛散物による噴石が構造物や人命へ甚大な影響を与えると考えられる。噴火活動によって岩塊が上空へ放出され、火口周辺の地表へ落下する。この落下した岩塊は噴石と呼ばれている。噴石の中で直径 64mm より大きなものは「火山岩塊」、それより小さなものは「火山礫」という[2), 3)]。一般的に、直径数十 cm の噴石は火口から 4km 程度までは弾丸軌道を描いて飛来し、直径 10 ㎝程度の噴石は 10km 程度まで飛散することがある。内閣府による「活火山における退避壕等の充実に向けた手引き」[5)]では、対策の対象とする噴石の大きさは、直径 10cm 以下、10cm～30cm、30cm～50cm、50cm 超と区分されている。噴石の速度は火口から噴出される際の初速度や直径によって大きく変動するが、初速としては約 50～150m/s が想定され、衝突時の速度としては最大 100m/s～130m/s と算定される。

2-2. 衝突実験の概要

実験装置の概要を図-1 に示す。本装置は空気圧縮器、エアチャンバー、発射管および速度計測センサーで構成されている。飛翔体の発射速度は空気圧を調節することにより、質量 4kg～10kg の飛翔体を衝突速度 10m/s～100m/s で発射することが可能である。図-2 に実験の状況を示す。空気圧縮器は、最大空気圧 4MPa まで空気を圧縮することが可能である。衝突後の飛翔体の跳ね返りによる器材等の破損を防ぐため、発射口に長さ 50cm のガイドフレームを取り付けた。噴石は衝突時に破壊する場合もあると考えられるが、設計上の安全性を考慮して、実験飛翔体は鋼製とした。

2-3. 実験結果

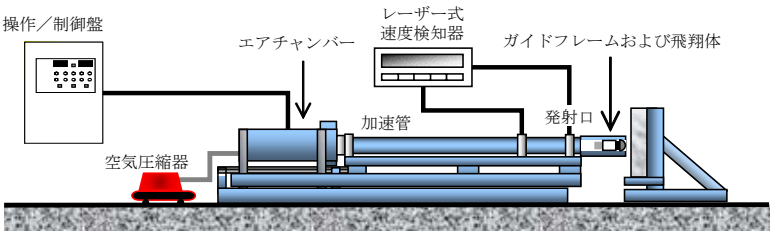


図-1　実験装置の概要



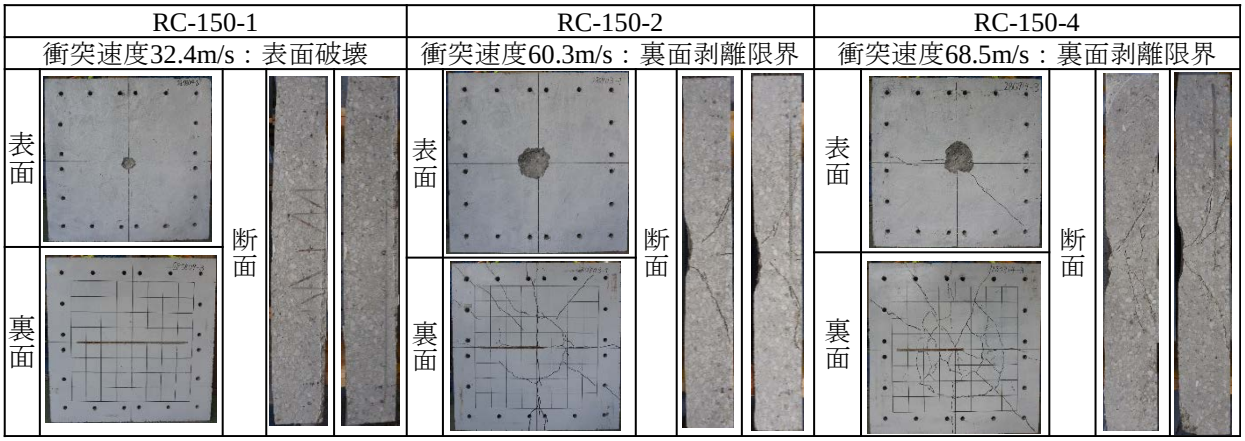
図-2　実験の状況

*Masuhiro Beppu[1]
[1]National Defense Academy

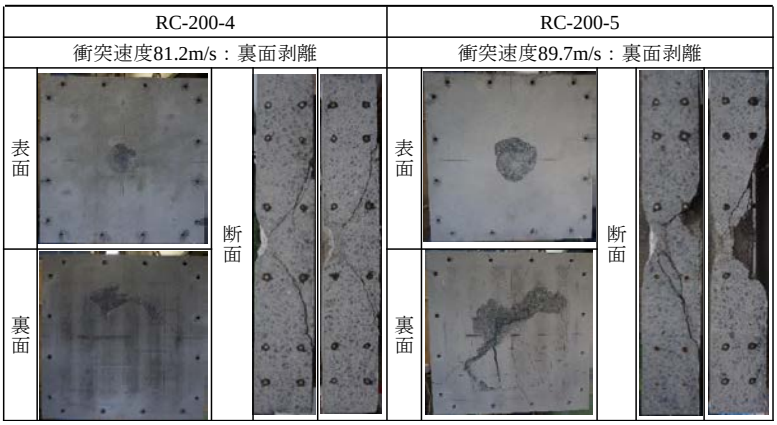


(a) 4.5kg　　(b) 8.3kg

図-3　飛翔体の寸法および外観



(a) 質量 4.5kg



(b) 質量 8.3kg

図-4　実験結果の一例



図-5　鋼製飛翔体（丸鋼）

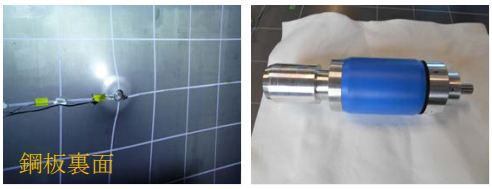
実験では直径 10cm の噴石が速度 100m/s で衝突した場合のコンクリート版と鋼板の耐衝撃性能を検討すするため、衝突時に飛翔体が有する運動エネルギーが同程度あるいは大きくなるような条件で実験を行った。

（1）RC 版

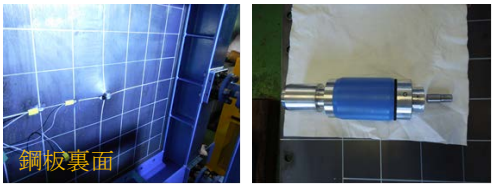
図-3 に示すような先端形状が半球、直径 80-90mm、質量 4.5kg、8.3kg の飛翔体を速度 20m/s～90m/s で RC 版へ衝突させた。RC 版は鉄筋比 0.5%～1.4%とし、寸法は縦横 1200mm、版厚は 90mm～300mm に変化させた。実験結果の一例を図-4 に示す。質量 4.5kg、版厚 150mm の場合は、衝突速度 32m/s における破壊モードは表面破壊であったが、衝突速度が 60m/s を超えると断面に斜めひび割れが発達し、裏面へ到達したため、裏面剥離限界と判定した。質量 8.3kg、版厚 200mm の場合には、衝突速度が 81m/s を超えると裏面剥離が発生した。

（2）鋼板

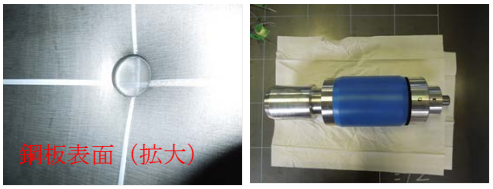
図-5 に示すような先端形状が平坦、直径 18.6mm（丸鋼）、質量 4.3kg の飛翔体を速度約 57m/s で SS400



(a) 板厚 6mm



(b) 板厚 9mm



(c) 板厚 12mm



(d) 板厚 16mm

図-6　衝突後の鋼板の変形状況と飛翔体

鋼板へ衝突させた。鋼板の寸法は縦横 1150mm であり、板厚を 6mm、9mm、12mm、16mm とした。図-6 に実験結果を示す。板厚 6mm、9mm の場合、先端は鋼板を貫通した。板厚 12mm の場合には、衝突部がめり込むような塑性変形を示したが、貫通は発生しなかった。板厚 16mm の場合には、貫通は発生しなかった。

3. 火山噴石の衝突に対する構造安全性評価と課題

前述した実験結果（直径 10cm の噴石が速度 100m/s で衝突することを想定し、これと同等以上のエネルギーレベル）から、想定した噴石は通常の構造部材に対しては甚大な損傷を与えることがわかる。これらの損傷は、非常に局所的な変形や損傷と想定され、既往の破壊限界評価式等[6),7)]を適用することである程度の損傷評価は可能であると考えられる。ただし、衝突問題では、飛来物の先端形状、直径、剛性が構造物の破壊に与える影響が大きいため、今後、詳細に検討する必要がある。また、既存構造物に対する補強対策の検討も急務である。「活火山における退避壕等の充実に向けた手引き」の中では、直径 10cm 以下の噴石に対して、木造の屋根に対しては高機能繊維織物等による補強例が紹介されている。直径 30cm を超える噴石の対策には、鉄筋コンクリート構造を基本として、裏面補強やネット構造の活用による対策が必要と考えられるため、今後検討する必要がある。

4. おわりに

本項では、火山噴石を対象とした鉄筋コンクリート版および鋼板に対する実験結果を紹介するとともに、今後の課題について簡単に整理した。今後、特に直径が 10cm よりも大きい場合については、退避壕の減災対策が必要であり、今後、研究を進める必要がある。

参考文献

1) 矢代晴実、林孝幸、岡崎豪：大規模災害概論、コロナ社、2014.9
2) 藤井敏嗣、纐纈一起：地震・津波と火山の事典、丸善、2008.1
3) 土木学会地盤工学委員会火山工学研究小委員会：火山工学入門、2009.7
4) 中田節也ほか：講座「火山による災害特性と防災技術」、地盤工学会誌、2016.4～2016.8
5) 内閣府（防災担当）：活火山における退避壕等の充実に向けた手引き、2015.12
6) 防衛施設学会:高速衝突を受けるコンクリート構造物の局部破壊に対する設計ガイドライン（案）、2014.3
7) Gabi Ben-Dor ほか：High-Speed Penetration Dynamics, World Scientific, 2013

2017年秋の大会

熱流動部会・計算科学技術部会 合同セッション

安全評価における外的事象について（熱水力 RM 改訂の課題より）

External events important for reactor safety evaluation
(Subjects raised in Thermal-Hydraulics Roadmap 2017)

（3）原子力区画火災における火災評価モデルの現状

(3) Current Status of the Fire Modelling of the Compartment Fire for Nuclear Power Plant

*白井 孝治[1]，田坂 光司[1]
[1]電力中央研究所

1. 原子力発電所における火災防護に関する取り組み

我が国の原子力発電所の火災防護に関する取り組みについては、1975 年の米国ブラウンズフェリー原子力発電所ケーブル火災を契機として、日本国内で火災防護の議論が始まり [1]、1982～1984 年の電気事業者とプラントメーカーが実施した大規模火災実証試験の知見に基づき、関連する民間規格の改定が行われてきた [2-4]。さらに、2007 年の中越沖地震における東京電力・柏崎刈羽原子力発電所の変圧器火災 [5]、2011 年の東日本大震災における東北電力・女川原子力発電所の電気盤火災等の被害 [6]に基づき、2013 年に原子力規制委員会は火災防護に関する審査基準 [7]を改正し、火災防護に関する規制や対策の強化を図っている。

さらに、これら新規制基準への適合に加え、国内外の最新知見を取り入れながら、安全性向上活動を充実させることも要求されており、確率論的リスク評価（PRA：Probabilistic Risk Assessment）の実施が位置づけられている [8]。内部火災の PRA に関しては、2014 年 6 月に日本原子力学会は、「原子力発電所の内部火災を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準 [9]」（以下、火災 PRA 標準）を制定し、内部火災 PRA の実施手順を紹介している。特に、火災シナリオを詳細に設定する際には、原子力発電所に特有な機械換気制限下の区画火災における燃焼挙動（図 1 参照）を対象とした合理的な火災評価モデルの適用が重要である。本報では、これら燃焼挙動を評価するための火災評価モデルの概要を紹介すると共に、火災評価モデルの検証を目的とした国際的な取り組みとその評価の一例を示す。

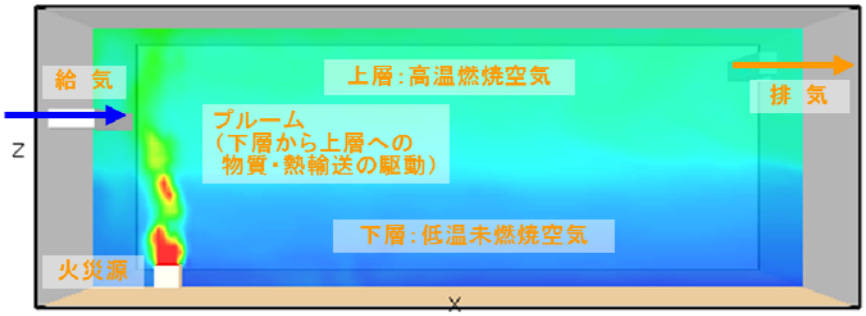


図 1 機械換気制限下の区画火災における燃焼挙動

2. 火災評価モデルの概要

表 1 に、代表的な火災評価モデルを示す。火災評価モデルでは、火災源によるプルームや高温ガス層の発達を追跡し、火災区画内のケーブルや機器等への影響を評価する。火災 PRA 標準の附属書 L では、米国 NRC が発行した NUREG-1824[10]を参照し、既存の火災評価モデルの適用範囲と解析能力（表 2 参照）を例示している。これらの分析結果より、現状の火災評価モデルが抱える課題として、図 2 に示されるように、以下の 3 点が上げられる。

① 火災源の発熱特性が与条件として取り扱われており、火災源の発熱特性を直接予測する手法が必要

*Koji Shirai[1] and Koji Tasaka[1]
[1]Cebtral Research Institute of Electric Power Industry

② 多室複雑形状を対象とした検証事例が不足しており、実際のプラントを対象とした解析の有効性の確認が困難

③ 雰囲気温度の概算のみであり、物体温度評価への精度が不十分

表 1　代表的な火災評価モデル

手　法	代表的なモデル	支配方程式	所要計算時間	時空間分布評価
数式モデル	FDT	代数方程式系	◎（手計算）	△（一様定常）
ゾーンモデル	BRI2002, MAGIC CFAST 等	常微分方程式系	○（PC 数分）	○（一様非定常）
フィールドモデル（数値流体解析）	FDS, ISIS 等	偏微分方程式系	△（PC 数時間）	◎（局所非定常）

表 2 火災評価モデルの適用範囲と解析能力 [9)]

パラメータ		火災評価モデル				
		FDT*1	FIVE-Rev1*2	CFAST*3	MAGIC*4	FDS*5
高温ガス層の温度（上部層の温度）	対象区画	△	△OP	○	○	○
	隣接区画	N/A	N/A	△	△	○
高温ガス層の高さ（層の境界高さ）		N/A	N/A	○	○	○
天井ジェット温度		N/A	△OP	△	○	○
プルーム温度		△UP	△OP	N/A	○	△
火炎温度		○	○	○	○	△
酸素濃度		N/A	N/A	○	△	○
煙の濃度		N/A	N/A	△	△	△
部屋（区画）の圧力		N/A	N/A	○	○	○
ターゲットの温度		N/A	N/A	△	△	△
放射熱流束		△	△	△	△	△
トータルの熱流束		N/A	N/A	△	△	△
壁の温度		N/A	N/A	△	△	△

備考：N/A：適用範囲外, ○：予測精度を保証, △OP：保守的な予測結果(Over-Prediction)
△UP：非保守的な予測結果(Under-Prediction), △：解析結果が保守的か非保守的かを判断できない

*1 FDT(Fire Dynamics Tools)：米国 NRC が開発した手計算ベースの火災力学ツール
*2 FIVE(Fire-Induced Vulnerability Evaluation) -Rev1：米国 EPRI が開発した火災脆弱性評価ツール
*3 CFAST (Consolidated Model of Fire Growth and Smoke Transport) :米国国立標準技術研究所 (NIST) が開発したゾーンモデルを用いた解析ツール
*4 MAGIC：仏国 EdF が開発したゾーンモデルを用いた解析ツール
*5 FDS：NIST が開発したフィールド（数値流体解析）モデルを用いた解析ツール

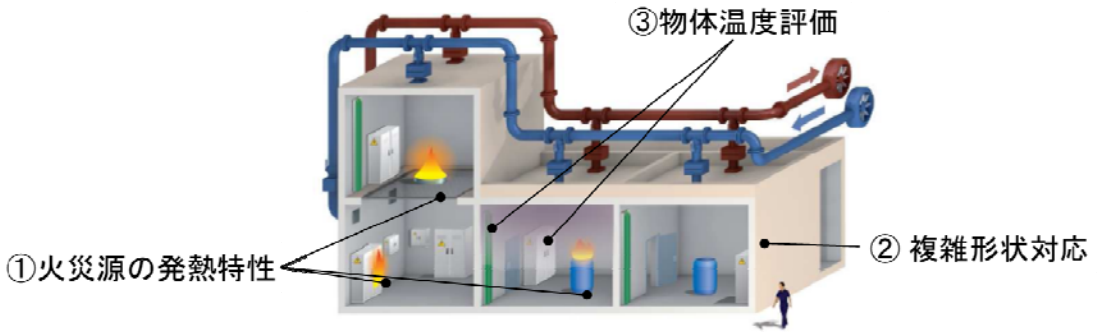


図 2 現状の火災評価モデルが抱える課題

3. 国際共同研究プロジェクト

近年の国際的な取り組みとして、OECD/NEA（経済協力開発機構・原子力機関）における国際共同火災研究プロジェクト“Fire Propagation in Elementary Multi-room Scenarios”（複数火災区画火災試験、以下PRISME）が展開されている[11]。このプロジェクトでは、機械換気制限下の複数区画火災における熱や煤煙の伝播挙動の解明を目的とした実規模スケールの火災試験が実施されており、第 1 フェーズ PRISME（2006~2010 年：図 3 参照）、および第 2 フェーズ PRISME2（2011~2016 年）が終了し、2017 年から 5 か年の計画で第 3 フェーズ PRISME3 が開始されている。PRISME/PRISME2 の成果として、各種火災源（補機油・ケーブル・電気盤等）の燃焼特性データ（発熱速度等）や、これら火災源を対象として、火災源の規模や区画配列、換気回数をパラメータとした換気支配条件下の火災現象に関する試験データが蓄積されつつあり、PRISME3 においても更なる知見の蓄積を図る計画となっている。

図 4 に、PRISME で用いられた試験装置の概要を示す。PRISME で用いられた区画容積は 6×5×4m^3、火皿面積は 0.4, 4.0m^2、換気回数は 4.7～8.6 回/h、可燃物は液体燃料（$C_{12}H_{26}$）、壁・天井および床の主要材料は厚さ 30cm の普通コンクリート（天井には破損防止のため厚さ 5cm の断熱材を設置）である。PRISME では、換気量が発熱速度に及ぼす影響や火源室から隣接室へ輸送される熱量の形態、三区画における質量流量の分布等、換気制限下における区画火災の特性（図 5 参照）が明らかにされている。PRISME プロジェクトにおける火災評価モデルの検証例については、Fire Safety Journal の特集号 Fire Safety Journal 62 (2013) にとりまとめられており、興味ある読者は参考にされたい。

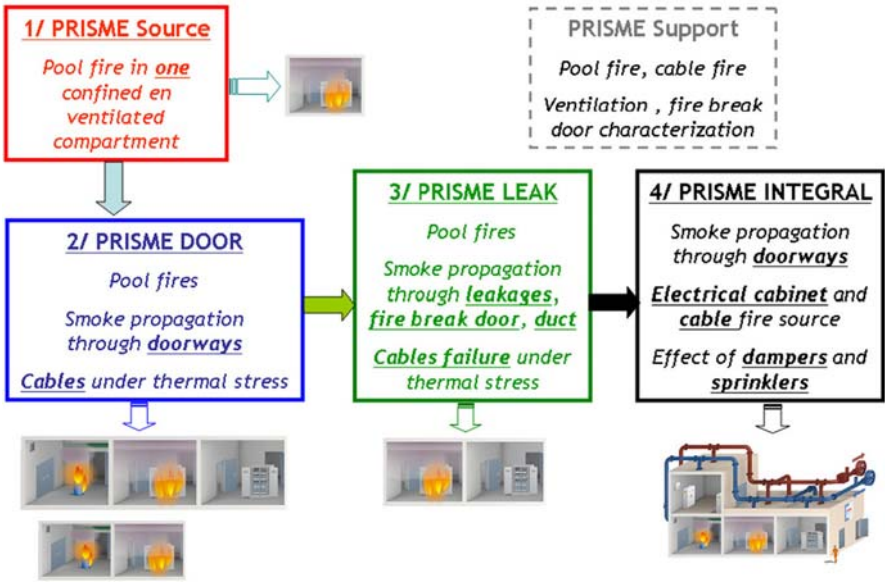
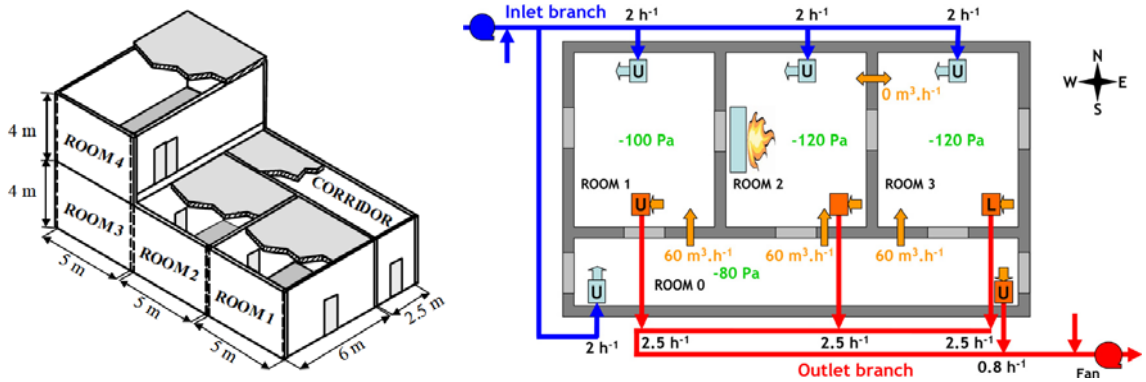
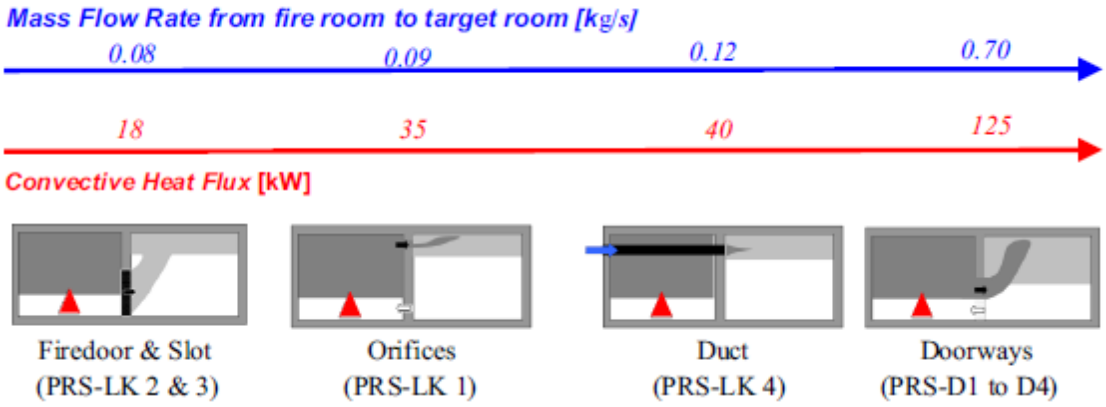


図 3 第 1 フェーズ PRISME（2006～2010 年）の実施概要

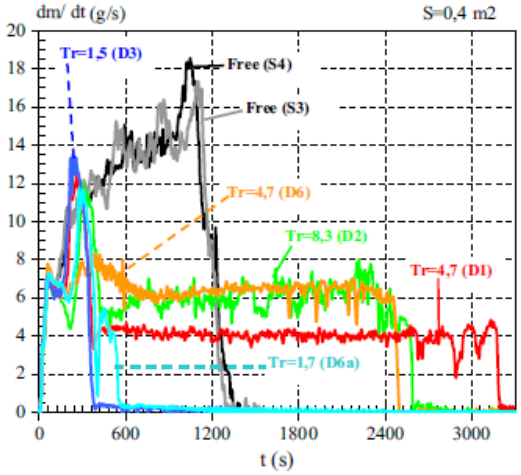


（火災区画鳥瞰図）　　（換気ネットワークの例）

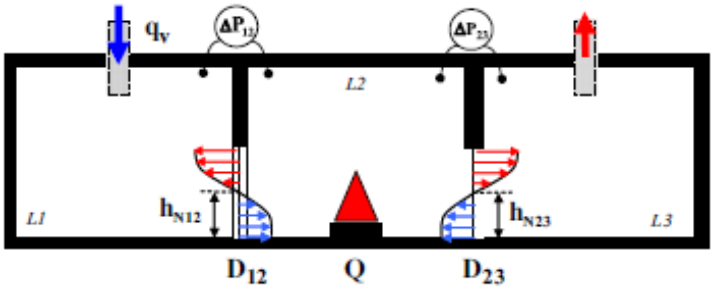
図4 PRISMEで用いられた試験装置の概要[11]



（火源室から隣接室へ輸送される熱量の形態）



（換気量が発熱速度に及ぼす影響）



（複数区画における換気流量の分布）

図5 隣接室への発熱量の損失パスの形態[11)]

4. 火災評価モデルの適用例

火災評価モデルの一例として、建築分野で使用されている既存のゾーンコード BRI2002[12)]を紹介する。BRI2002 とは、二層ゾーンの概念に基づいて作成された煙流動予測計算プログラムであり、火災時の建物内空間の上層に高温層（煙層）、下層に低温層（空気層）が存在すると仮定（図 1 参照）し、上下それぞれの層を検査空間として、火災に伴う物理性状を予測するものである。この計算プログラムは、2003 年に初版が頒布され、一般建築物の防火設計技術者の間で広く利用されており、現在においても大学や研究所等の研究機関を中心として、モデルの改良を継続中である [13)]。

本章では、BRI2002 を対象とし、PRISME で実施された区画火災への適用性 [14)]について述べる。図 6 に、解析の対象とした試験体系と火災源の発熱速度（HRR : Heat Release Rate）を示す。試験条件は、火災源を $C_{12}H_{26}$（Tetra Propylene Hydrogene）の液体可燃物、試験区画を約 120m³ とし、火皿サイズは 0.4m²、換気流量 1020m³/h、給気口位置は床から 3.2m、給排気口面積 0.18m² である。HRR については、試験結果の時刻歴と総発熱量が等しくなるように入力値を設定した。なお、HRR は、CDG（Carbon Dioxide Generation）法で評価した。これは、燃焼で生成される CO_2 の単位質量あたりの発熱量は概ね 13.3kJ/g（炭化水素を想定した場合）になることを利用した方法であり、区画内で発生した CO_2 や排気ダクトにおける CO_2 の質量流量から算定される。図 7 に、区画内空間温度の試験値と解析結果の比較を示す。試験値 3.05m と解析結果（区画上部層の平均温度である Upper）の時刻歴は、おおむね一致する結果となっており、機械換気条件下の単一区画火災時における火災源の HRR が既知であれば、既存モデルによる解析結果は、火災試験時の区画上部の平均温度を良好に再現できることが分かる。ただし、換気流量の感度解析結果（図 8）より、換気流量が少ない換気支配条件（図 8 の 128m³/h）では HRR の再現に数値的な振動が生じる等の課題があり、換気支配条件下の燃焼モデルの改良等 [13)]、今後の研究の進展が期待される。

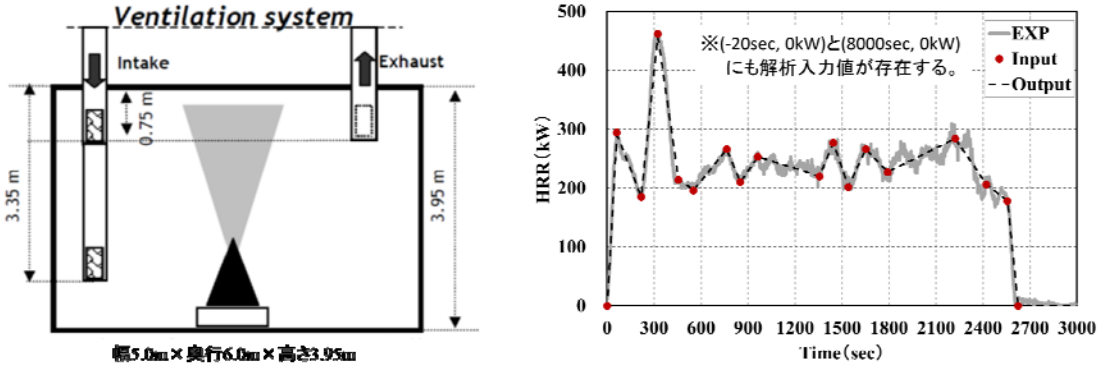


図 6 解析の対象とした試験体系と発熱速度

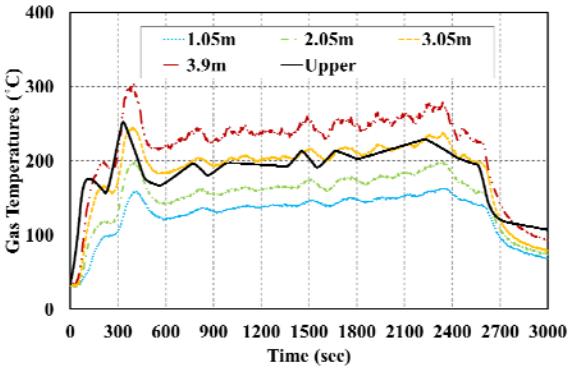


図 7 空間温度の試験値と解析結果の比較

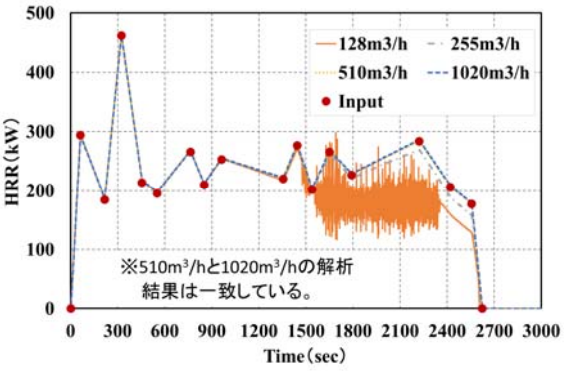


図 8 換気流量の感度解析結果

参考文献

1) 旧 原子力安全委員会, 第一回原子炉安全基準専門部会火災防護小委員会 会議資料, 1979 年 09 月 10 日.
2) 牛島厚二, 奈良間雄, 角谷核二郎, 正木嘉一, 加賀谷弘幸, “原子力発電所の火災防護指針（JEAG-4607）の改訂動向について “, 日本原子力学会, 2009 年春の年会 L13, 2009.3.
3) T. Tanaka et al., "Preliminary Test for Full Scale Compartment Fire Test (Lubricant Oil Fire Test: Part1), "First International Symposium on Fire Safety Science, NBS, Gaithersburg, Maryland, USA, October7-11, 1985
4) M. Fujizuka et al., "Full Scale Compartment Fire Test with Lubricant Oil (Lubricant Oil Fire Test: Part2), " First International Symposium on Fire Safety Science, NBS, Gaithersburg, Maryland, USA, October7-11, 1985
5) 東京電力株式会社, 柏崎刈羽原子力発電所 3 号機所内変圧器 3B の火災について（中間報告）, 平成 19 年 08 月 23 日.
6) 東北電力株式会社, 東北地方太平洋沖地震およびその後に発生した津波に関する女川原子力発電所の状況について, 平成 23 年 05 月.
7) 原子力規制委員会, 実用発電用原子炉及びその附属使節の火災防護に係る審査基準, 2013 年 06 月.
8) 電気事業連合会, 原子力の自主的安全性向上に向けたこれまでの取り組みと今後の対応について（概要）, 2016 年 03 月 18 日.
9) 日本原子力学会, 原子力発電所の内部火災を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準, 2014 年, 日本原子力学会標準.
10) US.NRC, “Verification and Validation of Selected Fire Models for Nuclear Power Plant Applications”, Supplement 1, Final Report, Nov. 2016, NUREG-1824 and EPRI 3002002182.
11) L. Audoin et al., "OECD PRISME project: Fires in confined and ventilated nuclear-type multi-compartments –Overview and main experimental results”, Fire Safety Journal 62 (2013), pp.80-101.
12) 建築研究振興協会, 二層ゾーン建物内煙流動モデルと予測計算プログラム, 2003 年 02 月
13) 例えば、原田和典, 谷道雄太, 二層ゾーンの安定化に関する研究, A-23, 平成 27 年度日本火災学会研究発表会梗概集, pp.202-203.
14) 田坂 光司他, “機械換気条件下の単一区画火災に対する火災ゾーンモデルの適用 - BRI2002 を対象として - “, 日本原子力学会, 2017 年秋の年会, 2017.9.

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：304-1 Thermal Hydraulics, Energy Conversion, Energy Transfer, Energy Storage

Fri. Sep 15, 2017 2:45 PM - 3:50 PM JST | Fri. Sep 15, 2017 5:45 AM - 6:50 AM UTC | Room E B32 - B3 Block

[3E10-13] System Analysis

Chair:Kazuyuki Takase (Nagaoka Univ. of Tech.)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[3E10] Development of a System Analysis Code for NPP
(2)Development of a Basic Analysis Function

*Junichi Kaneko[1], Naofumi Tsukamoto[1] (1. NRA)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[3E11] Sensitivity Analysis with RELAP5 Code Using ROSA/LSTF Test Data on Steam Generator Tube Rupture

*Takeshi TAKEDA[1], Iwao OHTSU[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[3E12] Verification of RELAP5 Interfacial Friction Model in Downcomer
(2)Investigation of Distribution Parameter Using Bubble Layer Thickness Model

*Ikuo Kinoshita[1], Shuichiro Miwa[2], Takashi Hibiki[3] (1. INSS, 2. Hokkaido University, 3. Purdue University)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[3E13] TRACE code analysis with modified boiling heat-transfer model for LOCA experiments

*Riichiro Okawa[1], Masahiro Furuya[1] (1. CRIEPI)

3:45 PM - 3:50 PM JST | 6:45 AM - 6:50 AM UTC

Time reserved for Chair

原子炉システム解析コードの開発（2）基本解析機能の開発

Development of a System Analysis Code for NPP　(2) Development of a Basic Analysis Function

*金子　順一[1]，塚本　直史[1]
[1]原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

本発表では，原子炉プラントの炉心損傷前までの熱流動現象を解析する原子炉システム解析コードの基本解析機能の開発状況について報告する。

キーワード：原子炉システム解析コード，オブジェクト指向型プログラミング，燃料集合体内ボイド試験解析

1. 緒言

原子炉プラントで生じる運転時の異常な過渡変化、設計基準事故及び重大事故に至るおそれがある事象等を詳細に評価し，原子炉の安全余裕を把握するため，信頼性の高い原子炉システム解析コード（以下“システムコード”という。）が必要である。現在は海外のシステムコードを導入し整備しているため，海外の政策等によって今後の利用，整備状況に懸念が生じる場合がある。そのため，今後得られる最新知見等を適時に解析コードに反映できるように，システムコードの自主開発を実施し[1]，基本解析機能については，ゼロから設計してプログラムを作成している。

2. 基本解析機能の仕様概要

基本解析機能は，TRACE5.0 コード等の既存のシステムコードと同等の機能に設計しており，設計基準事故等における炉心損傷前までの原子炉挙動を解析評価できる。その熱流動モデルでは，2 流体 1 圧力場に基づく 1 次元及び 3 次元（直交座標系又は円筒座標系）の水及び蒸気の質量，運動量及びエネルギの保存式，並びに非凝縮性ガス及び溶質の質量保存式により，完全陰解法又は半陰解法を用いて，配管，圧力容器等における熱流動挙動を評価する。熱伝導モデルでは，1 次元の熱伝導方程式に基づき，構造材の温度を評価する。その他，基本解析機能は，1 点炉近似中性子動特性モデル及び崩壊熱モデルを有する熱出力モデル，プラントの機器系統システムの動作特性を模擬する制御系モデル，様々なプラント機器の挙動を模擬する機器モデル等から構成される。

3. 基本解析機能のプログラム設計，実装及び動作確認

基本解析機能は，今後のコードの維持・管理が容易となるように，図 1 のとおり，各機能及びデータをパッケージとして独立させ，重複のない合理的なプログラム構造とする。そのため，オブジェクト指向型プログラミングを採用し，その特徴である“カプセル化”，“継承”，“多様性”等を活用して，基本解析機能の設計及び実装を実施している。

基本解析機能の動作確認，検証及び妥当性確認の一環として，個々の機能が対象とする現象等を模擬した解析を実施して，その解析結果と理論解，実験結果，TRACE5.0 コードによる解析結果等との比較を行っている。その一例として財団法人原子力発電技術機構の BWR 燃料集合体ボイド試験の模擬解析[2]による動作確認結果を図 2 に示す。模擬燃料集合体内の高さ方向のボイド率分布等について，開発中のシステムコードと測定値，TRACE5.0 コードとの解析結果を比較することにより，基本解析機能の設計及び実装の妥当性を確認している。

4. 結言

システムコードの基本解析機能をオブジェクト指向型プログラミングに基づいて新規に開発した。基本解析機能の一部について個々に動作確認等を実施することで，その設計及び実装の妥当性を確認できた。今後，解析機能を追加するとともに，更に動作確認等を進め，システムコードの妥当性を確認していく。

参考文献

[1] 工藤他，2015 年秋の年会 D01 原子炉システム解析コードの開発 (1)開発計画
[2] 独立行政法人原子力安全基盤機構，平成 20 年度 TRACE コードによる統計的安全解析手法の整備 集合体熱水力試験及びタービントリップ試験の解析，09 原熱報-0013，平成 21 年 8 月

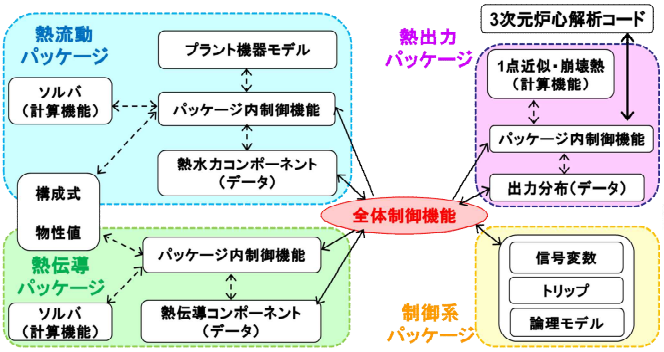


図 1　プログラム構成

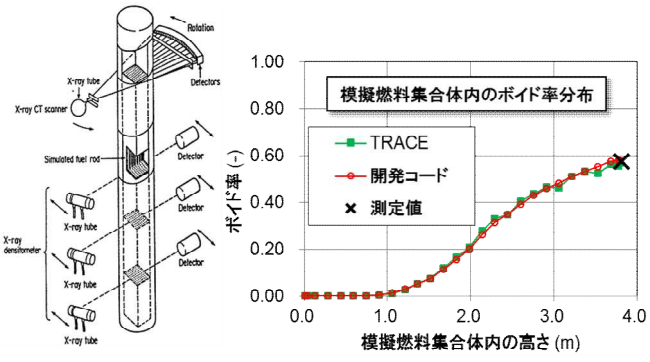


図 2　動作確認の例（BWR 燃料集合体ボイド試験の模擬解析）

* Junichi Kaneko[1], Naofumi Tsukamoto[1]
[1]Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

ROSA/LSTF 蒸気発生器伝熱管破断実験データに基づく RELAP5 コード感度解析

Sensitivity Analysis with RELAP5 Code Using ROSA/LSTF Test Data on Steam Generator Tube Rupture

*竹田　武司[1]，大津　巌[1]
[1] 日本原子力研究開発機構

ROSA/LSTF による PWR 蒸気発生器(SG)伝熱管破断実験のループ間で異なる自然循環等主要現象に対する RELAP5/MOD3.3 コードの予測性能を検証した。また、感度解析により、SG 伝熱管ギロチン破断の本数や非常用炉心冷却系(ECCS)の高圧注入系(HPI)の作動条件等が一次・二次系圧力等に与える影響を調べた。

キーワード：PWR、ROSA/LSTF、蒸気発生器伝熱管破断、感度解析、RELAP5 コード

1. 緒　言　SG 伝熱管破断時の放射性物質の大気放出量低減を目的とした ROSA/LSTF(大型非定常実験装置)[1]による模擬実験(番号：SB-SG-15)の主要現象に対する RELAP5/MOD3.3 コード[2]の予測性能を検証するとともに、実験データに基づく感度解析を実施した。

2. 実験の主な条件　実験では、破断ユニットの内径 6.2mm のノズル(美浜 2 号機 SG 伝熱管 1 本のギロチン破断相当)により破断伝熱管を模擬した。一次系圧力(初期値:15.5MPa)が 12.27MPa に低下したとき安全注入設備信号を発信し、その 10 秒後に HPI の作動を開始した。また、12.97MPa に低下したときスクラム信号を発信し、その 720 秒後に健全ループ SG の逃し弁開放による SG 減圧を開始した。このとき、質量とエネルギーのバランス等により一次系圧力は下げ止まるため、健全ループ高温側配管の流体温度が 547K に低下した時点で加圧器補助スプレイによる凝縮・減圧を開始した。さらに、加圧器水位が約 1m に回復した時点で HPI を停止し、一次系と破断ループ SG 二次側の圧力が均圧したとき加圧器補助スプレイを停止した。

3. 解析結果の主な評価　RELAP5/MOD3.3 コードを用いた解析では LSTF の破断ユニットを含む一次・二次系をモデル化し、一次・二次系圧力の傾向を概ね予測した。しかし、蒸気ドーム壁面凝縮モデル等の影響により SG 減圧後の破断ループ SG 二次側圧力を過大予測し、SG 逃し弁の自動開閉は実験で観測された 3 回に対して 6 回と予測した(図 1)。また、SG 減圧後健全ループでは自然循環が継続し、破断ループでは自然循環流量が徐々に低下することを再現した(図 2)。

4. 感度解析の主な条件と結果　感度解析では、SG 伝熱管ギロチン破断の本数に依存した破断ノズルの大きさや HPI の作動の有無等をパラメータとして選定した。HPI 作動で SG 伝熱管ギロチン破断本数が 3 本の場合、1 本の場合より早く一次系と破断ループ SG 二次側の圧力が均圧した(図 3)。同じ破断条件で HPI 不作動の場合、HPI 作動の場合より早く一次系と破断ループ SG 二次側の圧力が均圧した(図 4)。HPI 不作動で SG 伝熱管 3 本ギロチン破断の場合、均圧後加圧器逃し弁開放による一次系減圧により、ECCS である蓄圧注入系(ACC)の作動圧力まで一次系圧力が低下する可能性を示した(図 4)。

5. 結　言　PWR SG 伝熱管破断を模擬した ROSA/LSTF 実験の RELAP5/MOD3.3 コードによる事後解析により、SG 減圧後の破断ループ SG 二次側圧力等の予測に課題があることが分かった。また、今後の SG 伝熱管複数本破断事象に関する LSTF 実験の検討に役立てるため、感度解析を通じて、SG 伝熱管ギロチン破断の本数や HPI の作動条件等が一次・二次系圧力等に与える影響を明らかにした。

参考文献　[1] The ROSA-V Group, JAERI-Tech 2003-037 (2003).
[2] USNRC, RELAP5/MOD3.3 code manual, NUREG/CR-5535/Rev.1 (2001).

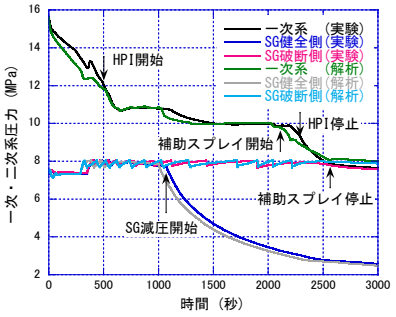


図 1 一次・二次系圧力(実験と解析)

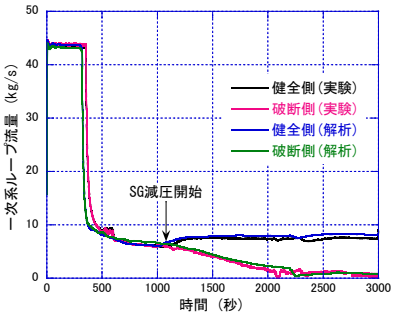


図 2 一次系ループ流量(実験と解析)

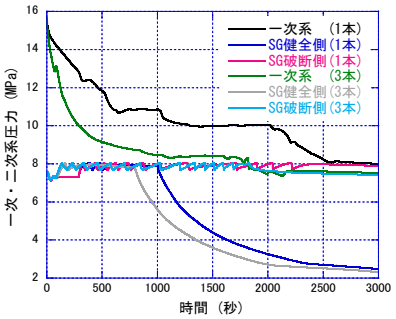


図 3 一次・二次系圧力(感度解析、HPI の作動を仮定)

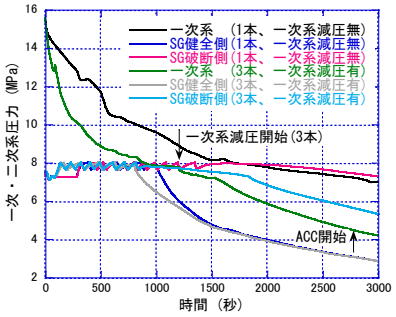


図 4 一次・二次系圧力(感度解析、HPI の不作動を仮定)

*Takeshi Takeda[1], Iwao Ohtsu[1]　　[1]Japan Atomic Energy Agency

ダウンカマ相間摩擦に係る RELAP5 モデルの検証
(2) 気泡層厚さモデルによる分布パラメータの検討

Verification of RELAP5 Interfacial Friction Model in Downcomer

(2) Investigation of Distribution Parameter Using Bubble Layer Thickness Model

*木下 郁男[1]，三輪 修一郎[2]，Takashi Hibiki[3]

[1]原子力安全システム研究所，[2] 北海道大学，[3] Purdue Univ.

大 LOCA 時のダウンカマにおける径方向非対称加熱のサブクール沸騰流を対象に、気泡層厚さモデルを用いて分布パラメータの特徴を検討した。さらに、KAERI のダウンカマ沸騰実験を対象に、RELAP5 コードの逆解析によって分布パラメータを推定し、ボイド率の予測性能を RELAP5 コードにオリジナルの相関式と比較した。

キーワード：ドリフトフラックスモデル，ダウンカマ，ボイド率，RELAP5

１．緒言　大 LOCA 時のダウンカマでは炉心槽側と原子炉容器側での熱収支のアンバランスに起因した非一様な流動（ダウンカマ沸騰）が報告されている[1]。ダウンカマ沸騰を対象にこれまでに RELAP5 コードで行われた解析では、ダウンカマ領域におけるボイド率を過大評価した[2]。本研究では、気泡層厚さモデル[3]を用いて、ダウンカマ沸騰に対する分布パラメータの特徴を検討し、ボイド率の予測性能を従来相関式と比較した。

２．気泡層厚さモデルによる分布パラメータの検討　図 1 に、ダウンカマ沸騰流の解析モデルを示す。ボイド率分布 α は加熱壁面で最大値 α_w を取るべき乗分布を仮定し、体積流束分布 j は壁面から僅かに離れた位置 x_0 で最大値 j_0 を取るべき乗分布を仮定した。図 2（実線）に、$\alpha_w = 0.8$、$x_0/L = 0.05$ の場合の分布パラメータ $C_0 = <\alpha j>/(<\alpha><j>)$の評価結果を示す。図から分かるように、平均ボイド率$<\alpha>$がゼロに漸近するとき、分布パラメータはゼロに漸近する。また、分布パラメータは低ボイド率領域でピークを持ち、その後平均ボイド率の増加に伴って減少し 1 に近い値に漸近することが確認できる。

３．KAERI ダウンカマ沸騰実験に対する分布パラメータの検討
KAERI のダウンカマ沸騰実験[1]を対象に、ボイド率測定データと Hibiki-Ishii ドリフト速度式[4]を用いた逆解析により、分布パラメータを算出した。分布パラメータの算出結果を図 2（丸印）に示す。低ボイド率領域においてデータのバラツキが大きいものの、気泡層厚さモデルを用いた前節の検討結果と同様の傾向が確認できる。図 2（点線）に、これらのデータから導出した分布パラメータの相関式を併せて示す。この相関式を RELAP5 コードに組み込み、KAERI ダウンカマ沸騰実験の実験解析を実施した。図 3 に、ボイド率の解析結果を、RELAP5 オリジナルコードと比較して示す。本研究で導出した分布パラメータの相関式により、ボイド率予測精度が向上することが分かる。

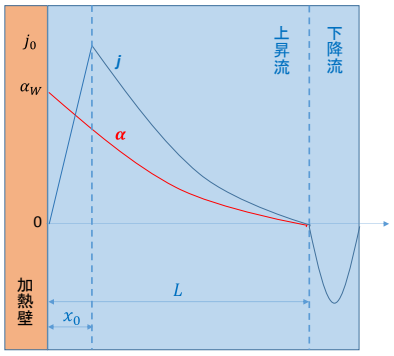


図 1　ダウンカマ沸騰流の解析モデル

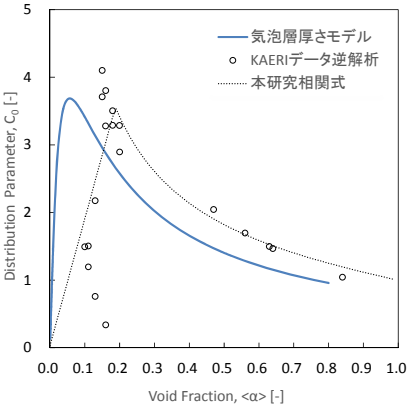


図 2　分布パラメータ

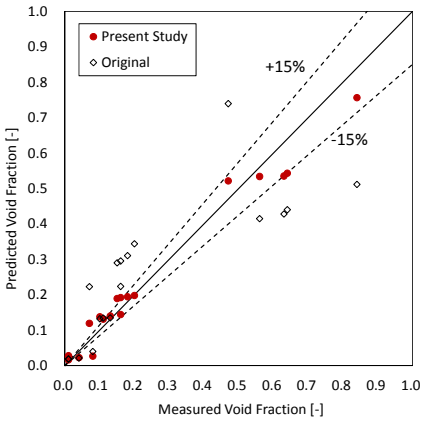


図 3　KAERI ダウンカマ沸騰実験解析

参考文献　[1] B.J. Yun, et al., NED, 238, 2064-2074 (2008). [2] D.J. Euh, et al., Nuclear Technology, 164, 368-384 (2008). [3] T. Hibiki, et al., Int. J. Heat and Mass Transfer, 46, 1409-1423, (2003). [4] T. Hibiki et al., Int. J. Heat and Mass Transfer, 46, 1773-1790 (2003).

*Ikuo Kinoshita[1], Shuichiro Miwa[2] and Takashi Hibiki[3]

[1]INSS, [2]Hokkaido Univ., [3]Purdue Univ.

TRACE コードを用いた LOCA 模擬試験解析における沸騰伝熱モデルの改良効果

TRACE code analysis with modified boiling heat-transfer model for LOCA experiments

*大川 理一郎[1]，古谷 正裕[1]

[1]電力中央研究所

大破断冷却材喪失事故を模擬した LOFT 実験 LP-02-6 を対象に、熱流動解析コード TRACE ver5 pl4 を用いて再現解析を行った。ブローダウン時の被覆管最高温度に感度が高い沸騰伝熱モデルに着目し、予測精度の向上に資するモデル改良の検討を行った。

キーワード：TRACE，LOFT，LOCA，PCT，沸騰伝熱モデル

1. 緒言　大破断冷却材喪失事故(LBLOCA)の評価においては被覆管最高温度(PCT)の正確な予測が重要である。本稿では、PCT に感度が高い沸騰伝熱モデルに着目し、LBLOCA のベンチマークとして知られる米国アイダホ国立工学研究所(INEL)の LOFT 実験 LP-02-6[1]を対象に、代表的な原子炉プラント熱流動解析コードである TRACE[2]を用いて再現解析を行った。

2. 解析体系　Fig.1 に本解析の炉心部における解析ノーディングを示す。燃料有効高さを 15 分割し、圧力容器内の径方向(ring 1～3)に配置する。周方向は破断ループ・健全ループの出入口配管の接続に応じて 4 分割とする。LP-02-6 の実験条件に応じて出力や一次系ポンプの時間変化、各種機能のトリップ、ECC 系の起動等の解析条件を設定した。

3. 解析結果及び考察　Fig.2～4 にモデル改良前と改良後の解析結果を対比して示す。破断後直ちに炉心部では急減圧に伴うフラッシングによりほぼ蒸気単相となるが、その後数秒で健全ループの一次系ポンプが有する慣性力により液相流量が一時的に回復することが分かる。しかしながらこの間も膜沸騰状態が継続され、PCT 測定値に見られる温度降下が再現できない。そこで、沸騰遷移を決めるパラメータである最小膜沸騰温度に着目し、その評価式として流量が考慮された次式[3]

$$T_{\min} = 442.81 + 0.1050P + 0.1444G + 3.0347\Delta T_{sub} \quad (1)$$

（ただし，T_{min}:最小膜沸騰温度[K]，P:圧力[kPa]，G:質量流束[kg/s-m^2]，ΔT_{sub}：サブクール度[K]）を TRACE コードに組込み、炉心部の各ノードにおいて液相流量がある閾値に達すると上式で評価された T_{min} により沸騰遷移を判別するようモデル改良を施した。その結果、ブローダウン過程の PCT 挙動を正確に再現すると共に、その後の再冠水過程に見られるクエンチの発生時刻を測定値により近く評価できることが確認された。

4. 結論　TRACE コードの伝熱モデルにおける沸騰遷移条件に改良を加えることにより、PCT の予測精度の向上が確認された。今後は、LBLOCA のブローダウン過程に即した圧力条件・流量条件をカバーした実験を行い、伝熱モデルの適用範囲の検証と高精度化を図る予定である。

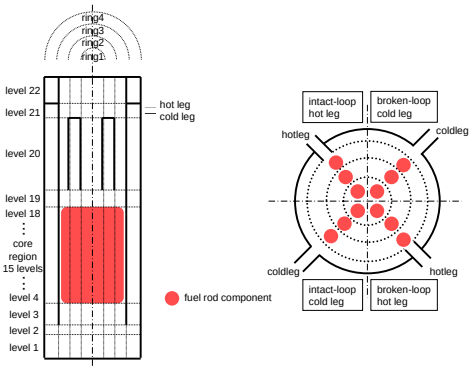


Fig.1　Reactor Vessel Noding

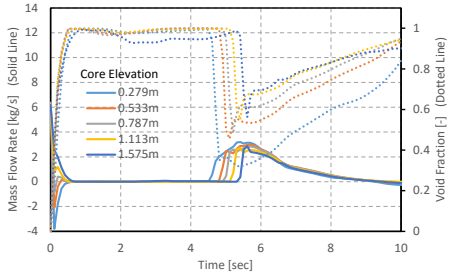


Fig.2　Liquid Mass Flow and Void Fraction at Core Region

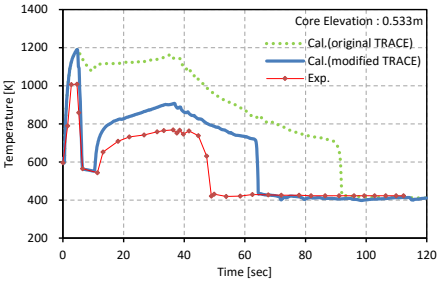


Fig.3　Cladding Temperature

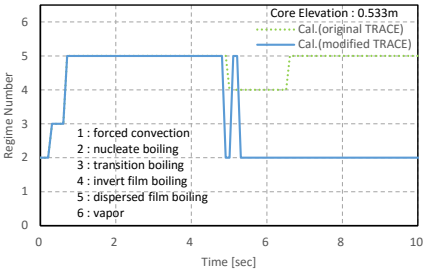


Fig.4　Heat Transfer Regime

参考文献

[1] “Quick-Look Report on OECD LOFT Experiment LP-02-6”, OECD LOFT-T-3404, 1983

[2] “TRACE V5.840 THEORY MANUAL”, USNRC, 2013

[3] S.C.Cheng, et al, “Measurements of true quench temperature of subcooled water under forced convective conditions”, Int.J.Heat Mass Transfer, Vol.28, No.1, 1985

*Riichiro Okawa[1], Masahiro Furuya[1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：304-1 Thermal Hydraulics, Energy Conversion, Energy Transfer, Energy Storage

Fri. Sep 15, 2017 3:50 PM - 5:00 PM JST | Fri. Sep 15, 2017 6:50 AM - 8:00 AM UTC | Room E B32 - B3 Block

[3E14-17] Measurement Techinique

Chair:Satoshi Nishimura (CRIEPI)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

[3E14] Fundamental development of time-resolved measurement technique for discovery of influence of melt convection on eutectic melting progress

*Shota Ueda[1], Masahiro Kondo[1], Kenta Inagaki[2], Koji Okamoto[1] (1. The University of Tokyo, 2. Central Research Institute of Electric Power Industry)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[3E15] Thin liquid film thickness measurement by ultrasound

*Yuki Wada[1], Jun Sagawa[2], Yoshiyasu Hirose[3], Akira Satou[1], Yasuteru Sibamoto[1], Taisuke Yonomoto[1] (1. JAEA, 2. Mito Electronic Solution, 3. Advanced Algorithm & Systems)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[3E16] Study on maintaining performance of water level gauge under the severe accident

*Yuki KURA[1], Tadashi NARABAYASHI[1], Yasunori YAMAMOTO[1], Go CHIBA[1] (1. Hokkaido University)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[3E17] Measurement Improvement of Flow Rate of Liquid Metal Using Ultrasonic Pulse Doppler Method Based on Velocity Profiles

*Kohei Tsutsumi[1], Shuichiro Miwa[1], Hiroto Sakashita[1], Michitsugu Mori[1] (1. Hokkaido Univ.)

4:50 PM - 5:00 PM JST | 7:50 AM - 8:00 AM UTC

Time reserved for Chair

共晶溶融進展速度計測技術の基礎的開発

Fundamental development of time-resolved measurement technique for discovery of influence of melt convection on eutectic melting progress

*植田翔多[1]，近藤雅裕[1]，稲垣健太[2]，岡本孝司[1]
[1]東京大学，[2]電力中央研究所

福島事故を受けて、事故進展解析や円滑な廃炉推進の観点から共晶溶融は注目を浴びている。本研究では、流体力学的な挙動が共晶溶融進展に与える影響を定量化するための共晶溶融進展計測技術を開発する。本稿では、これまでに実施した基礎的な検討を報告する。

キーワード：軽水炉，共晶溶融，過酷事故，多相流

1. 緒言

過酷事故の初期に生じるとされている共晶溶融は、その重要性から欧米を中心に研究が行われてきた。従来研究では、金属組織学的側面が広く研究されてきたが、融液の流体力学的な挙動が共晶溶融進展に与える影響は調査されてこなかった。この影響を検証するためには、固体金属が共晶溶融によって溶融する速さを定量化する必要がある。共晶溶融が非平衡な現象であるため、時系列データを取得できることが望ましい。本研究では，溶融金属プール内で浮力を受ける固体金属の重量を時系列データとして取得することで共晶溶融の進展を定量化することを目指す。これを実現するために、溶融金属プール内で固体金属を回転させながら同時に固体金属の重量を測定する機構を開発した。

2. 実験装置と実験方法

Fig. 1 は開発した実験装置の概略図である．るつぼ内を共晶融液（Bi:Sn=43:57 [at%]）で満たし，先端をスズ円柱とした試験体を融液内に挿入する．実験中は，モータと支持台および試験体の総重量を電子天秤によって測定する．固液界面から固体のスズ円柱が共晶溶融によって融けていく．融け残ったスズに働く浮力と重力の変化を電子天秤によって時間発展データとして取得する．実験中に任意の試験体回転数を与えることで融液内の流れを制御し，そのときの溶融進展速度を評価することができる．

3. 結果と考察

Fig. 2 は、時間経過によるスズ円柱の体積変化をプロットしたものであり、時間発展型の溶融進展の様子が取得できていることが分かる。計測された重量から体積変化に換算する際に用いた融液密度について最大と最小の値で計算した２つの曲線を示した。曲線に見られる振動は冷却風と融液内の流れに起因するものだと考えられる。今後、実験装置を改良することで実験温度を向上する予定である。

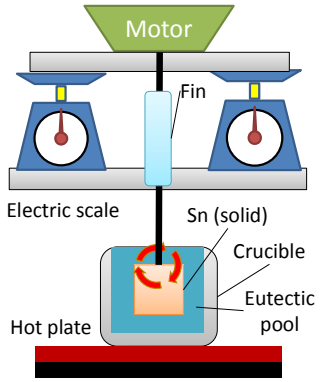


Fig. 1 Schematics of experimental sys.

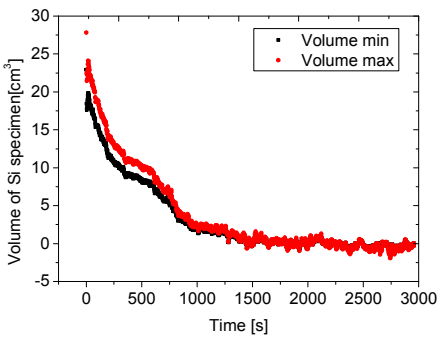


Fig. 2 Time-resolved results of melting progress

*Shota Ueda[1], Masahiro Kondo[1], Kenta Inagaki[2] and Koji Okamoto[1]
[1]The University of Tokyo, [2] Central Research Institute of Electric Power Industry.

超音波による微小液膜厚さの測定

Thin Liquid Film Thickness Measurement by Ultrasound

*和田 裕貴[1]，佐川 淳[2]，広瀬 意育[3]，佐藤 聡[1]，柴本 泰照[1]，与能本 泰介[1]

[1]日本原子力研究開発機構，[2]水戸電子ソリューション，[3]アドバンストアルゴリズム&システムズ

本研究では、パルスエコー法を利用した測定可能液膜厚さをより小さくするために中心周波数 15MHz の圧電素子と独自の駆動回路を用いた超音波液膜厚さ測定装置を製作した。本装置では先行研究よりも使用する周波数が高いことから、0.2mm 程度の液膜厚さまでは液膜内多重反射波が干渉することなく明確に分離して観測可能であり、それ以下の液膜厚さにおいても高い精度での液膜厚さ測定の可能性が示された。

キーワード：超音波，液膜

1. 緒言

従来の炉心熱流動実験での模擬燃料棒表面のドライアウト・リウェットの判定は、熱電対での温度測定によって行われてきている。しかしながら、温度測定に基づく液膜有無の判定には不明確な点があるため、液膜を直接測定する手法の開発は重要である。本研究では高温・高圧条件下での液膜ドライアウト・リウェット判定及び液膜厚さ測定を最終目的として、超音波による非接触液膜厚さ測定手法を開発している。

2. 測定手法と条件

最も基本的な超音波による液膜厚さ測定手法の一つに伝播時間差を用いるパルスエコー法がある。本研究では高周波数を利用することによる精度向上の指標としてパルスエコー法による測定下限液膜厚さを示す。液膜測定実験では、中心周波数 15MHz の圧電素子（素子サイズ：5mm×5mm）を厚さ 10mm のアクリル母材に貼付け、母材上に任意の厚みの液膜を設置して測定した（図 1 参照）。

3. 結果

図 2 に液膜厚さを約 0.2 mm としたときの受信波形を示す。図中の青色線は選択周波数 15MHz のハードウェア BPF（バンドパスフィルタ）後の受信波形の生信号を表しており、赤色線はローパスフィルタ処理後の信号、黒色線は処理後の信号の包絡線を示す。図から明らかなように、本測定では SN 比が十分に高く、界面反射波を明確に観測できることがわかる。また、第一波と第二波が互いに干渉することなく明確に分離されていることから、伝播時間差に基づいて 0.2 mm 程度の液膜厚さを測定可能であることがわかる。



図 1　測定体系
（■：圧電素子、■：母材、■：液膜）

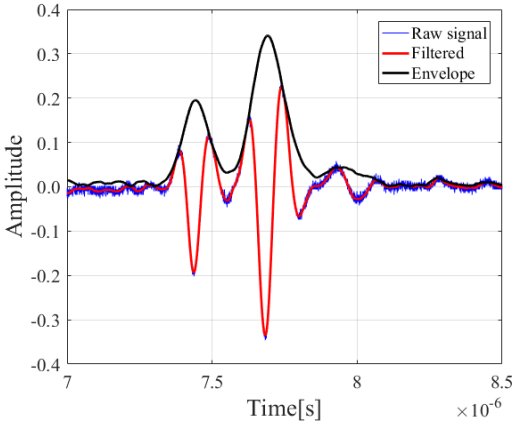


図 2　液膜厚さ約 0.2 mm 時の受信波形

4. 結論

本研究における超音波液膜厚さ測定装置は高周波数を用いることから、0.2 mm 程度の液膜厚さまでは界面反射波が干渉することなく観測可能であり、伝播時間差のみに基づいて液膜厚さを算出可能である。それ以下の液膜厚さでも周波数が高いことから微小厚さの液膜内にも超音波が進入可能であり、より薄い液膜厚さの高精度測定の可能性が示唆される。

---

*Yuki Wada[1], Jun Sagawa[2], Yoshiyasu Hirose[3], Akira Satou[1], Yasuteru Sibamoto[1] and Taisuke Yonomoto[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Mito Electronic Solution, [3]Advanced Algorithm & Systems

過酷事故時の水位計の機能維持に関する研究

Study on Maintaining Performance of Water Level Gauge under the Severe Accident

*倉 佑希[1]，奈良林 直[1]，山本 泰功[1]，千葉 豪[1]

[1]北海道大学

抄録：原子炉水位計を模擬した実験装置で高温高圧条件の実験を行い、過酷事故時の水位計測誤差を回復するためのバックフィルと呼ばれる手法の実機適用性について高温モックアップ試験を実施して確認した。

キーワード：燃料域水位計，バックフィル，過酷事故，福島第一原子力発電所事故

1. 緒言

米国 TMI-2 事故に続き、福島第一原子力発電所の事故時に、原子炉水位計の指示値が実際の水位よりも高く表示される現象が発生した[1]。この現象の原因は、格納容器内が高温になり、水位計の基準水頭管(Reference Leg)内の水が蒸発して指示誤差を生じたためと考えられる。欧米では、計装ラックから基準水頭管に補水する対策(Back Fill)が提唱されている。モックアップ試験により、基準水位の低下速度や注水に伴う水位振動・蒸気凝縮に伴うウォータハンマの有無を確認した。

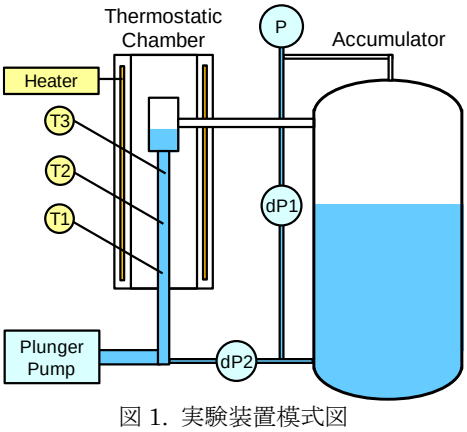


図 1. 実験装置模式図

2. 高温高圧条件での注水実験

バックフィルによる注水の有効性を確認するため、凝縮槽と基準水頭管を圧力容器（アキュムレータ）に接続した試験装置(図 1)を製作し、圧力容器内部を 6MPa に加圧し、凝縮槽・基準水頭管を約 400℃に加熱した恒温槽内に収納して実験を行った。実験では、恒温槽内部の各点の温度と、圧力容器と基準水頭管との差圧を測定した。水位が減少した後にプランジャーポンプから基準水頭管に注水を行い、基準水位が元の位置に復帰するかを確認した。

基準水位配管の温度測定結果を図 2、差圧測定結果を図 3 に示す。恒温槽内を加熱すると、飽和温度に達した段階で差圧が減少した。この現象は、実機において見かけ上、水位が上昇した現象に相当している。水位低下を確認後に基準水頭管に注水を行うと、凝縮振動などを発生せずに差圧が元の値まで安定して復帰した。これらのデータを分析することにより、基準水頭管の入熱量や、連続注水の必要最小流量が算出できる。

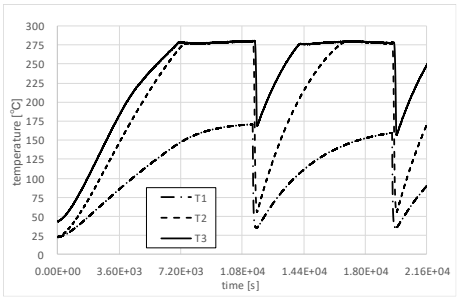


図 2. 配管温度の時間変化

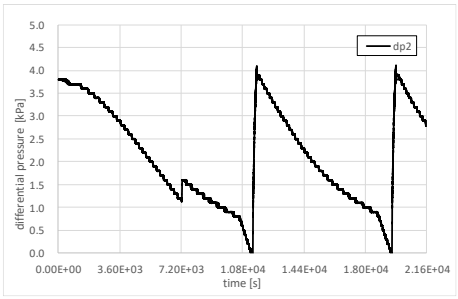


図 3. 差圧の時間変化

3. 結論

格納容器内の温度上昇による燃料域水位計の機能喪失に対して、バックフィルによる注水により機能を復旧できることを模擬実験で確認することができた。今後、詳細評価を行う。

参考文献

[1] 東京電力 “福島第一原子力発電所 1～3 号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討第 1 回進捗報告” 平成 25 年 12 月 13 日.

*Yuki Kura[1], Tadashi Narabayashi[1], Yasunori Yamamoto[1] and Go Chiba[1] [1]Hokkaido Univ.

超音波パルスドップラー法適用液体金属流速分布計測による流量測定の高精度化

Measurement Improvement of Flow Rate of Liquid Metal
Using Ultrasonic Pulse Doppler Method Based on Velocity Profiles

*堤　亘平，三輪　修一郎，坂下　弘人，森　治嗣（北海道大学）

非軽水流体の流量計測精度改善を目的に，超音波パルスドップラー法を用いた配管内を流れる液体金属の流速分布計測に基づく流量測定を実施した．数値解析結果との比較検討を行い，測定結果の妥当性及び液体金属流量計測精度改善に関わる基礎的な検討を行った．

キーワード：原子力，超音波パルスドップラー法，液体金属，流速分布，補正係数，流量計，CFD

1. 緒言　安全性が高く将来炉として期待されている液体金属冷却炉や溶融塩炉の流量計測では主に電磁流量計やベンチュリ流量計等が適用されている．これらの流量計は流れの断面で計測される平均的な起電力や差圧等に，流れの状態に大きく影響される補正係数を乗じて流量を求めるため，特に非軽水流体流量の測定精度は限定され，測定偏差は軽水用流量計がおおよそ 1~3 %であるのに対し，液体金属用電磁流量計はおおよそ 7.5~10 %である．流量計測精度は原子炉の安全性評価やプラント効率改善において重要である．この問題を解決するため，超音波パルスドップラー法を用いて瞬時流速分布を求め速度分布（m/s）を流れの断面（m^2）で積分することで，流速分布に依存する補正係数を用いず直接流量（m^3/s）を求めることにより，補正係数が不要な流量計測法を適用する．本手法は軽水を対象とした流量測定には適用されているが，液体金属を対象とした流量測定に関する知見は少ない．実験は本研究では常温で液体である Ga-In-Sn 合金（ガリンスタン：融点－19℃，沸点 1300℃）を用いて実施した．

2. 実験　本研究で用いた実験装置の概略図を Fig.1 に示す．試験部両端に設置したアクリル製の一方のタンクにガリンスタンを入れ，任意の高さまでタンクを上げ，２つのタンクのヘッド差によりガリンスタンを装置下部の試験測定部に流入させ，試験部に取り付けた超音波（発受信）トランスデューサを用いてアクリル配管内の瞬時流速分布を測定した．トランスデューサの周波数は 1 MHz 及び 2 MHz, 入射角度は 30°，45°，60° とし，トレーサは気泡を用いた．超音波パルスドップラー法により測定した瞬時流速分布の一定時間の平均値から算出した流量との比較のため，ガリンスタンがタンクから流出した体積量を同時に計測した．実験の結果，配管壁からの超音波の反射等による速度分布の乱れが見られるものの，配管内流速分布を捉えていることを確認した．Fig.2 にその測定例を示す．

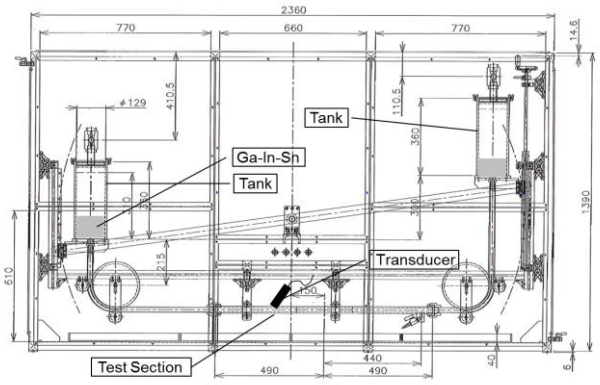


Fig.1 Schematic of experimental equipment

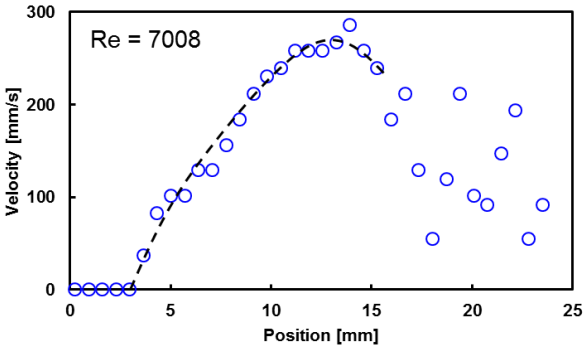


Fig.2 Measurement result of instantaneous velocity profile

3. 結言　超音波パルスドップラー法を用い配管内を流れる液体金属流速分布計測に基づく流量測定を実施した．数値解析結果との比較検討等に基づく液体金属流量計測精度改善に関わる基礎的な検討を行った．

参考文献　[1]M. Mori et. al., Experiments in Fluids, 32(2002), 153-160　[2]M. Mori et. al., Vol. 5, No. 3, 2011, 400-405

*Kohei Tsutsumi, Shuichiro Miwa, Hiroto Sakashita, Michitsugu Mori, Hokkaido University

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：304-1 Thermal Hydraulics, Energy Conversion, Energy Transfer, Energy Storage

Fri. Sep 15, 2017 9:30 AM - 10:35 AM JST | Fri. Sep 15, 2017 12:30 AM - 1:35 AM UTC | Room F C214 - C Block

[3F01-04] Corrosion and Risk Evaluation

Chair:Hidemasa Yamano (JAEA)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[3F01] Risk Based Strategies for Inspection and Maintenance of Nuclear Power Plants

3. Maintenance management based on reliability evaluation in consideration of responding capability against failure modes

*Masayoshi Kojima[1], Hiroshige Kikura[1], Shunsuke Uchida[2], Hide Okada[2] (1. Tokyo Institute of Technology, 2. The Institute of Applied Energy)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[3F02] Risk Based Strategies for Inspection and Maintenance of Nuclear Power Plants

4. An Example for Risk Based Inspection for the Events Originating FAC Related Causes

*Hide Okada[1], Shunsuke Uchida[1], Masanori Naitoh[1], Masayoshi Kojima[2], Hiroshige Kikura[2] (1. The Institute of Applied Energy, 2. Tokyo Institute of Technology)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[3F03] Risk Based Strategies for Inspection and Maintenance of Nuclear Power Plants

5. An Example for Risk Based Inspection for the Events Originating IGSCC Related Causes

*Shunsuke Uchida[1], Hide Okada[1], Masanori Naitoh[1], Satoshi Hanawa[3], Masayoshi Kojima[2], Hiroshige Kikura[2] (1. The Institute of Applied Energy, 2. Tokyo Institute of Technology, 3. Japan Atomic Energy Agency)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[3F04] Effect of liquid film velocity on flow accerelated corrosion under water-steam two-phase flow

*Masaaki Satake[1], Kimitoshi Yoneda[1], Ryo Morita[1], Kazutoshi Fujiwara[1], Fumio Inada[1] (1. CRIEPI)

10:30 AM - 10:35 AM JST | 1:30 AM - 1:35 AM UTC

Time reserved for Chair

Risk Based Strategies for Inspection and Maintenance of Nuclear Power Plants
(3) Maintenance management based on reliability evaluation in consideration of responding capability against failure modes

*Masayoshi Kojima[1], Hiroshige Kikura[1], Shunsuke Uchida[2] and Hidetoshi Okada[2]
[1]Tokyo Institute of Technology, [2]Institute of Applied Energy

The authors have started developing the reliability evaluation method for the maintenance management programs focused on the capabilities to deal with the deviation of the management criteria after the occurrence of the failure modes on the components of the NPPs. And it was tried to examine the possibility of a quantitative evaluation approach on the maintenance management by quantitatively setting the score values of the FMEA method.

Keywords: maintenance management, reliability evaluation, risk priority, FMEA, IGSCC

1. Introduction

The quantitative evaluation approach on the effects of three capabilities to deal with the deviation of the management criteria on the failure mode was considered. And the three capabilities of Capability-A, Capability-B and Capability-C were associated with the probability (P), the detectability (D) and the severity (S) of the FMEA (Failure Mode and Effect Analysis) method. In addition, the trial analysis on a butt weld line of 600A PLR (Primary Loop of Recirculation system) piping degraded by the IGSCC was conducted to verify the usefulness of the evaluation approach. And it was discussed on the future works for the improvement of this approach as well.

2. Trial analysis on the butt weld line on PLR piping degraded by the IGSCC

2-1. Definition of the three capabilities respect to the maintenance management

The following three capabilities were defined as the probability (P), the detectability (D) and the severity (S) of the FMEA method related to the maintenance management to keep the normal operating plan of the NPP:

Capability-A: It was defined as the capability to predict the possibility of the deviation of the management criteria (crack depth within 25% of piping thickness) of the IGSCC. The crack depth at the 5th year test of the crack growth analysis was used for the input condition of the probability (P). And the crack growth analysis results of the weld lines welded by the HSW (Heat-Sink Welding) and the in-gas welding were utilized.

Capability-B: It was defined as the capability to detect the IGSCC exceeding the management criteria of a weld line of the PLR 600A piping. The RMSE (Root Mean Square Error) as the precision of crack detection was used for the input condition of the detectability (D). And the results of RMSE on crack depths measured by the phased array probe and the longitudinal wave 45 degree angle beam probe was utilized.

Capability-C: It was defined as the capability to repair the piping from the deviation of the management criteria in the normal operating period of the NPP. The repairing period was used for the input condition of the severity (S). And the repairing periods repaired by the WOL (Weld Overlay) and the piping replacement were utilized.

3. Future works

There is plenty of room for improvement of the approach in future. The vectors represented by each capability are different, even if the results of the risk priority of FMEA method are the same value, they have completely different meanings. And it would be solved by considering indexes that could be independently evaluated for each capability.

Furthermore, it revealed that it made possible to finely set the score values of the capabilities by quantifying the score value, but on the other hand each score value had uncertainty. Therefore, it would be necessary to develop the describing of score values of the capabilities and the RPN including uncertainty in the future works.

リスク評価に基づく検査および保全戦略

4. FAC を起因事象とした事例評価

Risk Based Strategies for Inspection and Maintenance of Nuclear Power Plants

4. An Example for Risk Based Inspection for the Events Originating FAC Related Causes

*岡田 英俊[1], 内田 俊介[1], 内藤 正則[1]、小島正義[1]、木倉宏成[2]

[1]エネ総研、[2]東工大

減肉を支配する諸因子のうち、温度、pH、[O2]、材料中[Cr]はプラントで精度よく実測できる。偏流による局所的な Re 数で決まる質量移行係数は最も予測し難く、減肉速度への影響も大きいが、検査データからのチューニングが可能で、予測と検査の融合により、予測精度の大幅向上が期待できる。

キーワード:構造材、信頼性、リスク、FAC、検査

1. 緒言

リスクベース検査および保全の例として、配管減肉に関わる機器、配管の検査箇所の選定とその有効性を評価した。配管減肉は、主としてプラント停止時の UT による肉厚測定が中心となるが、当該箇所が膨大であるため、リスク評価に基づいて重点検査箇所を絞り込むことが重要である。減肉を支配する諸因子のうち、温度、pH、酸素濃度[O2]、材料中の Cr 濃度[Cr]はプラントで精度よく実測できるが、偏流による局所的な Re 数で決まる質量移行係数は最も予測し難い因子である。

2．主要要素パラメータの不確定さの減肉速度の不確定さへの伝播

形状係数を適用した 1 次元 FAC 減肉速度予測式[1]を用いて、主要要素パラメータの不確定さの減肉速度の不確定さへの伝播を解析した。予測式そのものの、不確定さをファクター1.5 とし、これに各パラメータの不確定さ重畳させた。予想されたように、局所 Re 数による質量移行係数の不確定さの影響が大きく、最終的に損傷に至るまでの余寿命は、主に Re の予測の不確定さで決まる（図２）。

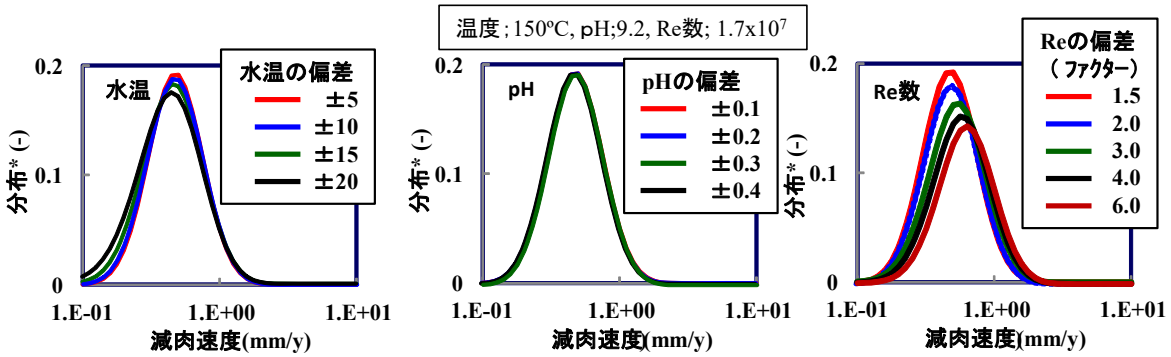


図1 主要パラメータの不確定さの減肉速度の不確定さへの伝播

3．検査と予測の融合

予測に基づく、検査個所の削減により、検査の重点化を図り、重点に部位の測定頻度と精度を向上させることにより、当該部位の減肉速度の測定精度が向上し、これを持って、予測の不確定さを削減し、予測精度を向上できる。

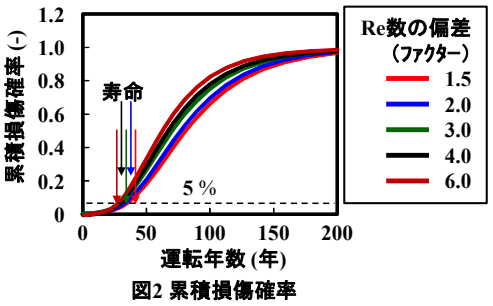


図2 累積損傷確率

4．まとめ

一連の検査と予測の融合においては、計画的に実機に適用することにより、予測モデル、定数の改善を図り、同時に測定精度の向上を図って、着実に実績を積むことが肝要である。

参考文献 [1] H. Suzuki, *et al.*, *Nucl. Technol.*, **183** (Aug), 194 (2013).

Hidetoshi Okada[1], Shunsuke Uchida[1], Masanori Naitoh[1], Masayoshi Kojima[1] and Hironari Kikura[2],

[1] Institute of Applied Energy, [2] Tokyo Institute of Technology

リスク評価に基づく検査および保全戦略
5. IGSCC を起因事象としての事例評価

Risk Based Strategies for Inspection and Maintenance of Nuclear Power Plants
5. An Example for Risk Based Inspection for the Events Originating IGSCC Related Causes

*内田 俊介[1], 岡田 英俊[1]、内藤 正則[1]、塙 悟史[2]、小嶋正義[3]、木倉宏成[3]
[1]エネ総研、[2]原子力機構、[3]東工大

IGSCC を支配する諸因子のうち、温度、水の導電率、腐食電位はプラントで一応実測できるが、溶接個所の残留応力は直接測定が困難で、予測の難しい。検査に基づく、亀裂進展速度データから残留応力のチューニングが可能で、予測と検査の融合により、検査の合理化と併せて予測精度の大幅向上が可能となる。

キーワード：構造材、信頼性、リスク、IGSCC、検査

１．緒言

リスクベース検査および保全の例として、配管減肉に関わる機器、配管の検査箇所の選定とその有効性を評価した。応力腐食割れ（IGCSS）野検査では、主としてプラント停止時の UT による亀裂の有無とそのサイズ測定が中心となる。当該箇所が膨大であるため、リスク評価に基づいて重点検査箇所を絞り込むことが重要である。IGSCC を支配する諸因子のうち、温度、水の導電率、腐食電位はプラントで一応実測できるが、施工溶接時の残留応力は最も予測し難い因子である。

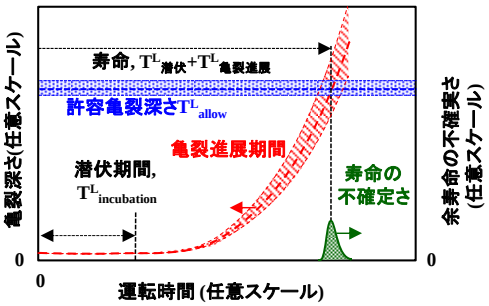


図1 亀裂進展挙動と許容深さに至るまでの時間余裕

２．リスク予測に基づく検査

IGSCC 亀裂進展速度式については、Ford の式を用いた[1]。同式の適用に当たっては、亀裂進展速度の最確値を与え、ファクター２の精度で実験値を説明できることを確認した。亀裂の潜伏期間と進展期間に分けて評価する必要があるが、本評価では進展期間に限って評価した（図１）。主要パラメータの不確実さが亀裂進展速度、さらには破断に至る余寿命の予測の野不確実さに及ぼす影響を解析した。図 2 に示すように、水質因子である腐食電位と溶接部残留応力の影響が特に大きいことが示された。

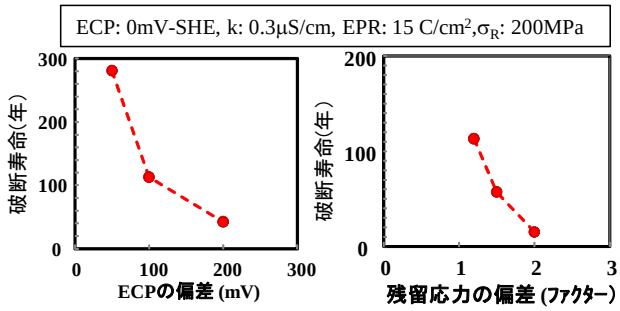


図2 主要パラメータの不確実さ減肉速度への影響

３．検査と予測の融合

特に残留応力はプラントでの測定が難しい。予測に基づく、検査個所の削減により、検査の重点化を図り、重点に部位の測定頻度と精度を向上させることにより、当該部位の亀裂進展速度の測定精度が向上し、これをもって、残留応力に係わる予測の不確定さを削減し、予測精度を向上することが期待できる。

４．まとめ

一連の検査と予測の融合においては、計画的に実機に適用することにより、予測モデル、定数の改善を図り、同時に測定精度の向上を図って、着実に実績を積むことが肝要である。

参考文献 [1] F. P. Ford, “The crack tip system and its relevance to the prediction of cracking in aqueous environments, Environmental induced cracking of metals”, Proc. of the First Int. Conf. Gangloff, R. and Ives, M. eds., NACE, Huston, TX. Vol. NACE-10, pp.139-165, (1990).

Shunsuke Uchida[1], Hidetoshi Okada[1], Masanori Naitoh[1], Satoshi Hanawa[2], Masayoshi Kojima[3] and Hironari Kikura[3]
[1] Institute of Applied Energy, [2] Japan Atomic Energy Agency, [3] Tokyo Institute of Technology

気液二相流条件下における流れ加速型腐食での液膜流速の影響

Effect of liquid film velocity on flow accelerated corrosion under water-steam two-phase flow

*佐竹　正哲[1]，米田　公俊[1]，森田　良[1]，藤原　和俊[1]，稲田　文夫[1]

[1]電力中央研究所

気液二相流条件下における流れ加速型腐食において、流体力学因子の一つと考えられる液膜レイノルズ数（Re 数）をパラメータとした実験を行った。その結果、液膜 Re 数と減肉率は正の相関関係にあり、乱流域では当所のモデルを用いた減肉率予測値と最大減肉率の実験値が良く一致することが確かめられた。

キーワード：減肉率，流れ加速型腐食，気液二相流，液膜レイノルズ数，減肉率予測モデル

1. 緒言

流れ加速型腐食（FAC）は配管減肉現象の一つであり、広範囲にわたり減肉現象が発生するため、原子力発電所の運用・管理上、重要な問題となっている。水単相流 FAC については、現象がほぼ明らかとなり、予測モデルが構築されている。一方、気液二相流条件化での FAC 研究が始まったばかりであり、現象の解明にいたっていない。当所では、気液二相流 FAC に影響すると考えられる流体力学因子と水化学因子をパラメータに減肉実験を行ってきた。今回の発表では、乱流域となる液膜 Re 数をパラメータとした減肉実験を行い、当所の予測モデルとの比較を行った。

2. 気液二相流 FAC 実験

実機の高温、高圧条件及び水質・材料環境を模擬できる蒸気-水二相流ループを用いて、液膜 Re 数をパラメータとして減肉実験を実施した。その結果、液膜 Re 数が高くなるほど入口での減肉率が高くなる結果が得られた。

3. 予測値との比較

当所で構築した気液二相流 FAC 予測モデルを用いた減肉率予測値と実験で得られた減肉率最大値を比較した。その結果、乱流域と考えられる液膜 Re 数が 3130 と 4720 の実験値と予測値は良い一致を示したが、遷移域である液膜 Re 数が 2100 では過剰に保守側の評価結果となった。

4. 結論

気液二相流 FAC においても水単相流 FAC と同様に Re 数と減肉率が正の相関にあることが確かめられた。また、当所の減肉率予測値と実験で得られた最大減肉率を比較した結果、乱流域では良い一致が見られた。

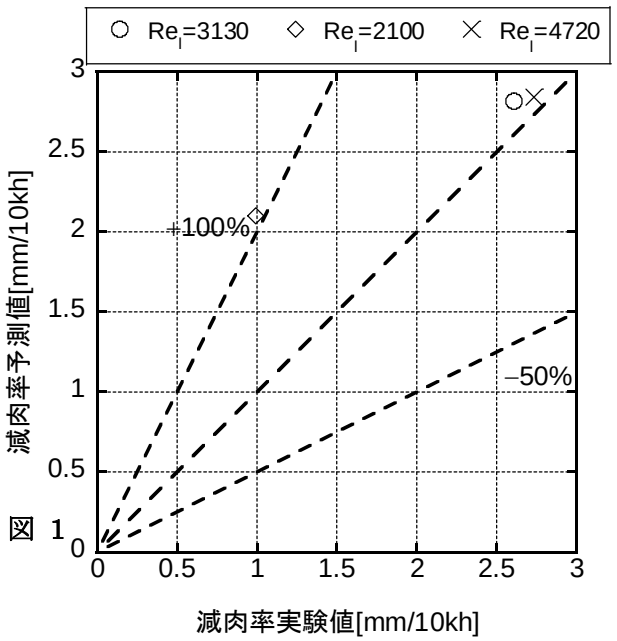


図 1 減肉率予測値と実験値の比較

*Masaaki Satake[1], Kimitoshi Yoneda[1], Ryo Morita[1], Kazutoshi Fujiwara[1] and Fumio Inada[1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：304-1 Thermal Hydraulics, Energy Conversion, Energy Transfer, Energy Storage

Fri. Sep 15, 2017 10:35 AM - 12:00 PM JST | Fri. Sep 15, 2017 1:35 AM - 3:00 AM UTC | Room F C214 - C Block

[3F05-09] Melting Behavior

Chair:Masaaki Satake (CRIEPI)

10:35 AM - 10:50 AM JST | 1:35 AM - 1:50 AM UTC

[3F05] Deepening Understanding of Ex-Vessel Corium Behavior by Multi-Physics Modeling
(1)Overview of the Research Plan

*Akifumi Yamaji[1], Masahiro Furuya[2], Yuji Ohishi[3], Guangtao Duan[1] (1. Waseda University, 2. Central Research Institute of Electric Power Industry, 3. Osaka University)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[3F06] Investigation on thermal deterioration of concreate in severe accident

*Takahito Hareyama[1], Tadashi Narabayashi[2], Yasunori Yamamoto[2], Go Chiba[2], Tsukasa Hayashi[3], Takahiro Konno[4] (1. Hokkaido University, Graduate school of enginieering, 2. Hokkaido University, Faculty of engineering, 3. THE CHUGOKU ELECTRIC POWER, 4. Hitachi-GE Nuclear Energy)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[3F07] An Improved MPS Algorithm for Modelling Crust Behavior in Corium Spreading

*Guangtao Duan[1], Akifumi Yamaji[1], Seiichi Koshizuka[2], Masahiro Furuya[3], Yuji Ohishi[4] (1. Waseda Univ., 2. Univ. Of Tokyo, 3. Central Research Institute of Electric Power Industry, 4. Osaka Univ.)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[3F08] Development of Numerical Simulation Method for Relocation Behavior of Molten Materials in Nuclear Reactors
(10)Measurement of flow down velocity and comparison with the result of numerical analysis

*Yutaro Hihara[1], Hideaki Monji[1], Yutaka Abe[1], Hiroyuki Yoshida[2], Susumu Yamashita[2] (1. Tsukuba Univ., 2. JAEA)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[3F09] Development of Numerical Simulation Method for Relocation Behavior of Molten Materials in Nuclear Reactors
(11)Validation of JUPITER for a corium spreading behavior

*Susumu Yamashita[1], Hiroyuki Yoshida[1] (1. JAEA)

11:50 AM - 12:00 PM JST | 2:50 AM - 3:00 AM UTC

Time reserved for Chair

Multi-physics モデリングによる Ex-Vessel 溶融物挙動理解の深化 （1）全体計画

Deepening Understanding of Ex-Vessel Corium Behavior by Multi-Physics Modeling
(1) Overview of the Research Plan

*山路 哲史[1]，古谷 正裕[2]，大石 佑治[3]，段 広涛[1]
[1]早稲田大学，[2]電力中央研究所，[3]大阪大学

粒子法の一つである MPS 法による計算機実験、模擬溶融物流下試験、UO_2 流下試験により、原子炉過酷事故時の Ex-Vessel 溶融物挙動の機構論的な予測に取り組んでいる。

キーワード：MPS 法，粒子法，Spreading，MCCI，ex-vessel，コリウム

1. 緒言

原子力発電技術の安全性・信頼性向上のためには近年の原子炉過酷事故（SA）解析コードの高度化の努力と並行して物理現象の理解に立ち戻った議論を深める必要がある。特に原子炉容器外に放出された Ex-Vessel 溶融物挙動の解析は不確かさが大きく、原子炉格納容器床面の sump pit 等の凹部にデブリが集中して安定冷却が困難となる問題の正確な評価や対応策の検討が困難である。そこで、文部科学省英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業において、伝熱・流動・相変化を伴う Ex-Vessel 溶融物挙動の理解の深化に取り組んでいる。MPS 法による計算機実験、模擬溶融物流下試験、UO_2 流下試験により、MPS 法による機構論的な Ex-Vessel 溶融物挙動の予測を目標としている。本発表では全体計画を紹介する。

2. 研究内容

2-1. MPS 法による Ex-Vessel 溶融物挙動の理解の深化（早稲田大学）

MPS 法による解析により、溶融物の spreading 停止機構および MCCI によるコンクリートの非等方浸食機構の解明に取り組む。解析対象には本事業で実施する模擬溶融物流下試験と、過去に仏国で実施された模擬コリウムの広がり（spreading）実験（VULCANO VE-U7）、コア・コンクリート反応（MCCI）実験（VULCANO VB-U7）を選んだ。さらに MPS 法の離散化手法の改良による解析精度向上のための基礎的な知見の取得に取り組む。

2-2. 模擬デブリ流下試験による MPS 解析結果の妥当性の検証（電力中央研究所）

BWR Mark-I 型格納容器を模した実験体系を用いて模擬デブリ流下試験を実施する。試験パラメータに、デブリ滴下位置、流量、流体粘性係数を選定し、デブリの三次元流下挙動の可視化する。異なる縮尺で試験し、スケール効果を定量化する。

2-3. UO_2 流下試験による基礎データ取得（大阪大学）

ガス浮遊させた UO_2 試料を CO_2 レーザーで照射加熱し、落下する溶融 UO_2 試料の spreading 挙動をハイスピードカメラで撮影することで可視化する。試料の組成や温度等をパラメータに系統的なデータを取得する。

3. 謝辞

本研究は、「文部科学省英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」により実施された「Multi-physics モデリングによる Ex-Vessel 溶融物挙動理解の深化」の成果である。

---

*Akifumi Yamaji[1], Masahiro Furuya[2], Yuji Ohishi[3] and Guangtao Duan[3]
[1]Waseda Univ., [2]Central Research Institute of Electric Power Industry, [3]Osaka Univ.,

過酷事故時の溶融デブリによるコンクリートの熱劣化に関する研究

Investigation on thermal deterioration of concreate in severe accident

*晴山　隆仁[1], 奈良林　直[2], 山本泰功[2], 千葉　豪[2], 林　司[3], 今野　隆博[4]

[1]北海道大学, [2]北海道大学, [3]中国電力, [4]日立 GE

抄録：本研究では溶融デブリによるコンクリートの熱劣化特性を評価し、コアキャッチャー設計に資するため、コンクリート及びマグネシアカーボン煉瓦を電気炉で加熱し、各物性値の熱劣化特性を測定した。

キーワード：コンクリート、マグネシアカーボン煉瓦、高温、熱劣化、空隙率

1.緒言　福島第一原発の事故では、溶融した燃料が圧力容器を貫通し直下のコンクリート床面に到達したと見られており、溶融物の崩壊熱によりコンクリートが熱劣化を起こしたと見られている。本研究では溶融物の崩壊熱によるコンクリートの熱劣化を推定する事を目的とし、加熱したコンクリートに対し各種試験を行った。またコアキャッチャーを想定した耐熱材[1]のマグネシアカーボン煉瓦も同様の試験を行った。

2.実験方法　コンクリートとカーボンマグネシア煉瓦を 1cm 角に裁断して試験片とし、加熱前の状態で空隙率・重量・強度を測定し、目的温度で 1 時間以上加熱後に再測定し値の変化を観察した。コンクリートに対しては透水試験も行い、未加熱のものと比較した。空隙率測定は、14 個ごとの試験片を 1 区分とし、区分ごとにノギスで計測した形状体積と定容積膨張法で測定した真体積とを比較して求めた。圧縮強度は、試験片と 200kg 計量の重量計を万力で挟みこみ、破壊時の荷重を計測した。

3.実験結果　コンクリートとマグネシアカーボン煉瓦は共に空隙率の上昇（図 1）、重量（図 2）と圧縮強度の減少（図 3）が見られ、概ね加熱温度に依存した熱劣化を起こした。コンクリートは 1200℃の加熱によりセメント部分が溶融した（図 4）。またコンクリートは透水性が僅かに上昇した。マグネシアカーボン煉瓦は大気雰囲気での長時間加熱により炭素が離脱し、コンクリートよりも顕著な劣化がみられた。

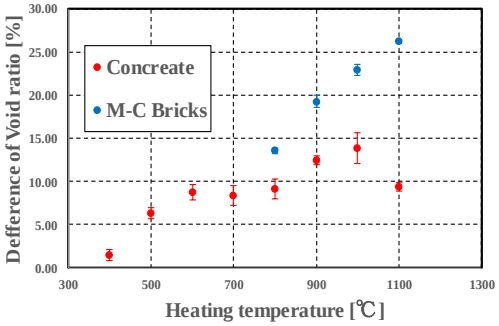


図１　各温度での空隙率の測定結果

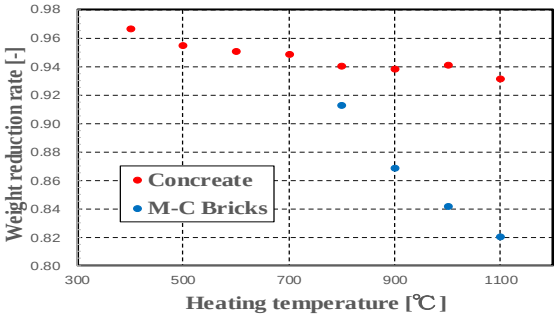


図２　各温度での重量の測定結果

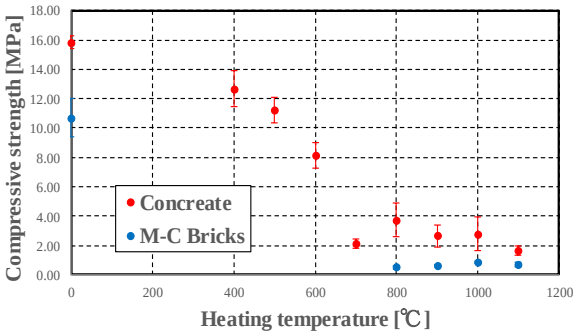


図３　各温度での圧縮強度の測定結果



図４　1200℃で溶融したコンクリート

4.結言　骨材を含んだ普通コンクリート及び MC 煉瓦を電気炉で加熱し、各種物性値の劣化を確認した。

参考文献

[1] 倉佑希、奈良林直ら，コアキャッチャーによる原子炉格納容器底部損傷防止に関する研究、保全学会学術講演会 A-1-2-3（2016）。

*Takahito Hareyama[1], Tadashi Narabayashi[2], Yasunori Yamamoto[2], Go Chiba[2], Tsukasa Hayashi[3], Takahiro Konno[4]
[1]Hokkaido Univ., [2]Hokkaido Univ., [3] Chugoku Electric, [4]Hitachi-GE

An Improved MPS Algorithm for Modelling Crust Behavior in Corium Spreading

*Guangtao Duan[1, 2], Akifumi Yamaji[1], Seiichi Koshizuka[2], Masahiro Furuya[3], Yuji Ohishi[4]
[1]Waseda Univ., [2]Univ. Of Tokyo, [3]Central Research Institute of Electric Power Industry, [4]Osaka Univ.

Crust does not immobilize when modeled by highly viscous fluid in the original MPS. A new algorithm is proposed for pressure/viscosity coupling to solve this problem. The VULCANO VE-U7 experiment is simulated for validation.

Keywords: MPS method, Corium spreading, Crust formation, High viscosity, Solution algorithm, Implicit method

1. Introduction

Predicting corium spreading is of great significance in a postulated severe accident of a nuclear reactor. Corium spreading involves a free surface flow, which is significantly influenced by crust formation (solidification) owing to heat transfer. The Lagrangian moving particle semi-implicit (MPS) method is suitable for such flows. The crust formation is usually modeled by drastic increase of viscosity based on an implicit viscosity approach. However, conventional MPS has difficulties in simulating crust immobilization even though it exhibits extremely high viscosity. Therefore, a new solution algorithm is proposed to solve this problem in the present study.

2. New solution algorithm and simulations

When viscosity is high, an implicit method for the viscosity term is necessary to avoid the extremely small width of time steps. In conventional MPS, the viscosity term is calculated before pressure terms. In this situation, the velocity variance caused by pressure gradient is not diffused by the viscosity term, causing some spurious motion of particles with high viscosity. This is the main reason why solidified crust particles do not immobilize. To consider diffusion of velocity change caused by pressure gradient, a new solution algorithm is proposed where the viscosity term is implicitly calculated after pressure terms. In this manner, all the velocity and velocity changes will be diffused in time. As the result, crust can be modeled by viscosity increase, and curst will be immobilized when touching solid wall while it follows the bulk fluid flow when forming at free surface.

The developed model is firstly applied to leakage of high viscosity fluid from a damaged tanker. When the conventional MPS algorithm is used, fluid always leaks no matter how high the viscosity is. When the proposed algorithm is used, the leakage of fluid will stop with increase of viscosity. These results verify the proposed algorithm. Then, the VULCANO VEU7 experiment [1] is simulated. The developed method well predicted termination mechanism of the corium spreading by the crust formation as observed in the experiment, in which the molten corium was confined inside the crust shell.

3. Conclusion

A new solution algorithm is proposed to take diffusion of velocity changes by pressure gradient into account for simulating high viscosity flow by MPS. With the new algorithm, curst formation can be simply modeled by viscosity increase.

4. Acknowledgements

A part of this study is the result of Deepening Understanding of Ex-Vessel Corium Behavior by Multi-Physics Modeling carried out under the Center of World Intelligence Project for Nuclear S&T and Human Resource Development by the Ministry of Education, Culture, Sports, Science and Technology of Japan.

References

[1] Journeau, C.;Haquet, J.-F.;Spindler, B.;Spengler, C.; Foit, J. (2006). The VULCANO VE-U7 Corium spreading benchmark. Progress in Nuclear Energy, 48(3), 215-234.

原子炉内溶融物移行挙動数値解析手法の開発
(10) 液膜流下速度場の計測および解析結果との比較・検討

Development of Numerical Simulation Method for Relocation Behavior of Molten Materials in Nuclear Reactors

(10)Measurement of flow down velocity and comparison with the result of numerical analysis

*日原 由太郎[1]、松浦 浩太[1]、文字 秀明[1]、山下 晋[2]、吉田 啓之[2]、阿部 豊[1]、金子 暁子[1]
[1]筑波大学，[2]日本原子力研究開発機構

シビアアクシデント時の事象解明に資することを目的として、炉内溶融物移行挙動等を評価するための多相流解析手法を開発している。本報では、検証データを得ることを目的として行った実験について報告する。実験では炉心下部の一部を模擬した流路を製作し,流路内部の液膜挙動および液膜落下速度を調べた。

キーワード：移行挙動， 可視化計測， 液膜

1. 緒言

シビアアクシデント時の事象解明を目的として、炉内溶融物移行挙動等を評価する多相流解析手法（JUPITER）を開発している[1][2]。本報では、解析手法の信頼性向上のための検証データ取得を目的として炉心下部構造を模擬した流路を用い流下液膜挙動を計測し、数値計算結果との比較検討を行なった。

2. 実験

本研究では、制御棒の溶融挙動に注目し、制御棒が溶融した際に流下すると考えられる燃料集合体と制御棒間の狭隘流路や燃料支持機構、制御棒速度リミッタ等をモデル化し流路（図 1）を製作し、可視化計測を行った。可視化実験で高温溶融物を用いるのは非常に困難であるため、本実験では常温の水を作動流体とし、PIV による流速計測を行った。

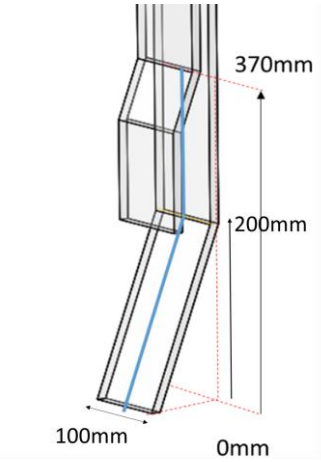


図 1　流速計測部

3. 結果

図 2 は流路底面に沿った液膜速度を示す。横軸は図 1 に示す流路下部からの鉛直方向距離で、200mm で流路が拡大部から傾斜部に変わる。狭隘流路下端(370 mm の位置)から液膜は 2.8m/s 程度で流下し始め、そこから拡大部をほぼ一定の流速で流下することが分かる。また、傾斜部へと遷移する点(200 mm)の付近で一担、流速が減少するが、傾斜部中央付近から下端にかけては一定の流速で流下する。数値計算結果では流路傾斜部で速度の減少が示されたが、実験結果では見られなかった。出口条件が適切に計算できていないこと、気液界面の挙動が詳細に再現されていないことが考えられる。

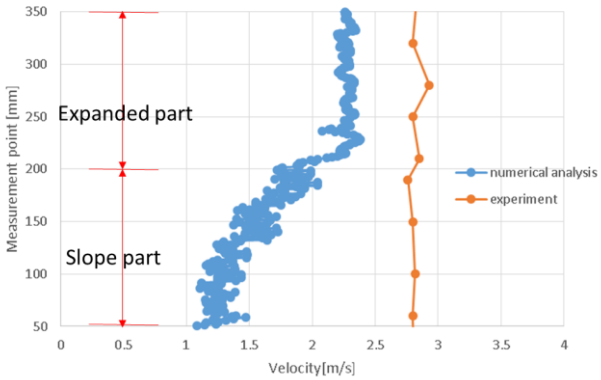


図 2　液膜流下速度

4. 結言

流下する液膜の流速は拡大部および傾斜部において、それらの境界付近で一旦減少するものの、概ね一定の値を示した。また数値計算結果は傾斜部で実験結果と異なった傾向が示され、検討が必要なことがわかった。今後はより詳細な液膜流速の計測と数値解析条件の修正を行う予定である。

[1] Yamashita, S. et al., ICONE-22-30972, (2013).
[2] Yamashita, S. et al., ICONE-23-1581, (2014).
[3] 松浦 他， 日本原子力学会 2016 年春の年会， 2C19， (2016)．

*Yutaro Hihara[1], Kota Matsuura[1], Hideaki Monji[1], Yutaka Abe[1], Akiko Kaneko[1], Susumu Yamashita[2], Hiroyuki Yoshida[2]
[1]Tsukuba Univ., [2]Japan Atomic Energy Agency.

原子炉内溶融物移行挙動数値解析手法の開発
（11）コリウム広がりに対する JUPITER の妥当性検証

Development of Numerical Simulation Method for Relocation Behavior of Molten Materials in Nuclear Reactors (11) Validation of JUPITER for a corium-spreading behavior

*山下 晋[1]，吉田 啓之[1]
[1]原子力機構

多相多成分熱流動解析コード JUPITER を用いてコリウム広がり実験解析を行い、ペデスタル内部でのコリウム広がり挙動解析に対する妥当性の検証を行った。適切な解析解像度の設定及び輻射伝熱を考慮することで、実験結果と一致する結果が得られることを確認した。

キーワード：数値流体力学、コリウム広がり、コード検証、輻射伝熱

1. 緒言

原子力機構では、シビアアクシデント時の炉心溶融挙動に関する現象把握のため、炉内溶融物移行挙動等を現象論的に評価できる多相多成分熱流動解析コード JUPITER [1]を開発している。本報では、ペデスタル内等でのコリウム広がり解析の妥当性確認として、VULCANO 実験[2]を対象とした解析を行い、新たに導入した輻射伝熱モデルの効果及び格子依存性に関して検討した。

2. コリウム広がり計算条件及び計算結果

高温のコリウムでは輻射の影響が支配的になるため、新たに輻射伝熱モデルとして Discrete Ordinate 法[3]を導入した。また、コリウムの粘性係数には、アレニウスのダンピングモデル[4]を用いた。図 1 に計算体系及びコリウム先端位置の時間変化を示す。格子解像度の影響と輻射モデルの有無を変えて解析した結果、輻射による周囲の壁への熱の移動によりコリウムの温度が下がることでコリウム進展速度が減少し、高解像度(96×240×96)の格子を用いることで実験結果と良く一致する結果が得られることを確認した。

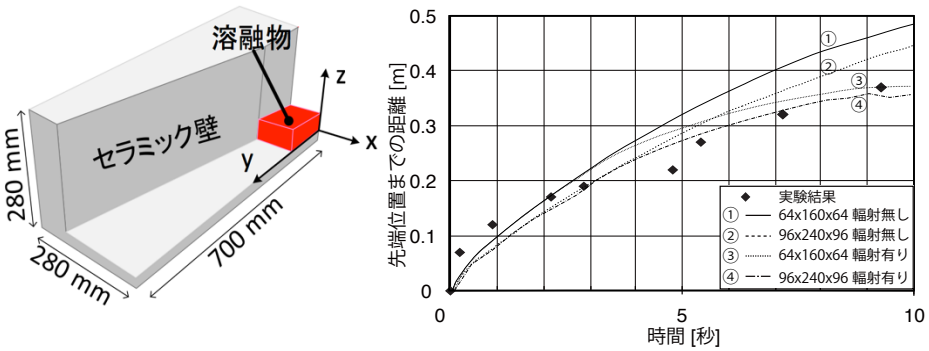


図 1 計算体系(左)と、コリウム先端位置の時間変化（右）

3. 今後の予定

JUPITER 及び計算負荷の大きい輻射解析機能の高速化を実施すると共に、1F を模擬した体系において各種パラメータの影響について検討を進める。

参考文献

[1] S. Yamashita, et al., Nucl. Eng. and Design, (2017), in press.
[2] C. Journeau, et al., Prog. Nucl. Ener., (2006), 215-234.
[3] G.D., Chui, et al., J. Heat Transfer, 112 (1990), 415-423.
[4] M. Ramacciotti, et al., Nucl. Eng. Design, 204 (2001), 377-389.

---

*Susumu Yamashita[1] and Hiroyuki Yoshida[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：301-1 Reactor Physics, Utilization of Nuclear Data, Criticality Safety

Fri. Sep 15, 2017 9:30 AM - 10:50 AM JST | Fri. Sep 15, 2017 12:30 AM - 1:50 AM UTC | Room G C213 - C Block

[3G01-05] Criticality Control Technique Development 3

Chair:Kenichi Tada (JAEA)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[3G01] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

(37)Methodology for applying insoluble neutron absorbers

Ryo Ishibashi[1,2], Yuta Shindo[1,3], *Kazuya Ishii[1,2], Yuichi Morimoto[1,2], Yasuhiro Harada[1,4] (1. IRID, 2. Hitachi-GE Nuclear Energy, 3. Toshiba, 4. Mitsubishi Heavy Industries)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[3G02] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

(38)Viscosity and conveyance process performance of insoluble neutron absorber

*Shohei Kawano[1,2], Yuta Shindo[1,2], Satoshi Miyashiro[1,2] (1. IRID, 2. Toshiba)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[3G03] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

(39)Adhesion property of insoluble absorber

*Yuta Shindo[1,2], Shohei Kawano[1,2], Satoshi Miyashiro[1,2] (1. IRID, 2. TOSHIBA)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[3G04] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

(40)Applicability of soluble neutron absorber

*Yasuhiro Harada[1,2], Makoto Nakano[1,2], Minefumi Matsui[1,2] (1. MHI, 2. IRID)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[3G05] Development of the insoluble neutron absorbers using self-assembled surfactant aggregates

*Noriaki Ushio[1], Kouji Koyanagi[1], Hiroyuki Terazaki[1] (1. Kao Corporation)

10:45 AM - 10:50 AM JST | 1:45 AM - 1:50 AM UTC

Time reserved for Chair

燃料デブリの臨界管理技術の開発
（37）非溶解性中性子吸収材の適用方法

Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

(37) Methodology for Applying Insoluble Neutron Absorbers

石橋 良[1,2]，進藤 雄太[1,3]，*石井 一弥[1,2]，森本 裕一[1,2]，原田 康弘[1,4]

[1] IRID，[2] 日立 GE，[3] 東芝，[4] 三菱重工

福島第一原子力発電所(1F)-1/2/3 号機での燃料デブリ取り出し時における臨界管理技術の一つとして、非溶解性中性子吸収材を用いた臨界防止技術を開発しており、適用方法を検討した結果を報告する。

キーワード：福島第一原子力発電所事故，燃料デブリ，臨界防止，中性子吸収材，必要量

1. 緒言

1F-1/2/3 号の燃料デブリを安全に取り出すため、炉内作業時の臨界管理技術としてほう素（B）、ガドリニウム（Gd）等の熱中性子吸収断面積の大きな元素を含んだ非溶解性の固体、固化体又は粘性体（非溶解性中性子吸収材）を用いた臨界防止技術を検討している [1)]。想定される臨界リスクの高い状況に対して適切な非溶解性中性子吸収材を適用することを目的に、種々の形態の非溶解性中性子吸収材の特徴を踏まえて、燃料デブリ形態に応じて適用可能な非溶解性中性子吸収材を整理するとともに、臨界防止に必要な量を検討した。

2. 検討方法

臨界管理方法を検討するベースとなる臨界シナリオ及びリスク評価結果 [2)]に基づき選定された臨界リスクの高い状況に対して、想定される形態の燃料デブリに有効に機能する非溶解性中性子吸収材を、その特徴を踏まえて整理した。また、代表的な燃料デブリ取り出し方法を仮定し、臨界を抑制するのに必要な非溶解性中性子吸収材の量を評価した。

3. 結果と考察

3-1. 適用方法

非溶解性中性子吸収材の形態ごとに期待する性能を表 1 にまとめた。混入性はデブリの隙間に入り込む性能、形状変化追従性はデブリの形状変化に追従して隙間に回り込む性能、付着性は斜度のあるデブリに対して付着する性能である。これらの性能を踏まえて、場所と状況ごとの臨界リスクに対応する非溶解性中性子吸収材形態の検討結果を表 2 に示す。微粉状デブリの巻き上がりや取り出し位置から遠い小循環ループへの使用を除いて、適用が可能と考えられる。

表 1　非溶解性中性子吸収材形態ごとに期待する性能

形態	期待する性能			候補材
	混入性	形状変化追従性	付着性	
固体	○	○	-	B_4C金属焼結材
				B, Gd入ガラス材
				Gd_2O_3粒子
液体→固体（固化材）	○	-	○	セメント/ Gd_2O_3造粒粉材
				水ガラス/ Gd_2O_3造粒粉材
				水中硬化樹脂/ Gd_2O_3粉末材
粘性体	○	○	○	スラリ/ Gd_2O_3粒子材
				B_4Cゲル材

3-2. 必要量

一例として、塊状燃料デブリを取り出した際に、取り出した領域（一辺 20 cm の立方体）で球状デブリと水とが最適に混合した状態を仮定し、球状デブリと非溶解性中性子吸収材（粒径 1 又は 10 mm）を均質に混合させた場合の必要量を評価した。3 プラントすべての酸化ウラン量 292 t に対する必要量は、1～15 m^3 であることがわかった。さらに、粒径が小さいほうが必要量は小さくなることがわかった。

表 2　場所と状況ごとの臨界リスクに対応する非溶解性中性子吸収材形態の検討結果

場所		状況	デブリ形態と臨界リスク	形態別適用性		
				固体	液体→固体（固化体）	粘性体
炉心	取り出し位置	露出（かけ流し）	未溶融破損燃料の堆積	×	○	○
RPV下部			塊状デブリの水との混合	○	○	○
ペデスタル			塊状デブリの水との混合	○	○	○
			塊状デブリの落下	○	×	○
		水没	細粉状デブリの巻き上がり	×	×	×
	取り出し位置以外	水没	塊状デブリの落下	○	×	○
			細粉状デブリの流出・堆積	○	○	○
小循環ループ			細粉状デブリの流出・堆積	×	×	×

謝辞　本件は、資源エネルギー庁『平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリ臨界管理技術の開発）」』の成果の一部を取りまとめたものである。

参考文献

[1] 石橋, 藤田, 石井, 原田, 日本原子力学会 2016 年秋の大会予稿集, 2H20, (2016)

[2] 中野, 原田, 林, 丸山, 日本原子力学会 2016 年秋の大会予稿集, 2H14, (2016)

Ryo Ishibashi[1,2], Yuta Shindo[1,3], *Kazuya Ishii[1,2], Yuichi Morimoto[1,2], and Yasuhiro Harada[1,4]

[1]International Research Institute for Nuclear Decommissioning (IRID), [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., [3] Toshiba, Co.,

[4] Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.

燃料デブリの臨界管理技術の開発

（38）非溶解性中性子吸収材の粘性・搬送プロセス性能

Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris
(38) Viscosity and conveyance process performance of insoluble neutron absorber

*川野　昌平[1,2]，宮代　聡[1,2]，進藤　雄太[1,2]
[1] IRID, [2] 東芝

福島第一原子力発電所（1F）の燃料デブリ取出し時の臨界防止用に、非溶解性中性子吸収材（以下、吸収材）の開発を進めている。水ガラスを主成分として酸化ガドリニウム粒子を混合した吸収材を、水中の燃料デブリに遠隔施工装置で搬送し付着させるため、添加材で硬化時間を調整した試験材料を作製し、粘度の時間変化データを取得した。さらに試験材料をポンプによりホースで 50m 搬送可能なことを確認した。

キーワード：非溶解性中性子吸収材、デブリ、粘性、搬送プロセス

1. 緒言

粘性体タイプの吸収材は、遠隔施工装置で搬送された後、原子炉建屋内のデブリ表面に拡がりを持って付着する必要があると想定される。このため、搬送中は粘性が低く、デブリ表面に達した後に粘性が増加し硬化する特性が望ましい。そこで、粘性体タイプとして検討している水ガラス主体の吸収材について、添加材で硬化時間を調整した試験材料を作製し、粘度の時間変化を測定して特性を把握するとともに、スクイズ式ポンプとホースによる搬送試験を行い、搬送プロセス性能を評価した。

2.試験方法

試験材料は水ガラス（ケイ酸ソーダ）と Gd_2O_3、硬化材（セメント）、添加材（第一リン酸ナトリウム）の混合材である。添加材濃度を変えた材料を作製し、粘度の時間変化を測定した。粘度測定結果に基づいて、20℃で硬化時間約 120 分の特性を有する試験材料を選定し、搬送プロセス試験に供した。電動ミキサーにより混練した試験材料 40L をスクイズ式ポンプに投入し、吐出量 2L/分で内径 25mm の塩ビ樹脂性ホースに送出した。ホース長は 10m と 50m である。ホース入口と出口の圧力等を計測し、搬送性を評価した。

3.試験結果

20℃における粘度測定結果を図 1 に示す。試験材料の粘度は時間とともに増加すなわち硬化し、第一リン酸ナトリウムの添加により硬化開始が遅延することを確認した。また雰囲気温度を変えて測定を行った結果、温度上昇とともに硬化が早まる傾向がみられた。現場での吸収材の搬送に要する時間を 60～120 分と想定し、20℃において 120 分で粘度 15000mPa･s 以上となる材料を搬送プロセス試験に供した。ホース出口端に材料が到達した時間および吐出量を図 2 に示す。吸収材がポンプからホース端に到達する時間はホース長に比例し、いずれも 2L/分の吐出量で搬送されることを確認した。

4. 結論

水ガラスを主体とする吸収材は、固化材と添加材の混合比により硬化時間を調整できることを確認するとともに、スクイズ式ポンプにより 50m 長のホース搬送が可能であることを確認した。

謝辞　本件は、資源エネルギー庁『平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリ臨界管理技術の開発）」』の成果の一部を取りまとめたものである。

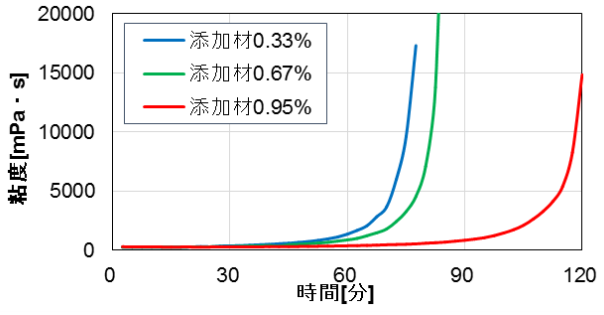


図 1　20℃における粘度の時間依存性測定結果
成分比；水ガラス：48%、Gd_2O_3：35%、硬化材：10%、残りは水

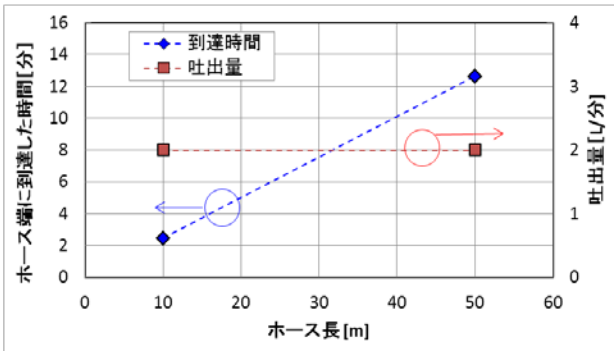


図 2　搬送プロセス試験におけるホース端到達時間
および吐出量の測定結果

*Shohei Kawano[1,2], Satoshi Miyashiro[1,2] and Yuta Shindo [1,2]　[1]IRID , [2]TOSHIBA

燃料デブリの臨界管理技術の開発

（39）非溶解性中性子吸収材の付着特性

Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris
(39) Adhesion property of insoluble absorber

*進藤　雄太[1,2]，川野　昌平[1,2]，宮代　聡[1,2]
[1]IRID，[2]東芝

福島第一原子力発電所（以下、1F）の燃料デブリ取出し時の臨界防止用に開発が進められている非溶解性中性子吸収材（以下、吸収材）は、水中の燃料デブリに遠隔施工装置で搬送し付着させて使用される。燃料デブリ形状は様々な種類が想定されるため、デブリ表面形状を模擬した複数の溶岩を用意し、粘性の異なる吸収材を投下して、表面に付着層が形成されることを確認した。

キーワード：非溶解性中性子吸収材、デブリ、付着特性

1. 緒言

吸収材は水中のデブリを取り出すために使用される。従って、水中投下時に、ある程度の拡がりをもってデブリ表面に付着する必要がある。またデブリ表面は水平面のみならず、傾斜や凹凸等の形状が考えられるため、そのような状況下においても表面を覆うことが求められる（図 1）。このため粘性体タイプとして検討している水ガラスに対して、付着特性評価を行った。

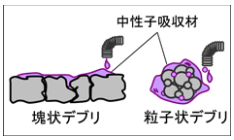


図 1　想定するデブリの概略図

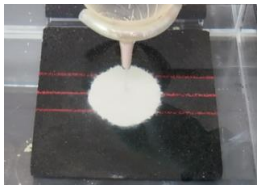


図 2　試験（岩盤状溶岩）の様子



図 3　試験（粒状溶岩）の様子

2. 試験の方法

デブリの形状を模擬した、試験基材は SUS304 平板、岩盤状溶岩、粒状溶岩、塊状溶岩である。SUS304 平板、岩盤状溶岩や塊状溶岩については、吸収材の拡がり性、被覆厚さや被覆面積等を 3D 形状測定機で測定した（図 2、図 4）。粒状溶岩については、吸収材の付着重量を評価した（図 3）。試験は常温の水中で実施した。水ガラスの粘度は別報で示す粘性試験で選定した。

3. 試験の結果

(a)SUS304 平板：粘度 2000mPa・s、ノズルと基板の距離 70mm、投入量 43.9g の条件において、吸収材が同心円状に広がり、直径約 125mm の範囲で所定の膜厚 1mm（暫定）以上の付着層が形成された。(b)岩盤状溶岩：粘度 2000mPa・s、ノズルと基板の距離 70mm、投入量 43.7g の条件において、吸収材は同心円状に広がり直径約 100mm の範囲で所定の膜厚 1mm（暫定）以上の付着層が形成された。(c)粒状溶岩：粘度 500mPa・s、投入量 100g の条件において、吸収材は表面に付着するとともに、粒の隙間に浸透して、下方の粒の表面にも付着して、約 21.1g の吸収材が付着した。

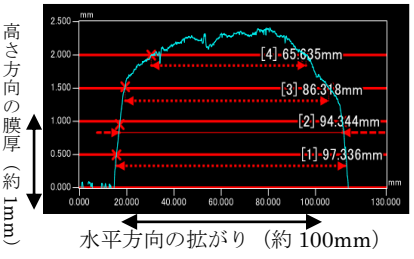


図 4 岩盤状溶岩に付着した吸収材の形状プロファイル測定結果（代表例）

4. 結論

水ガラスを主体とする吸収材は、表面凹凸状態が異なる 2 種類の平板上試験基材（SUS304 平板、岩盤状溶岩）に対して水中で厚さ 1mm 以上の付着層が形成されることが確認された。敷き詰められた粒状の溶岩に対しても水中で溶岩表面に付着するとともに、粒の隙間に浸透して下方の粒状溶岩にも付着することを確認した。今回得られた試験結果は、吸収材の必要投入量を見積り、具体的な施工方法を検討するのに役立てる。

謝辞　本件は、資源エネルギー庁『平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリ臨界管理技術の開発）」』の成果の一部を取りまとめたものである。

表 1　粒状溶岩に付着した吸収材の重量　測定結果

粘度 [mPa･s]	投入量 [g]	試験回数	重量増 [g]	重量増(平均) [g]
500	2000	1	73.3	72.4
		2	71.4	
	100	1	11.1	21.1

* Yuta Shindo[1,2], Shohei Kawano[1,2] , and Satoshi Miyashiro[1,2]　[1]IRID, [2]TOSHIBA

燃料デブリの臨界管理技術の開発
(40) 溶解性中性子吸収材適用方法

Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris
(40) Applicability of soluble neutron absorber

*原田 康弘[1,2]　中野 誠[1,2]　松井嶺迪[1,2]
[1] IRID　[2]三菱重工

福島第一原子力発電所 1/2/3 号機内の燃料デブリ取り出しに向けて臨界管理技術の開発を進めている。本稿では，燃料デブリ取り出し時に，再臨界を防止するため溶解性中性子吸収材（五ホウ酸ナトリウム）を投入した場合に，地下水の流入等によりホウ素濃度が希釈されることも想定し，ホウ素濃度維持設備の成立性について検討した。

キーワード：福島第一原子力発電所事故、溶融燃料、デブリ、臨界安全、中性子吸収材

１．緒言

福島第一原子力発電所 1/2/3 号機内の燃料デブリ取り出しに向けて臨界管理技術の開発を進めている。本稿では，燃料デブリ取り出し時に，再臨界を防止するため溶解性中性子吸収材を投入した場合に，地下水の流入等によりホウ素濃度が希釈されることも想定し，ホウ素濃度維持設備の成立性について検討した結果を報告する。

２．ホウ素濃度維持設備成立性検討

PCV 循環冷却システムを新設した場合にホウ素濃度を維持するためのホウ素濃度調整装置について検討した。検討にあたっては，(1)トーラス室への地下水の流入があり，かつ PCV からトーラス室への五ホウ酸ナトリウム水（以下「ホウ酸水」と略す）のリークを考慮する必要があること，(2)トーラス室への地下水の流入によりホウ酸水が希釈され，ホウ酸濃度低下があること，かつ地下水流入による保有水の増加が課題となることを考慮した。トーラス室への地下水流入量については，現段階では 1F1～4 号機の全地下水流入量は 200m^3/日と推定されている。本検討では必要設備の大きさを把握する目的としているため，流入量を 4 基で等分し，2.1m^3/h/号機が全量トーラス室に流入したと仮定した。なお，トーラス室の水位を系外の地下水の水位より低い状態に保つことで，系外への冷却水の流出を防止できるものとする。また，PCV(D/W・S/C)からトーラス室への冷却水の流出については，原子炉格納容器漏洩箇所の補修技術の開発が進められている状況ではあるが，本検討では必要設備の大きさを把握する目的で，止水されないことを前提として，PCV(D/W・S/C)からトーラス室への冷却水の流出量は最大で 4.4m^3/h の条件とした。本検討における検討条件を図 1 にまとめる。なお，本検討においては，必要ホウ素濃度を 6,000ppm(asB)，管理濃度を 7,000ppm(asB)とした。

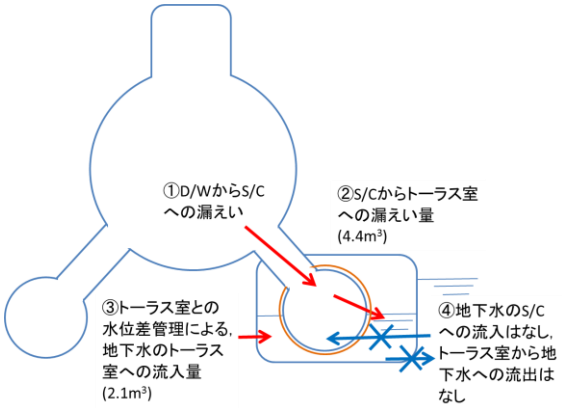


図 1 ホウ素濃度を維持するための設備の検討条件

３．検討結果

ホウ素濃度調整装置系統図を図 2 に示す。図の赤線で示すように，トーラス室から取水した冷却水は，受槽に貯水された後，濃縮缶に移送され濃縮缶により一定のホウ素濃度となるまで濃縮される。濃縮運転完了後，受槽の濃縮液を冷却循環システムに戻すとともに，凝縮液（蒸留水）を系外へ払い出すシステムの成立性を確認した。

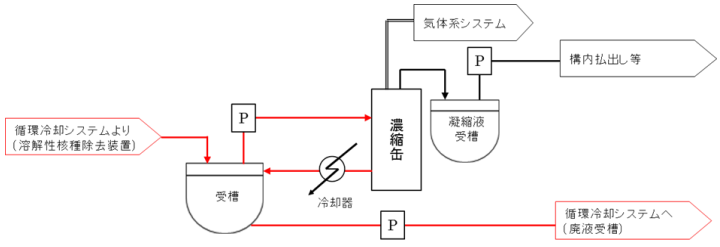


図 2 ホウ素濃度調整装置系統図

４．結果・考察

ホウ酸水が地下水により希釈されることを想定し，ホウ素濃度を維持できる設備の成立性を確認した。今後は，ホウ素濃度を自動計測するシステムの開発等によりホウ素濃度の測定頻度を低減できるシステムの構築について検討を進める。

謝辞

本件は，資源エネルギー庁『平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリ臨界管理技術の開発）」』の成果の一部を取りまとめたものである。

Yasuhiro Harada[1,2]　Makoto NAKANO[1,2]　Minefumi Matsui[1,2]
[1] IRID, [2] Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.,

界面活性剤自己集合体を用いた非溶解性中性子吸収材の開発

Development of the insoluble neutron absorbers using self-assembled surfactant aggregates

*牛尾 典明[1]，小栁 幸司[1]，寺崎 博幸[1]

[1]花王株式会社

福島第一原発において安全、かつ迅速に燃料デブリを取り出すことを目的として、非溶解性中性子吸収剤を用いた再臨界防止剤の開発を行っている。我々はビスコトップ（ＶＴ）による炭化ホウ素を担持した高粘度流動体が有効であると考えている。ＶＴは紐状ミセルを形成する界面活性剤自己集合体であり、放射線による分解が予測される。ＶＴの耐放射線性と高温における溶出耐性の改善検討を行った。

Keywords：Insoluble neutron absorbers，Surfactant，Viscotop，Worm-like micelles

1. 緒言

水溶液中において、界面活性剤は様々な形態の自己集合体を形成する。数多くの自己集合形態の中で、紐状ミセルは非常に高い粘弾性を有する流動体を形成する。紐状ミセルは多くの炭化ホウ素粒子を担持することが出来、またこの流動体は水中で燃料デブリの新しい破断面に展着することが出来る。それによって、ＶＴは再臨界防止に貢献出来るものと考えている。

2. ＶＴの放射線耐性

ＶＴはアルキルアリルスルホネート（アニオン）とアルキルアンモニウム塩（カチオン）とのコンプレックスである。ＶＴは積算照射量 100kGy 程度のγ線線量であれば問題ないが、デブリ取出し時に課題とされるような高いγ線積算照射線量（7200kGy）に曝されるとアニオンとカチオンは迅速に分解され、紐状ミセルが解体することにより粘弾性が喪失する。γ線に対する安定化剤を探索した結果、カチオンの分解率は抑制されるもののアニオンについては充分でないことが明らかとなった。そこで、アルキルアリルスルホネートをサリチル酸塩に代替することで分解率が抑制できることが分かった。



図 1. ビスコトップを用いた非溶解性中性子吸収材

3. 高温水に対する溶出耐性

ＶＴは高温水に溶解する。原子炉格納容器中では水が高温になる可能性があることから、高温に対する耐性が必要とされる。検討を進めた結果、カチオンのアルキル鎖長を長くすることにより高温水に対する溶解耐性が向上することが明らかとなった。

4. 結論

我々はＶＴを改良して燃料デブリの再臨界を防止するための非溶解性中性子吸収剤を開発した。放射線耐性、高温溶出性の改善を行ったが、まだまだ課題は多く残り更なる改善検討を行っている。本発表では最新知見を紹介する予定である。

謝辞　本研究は量子科学技術研究開発機構の施設共用制度を用いて実施した。

参考文献

[1] R.Ishibashi, T.Fujita, K.Ishii, Y.Harada,”Development of criticality prevention technology by using insoluble neutron absorbers for fuel debris removal in the FUKUSHIMA-DAIICHI nuclear power plants”, Proceedings of ICAPP 2017, Fukui and Kyoto, Apr.24-28

---

*Noriaki Ushio[1],Kouji Koyanagi[1] and Hiroyuki Terazaki[1]

[1]Kao Corporation

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：301-1 Reactor Physics, Utilization of Nuclear Data, Criticality Safety

Fri. Sep 15, 2017 10:50 AM - 11:55 AM JST | Fri. Sep 15, 2017 1:50 AM - 2:55 AM UTC | Room G C213 - C Block

[3G06-09] Criticality Safety

Chair:Masahiro Fukushima (JAEA)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[3G06] Study on Criticality Safety of Directly Disposed Spent PWR Fuel

(1)Estimation of a Subcriticality Criterion and Neutron Poison Amount Evaluation to Ensure Subcriticality

*Hiroshi Akie[1], Masaharu Kataoka[1,2], Kenya Suyama[1] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Current Affiliation: NAIS Co. Inc.)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[3G07] Study on Criticality Safety of Directly Disposed Spent PWR Fuel

(2)International Benchmark on Reflector Effect of SiO_2

*Kenya Suyama[1], Hiroshi Akie[1], Masaharu Kataoka[1,2], Kento Yamamoto[1,3] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. NAIS Co. Inc., 3. Nuclear Fuel Industries, Ltd.)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[3G08] Confirmation of critical limit on low enriched UO_2 fuel using MVP / JENDL4

(1)The validation using the critical experiments benchmark calculation

*shigeaki aoki[1], takeshi nakamura[1] (1. MNF)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[3G09] Confirmation of critical limit on low enriched UO_2 fuel using MVP / JENDL4

(2)Confirmation of critical limit

*TAKESHI NAKAMURA[1], SHIGEAKI AOKI[1] (1. Mitsubishi Nuclear Fuel)

11:50 AM - 11:55 AM JST | 2:50 AM - 2:55 AM UTC

Time reserved for Chair

使用済 PWR 燃料直接処分時の臨界安全に関する検討
(1) 未臨界判定基準増倍率の推定と未臨界性確保のための中性子毒物量の評価

Study on Criticality Safety of Directly Disposed Spent PWR Fuel
(1) Estimation of a Subcriticality Criterion and Neutron Poison Amount Evaluation to Ensure Subcriticality

*秋江拓志 [1]　片岡理治 [1,2]　須山賢也 [1]
[1] 原子力機構　[2](株) ナイス (現所属)

軽水炉使用済燃料直接処分等の代替処分技術に関する検討の一部として、臨界安全ベンチマーク実験のデータベースである ICSBEP に収録された実験から PWR 燃料処分体系と類似性が高い 134 体系を選び臨界計算を実施することにより、未臨界判定の基準増倍率を 0.98 と推定した。また、処分後の使用済燃料が臨界に最適な条件で再配置する仮想的な状況において未臨界を確保できる中性子毒物の必要量を評価した。

キーワード：PWR、使用済燃料、直接処分、未臨界判定基準増倍率、中性子毒物

1. はじめに

直接処分時の PWR 使用済燃料の臨界安全性検討の一環として、使用済燃料の未臨界判定の基準となる増倍率値の推定、および処分容器破損後に使用済燃料が最も臨界になりやすい条件で再配置する仮想的な状況においても未臨界を確保できる中性子毒物量の評価を実施した。

2. 未臨界判定基準増倍率

臨界安全ベンチマーク実験のデータベースである ICSBEP から、PWR 燃料処分容器体系との類似性が高い体系を、SCALE コードの TSUNAMI-IP モジュールによる類似性評価手法[1] により選択し、それらの体系の増倍率を連続エネルギーモンテカルロコード MVP と JENDL-4.0 核データにより計算した。PWR 燃料処分体系と類似性が高いと判断された 134 体系の増倍率計算値分布のヒストグラムを図 1 に示す。臨界安全ハンドブック[2] に示される評価手順に従い、未臨界判定の基準増倍率として 0.98 を推定した。

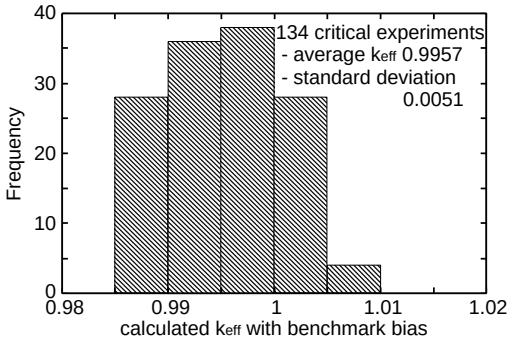


図 1　PWR 使用済燃料類似体系の増倍率度数分布

3. 中性子毒物量

充分に厚い反射体に囲まれた球形の水減速材領域中に PWR 使用済燃料粒子が臨界に最適な体積割合で分布した体系において、水減速材中に燃料粒子のほかに中性子毒物として Gd_2O_3 を添加した劣化 UO_2 粒子を配置した体系での増倍率を MVP と JENDL-4.0 核データを用いて計算し、体系を未臨界に保つために必要な毒物量を評価した。未臨界判定の基準増倍率は 0.95 あるいは 0.98 とした。想定される処分容器の大きさより PWR 燃料集合体数 4 体あるいは 2 体分の燃料を考え、燃焼度 45GWd/t、処分後 18,000 年の燃料組成のうち燃焼度クレジットを適用した 11 アクチニド+12FP あるいは 11 アクチニドのみを考慮した。燃料と毒物粒子の径は燃料ペレット径と同じ 8.2mm とし、燃料と毒物粒子がランダムに分布する幾何形状モデルを使用し、規則的粒子配置モデルとの増倍率の差から増倍率を補正した。毒物粒子中の Gd_2O_3 添加割合を変えた場合に、体系を未臨界とするために必要な燃料/毒物粒子比をアクチニドのみを考慮した燃料組成の体系について評価した結果を図 2 に示す。燃料棒と同じ径と長さの毒物棒装荷本数の上限は 25 本/集合体であり、これは燃料/毒物体積比の下限 10.56 に相当する。図 2 の結果は、現実的な Gd_2O_3 添加割合の毒物を用いて、10.56 より大きな燃料/毒物比 (集合体あたり 25 本より少ない毒物棒本数) で体系の未臨界を確保できることを示している。

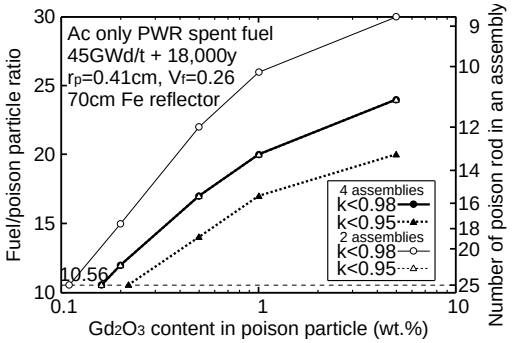


図 2　使用済燃料体系 (アクチニドのみ考慮) の未臨界に必要な毒物量

本検討は、資源エネルギー庁「平成 28 年度地層処分技術調査等事業（直接処分等代替処分技術開発）」の一部として実施した。

[1] Broadhead et al., Nucl.Sci.Eng. Vol.146, p.340 (2004).
[2] 日本原子力研究所, JAERI 1340 (1999).

Hiroshi AKIE[1]　Masaharu KATAOKA[1,2]　Kenya SUYAMA[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency　[2]Current Affiliation:NAIS Co. Inc.

使用済 PWR 燃料直接処分時の臨界安全に関する検討
（2）SiO_2 の反射体効果に関する国際ベンチマーク

Study on Criticality Safety of Directly Disposed Spent PWR Fuel

(2) International Benchmark on Reflector Effect of SiO_2

*須山 賢也[1]，秋江 拓志[1]，片岡 理治[1,2]，山本 健士[1,3]

[1]原子力機構，[2]（株）ナイス（現所属），[3]原子燃料工業（株）（現所属）

軽水炉使用済燃料直接処分等の代替処分技術に関する検討の一部として、直接処分燃料の臨界安全性にかかわる検討を実施している。その検討に資するため SiO_2 の反射体効果に関する国際ベンチマークを実施してきたので、結果の概要を報告する。

キーワード：使用済燃料，直接処分，SiO_2，反射体効果, OECD/NEA，ベンチマーク

1. 緒言

使用済燃料の直接処分では燃料収納容器の周囲に二酸化珪素（SiO_2）が大量に存在している。SiO_2 については反射体効果が軽水よりも大きい事が指摘されており[1]、それを定量的に確認しておくことが必要である。そのため筆者等は、2014 年に OECD/NEA/NSC/WPNCS の使用済燃料臨界性専門家会合に SiO_2 の反射体効果を評価するためのベンチマーク問題を提案し、その取りまとめを行ってきた。

2. ベンチマークの概要

筆者らが提案した本ベンチマークでは、PWR 17×17 燃料集合体の周囲に正方形の反射体領域を設定し、その厚さを 120cm まで増加させて臨界計算を実施する。集合体内の減速材と周囲の反射体領域には、乾燥あるいは湿潤 SiO_2 または H_2O を考慮する。燃焼度 30GWd/t 及び 45GWd/t、冷却時間 0 年、3 万年、2000 万年として、NEA の燃焼度クレジットベンチマークで考慮するアクチノイド及び核分裂生成物核種に加え、^{237}Np の娘核種である ^{233}U の組成を ORLIBJ40 で評価してベンチマーク問題として与えた。

3. ベンチマークの結果

本ベンチマークには 8 ヶ国 10 機関が参加し、15 ケースの結果が筆者らに送付された。図 1 に各機関が評価した反射体効果（反射体による中性子増倍率の増加割合(%)）の平均値を示す。H_2O が減速材である 3 ケース（H_2O mod.）に比較し、湿潤 SiO_2 を減速材とする場合（wet SiO_2 mod.）の反射体効果は大きい。H_2O を減速材とする 3 ケースを比較すると、最大の反射体効果は、乾燥 SiO_2 反射体（dry SiO_2 ref.）、湿潤 SiO_2 反射体（wet SiO_2 ref.）、H_2O 反射体（H_20 ref.）で大きな差は無いが、最大の効果が得られる反射体厚さについては、乾燥 SiO_2 反射体は H_2O 反射体や湿潤 SiO_2 反射体に対して 3 倍程度の厚さが必要である。なお燃料組成の違いやベンチマーク参加機関に反射体効果の有意な差は見られなかった。本検討は平成 26 年度地層処分技術調査等事業（使用済燃料直接処分技術開発）および 平成 27 年度及び平成 28 年度の経済産業省資源エネルギー庁委託事業「地層処分技術調査等事業（直接処分等代替処分技術開発）」の一部として実施した。

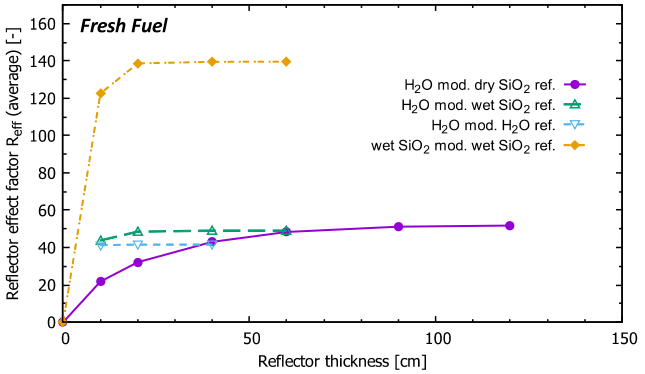


図 1 反射体効果の比較

参考文献

[1] 奥野等,“二酸化珪素または水を減速材とした臨界及び未臨界アクチニド濃度の計算,”2006 年原子力学会秋の大会

*Kenya Suyama[1], Hiroshi Akie[1], Masaharu Kataoka[2] and Kento Yamamoto[3]

[1] Japan Atomic Energy Agency, [2] Current Affiliation:NAIS Co. Inc., [3] Current Affiliation:Nuclear Fuel Industries, Ltd.

MVP/JENDL4 を用いた低濃縮度 UO_2 燃料に係る核的制限値の確認 (1)臨界実験ベンチマーク計算による妥当性評価

Confirmation of critical limit on low enriched UO_2 fuel using MVP / JENDL4

(1) The validation using the critical experiments benchmark calculation

*青木　繁明，中村　剛

三菱原子燃料(株)

核的制限値の裕度を最新の知見に基づき確認するため、3 次元連続エネルギーモンテカルロコード MVP 及び断面積データセット JENDL4 を適用した。本報告では、適用する MVP/JENDL4 に対し、臨界実験データや国際ベンチマーク ICSBEP を対象に妥当性を確認し、推定臨界下限増倍率を評価した。また、JAEA で開発されている MVP3β を用いての臨界評価も実施した。

キーワード：MVP、JENDL4、核的制限値、UO_2 燃料、推定臨界下限増倍率、MVP3β

1. 緒言

核的制限値とは、臨界安全ハンドブックでの手順に従い、臨界ベンチマーク実験をもとに設定した推定臨界下限増倍率を満足するように計算を行い定めることとしている。また、2009 年に発行された臨界安全ハンドブックデータ集第 2 版では、MVP/JENDL3.2 を使用した核的制限値が評価例として記載されているが、本報告では MVP.20/JENDL4 を使用し臨界評価の妥当性を確認する。また、MVP3β/JENDL4 の結果も記載する。

2. 臨界ベンチマークを用いた臨界評価

MVP/JENDL4 の妥当性を確認するため臨界実験及びベンチマーク 175 ケースを対象に臨界計算を実施し、10wt%濃縮度以下の燃料を対象にした 129 ケースにつき下記の表にまとめた。また、臨界安全ハンドブック・データ集第 2 版[1]及び JAEA で実施された ICSBEP の評価結果[2]から、MVP/JENDL3.2 及び MVP2.0/JENDL4 との比較も実施した。(49 ｹｰｽ)

尚、MVP2.0 と MVP3β では遅発中性子スペクトルの取扱が異なり、MVP2.0 では即発中性子スペクトルで取り扱うが MVP3β は遅発中性子スペクトルも考慮している。

	計算値 Keff 値及び C/E 値		JAEA 公開文献 Keff 及び C/E 値
MVP/ JENDL3.2	-------		1.0070 1.0073(C/E)
MVP2.0/ JENDL4	0.9971 0.9973(C/E) (129 ｹｰｽ)	0.9980 0.9984(C/E) (49 ｹｰｽ)	0.9985 0.9989(C/E) (49 ｹｰｽ)
MVP3β/ JENDL4	0.9978 0.9980(C/E) (129 ｹｰｽ)		-------

3. 結論

MVP2.0/JENDL4 及び MVP3β/JENDL4 での評価結果は、C/E 値で 0.9973 及び 0.9980 であり各々誤差 0.27%及び 0.20%でベンチマーク及び臨界実験と一致しており、妥当であることを確認した。また、MVP2.0/JENDL4 に関し JAEA で実施した評価結果と実施した評価は精度良く一致していることを確認した。

参考文献

[1] 臨界安全ハンドブック・データ集第 2 版 JAEA-Data/Code 2009-010

[2] JENDL-4.0 に基づく連続エネルギーモンテカルロコード MVP 用の中性子断面積ライブラリーの作成と ICSBEP ハンドブックの臨界性ベンチマーク解析への適用 JAEA-Data/Code 2011-010

*Shigeaki Aoki and Takeshi Nakamura　Mitsubishi Nuclear Fuel Co., LTD.

MVP/JENDL4 を用いた低濃縮度 UO_2 燃料に係る核的制限値の確認
(2) 核的制限値の確認

Confirmation of critical limit on low enriched UO_2 fuel using MVP / JENDL4

(2) Confirmation of critical limit

青木　繁明，*中村　剛

三菱原子燃料(株)

本報告では、最新知見に基づく評価手法として 3 次元連続エネルギーモンテカルロコード MVP 及び断面積データセット JENDL4 を適用して評価した核的制限値が、臨界安全ハンドブックデータ集第 2 版で示された核的制限値に比べてより裕度のある値となることを確認した。

キーワード：MVP，JENDL4，核的制限値，UO_2 燃料，推定臨界下限増倍率，MVP2.0

1. 緒言

2009 年に発行された臨界安全ハンドブックデータ集第 2 版[1]では、MVP/JENDL3.2 を使用した核的制限値が評価例として記載されているが、JENDL3.2 を使用した評価値は保守的な値となる[2]。また、臨界安全ハンドブックでは、核的制限値の設定手順も示されており、臨界ベンチマーク実験をもとに設定した推定臨界下限増倍率を満足するように計算を行い、定めることになっている。本件では、MVP2.0/JENDL4 を使用して核的制限値を評価し、臨界安全ハンドブック記載値よりも裕度のある核的制限値となることを確認した。

2. 核的制限値の確認

核的制限値には形状制限及び質量制限がある。臨界安全ハンドブックデータ集第 2 版の記載値[1]及び MVP2.0/JENDL4 を使用した本件評価結果を下記の表に示す。断面積データセットの違いに基づく差により、MVP2.0/JENDL4 を使用した本件評価結果は、臨界安全ハンドブックデータ集第 2 版の記載値よりも裕度のある値であることが分かる。

化学形態（均質）	臨界管理因子		核的制限値	
			MVP／JENDL3.2＊1	MVP2.0／JENDL4＊2
UO_2-H2O	形状制限	直径	24.2 ㎝	24.5 ㎝
		厚み	11.2 ㎝	11.4 ㎝
		容積	23.7 ℓ	24.7 ℓ
ADU-H_2O		直径	25.4 ㎝	25.7 ㎝
		厚み	12.0 ㎝	12.2 ㎝
		容積	26.4 ℓ	27.9 ℓ
UO_2-H_2O	質量制限	質量	31.1 kgU	32.8 kgU

＊1：ヒストリー数 100 万程度で評価。　＊2：ヒストリー数 1000 万で評価。

3. 結論

臨界安全ハンドブックデータ集第 2 版で記載されている MVP/JENDL3.2 の評価は保守的であり、MVP2.0/JENDL4 を適用することにより、より裕度のある核的制限値となることを確認した。

参考文献

[1] 臨界安全ハンドブック・データ集第 2 版 JAEA-Data/Code 2009-010

[2] KRITZ-2 臨界実験のベンチマーク解析 JAERI-Research　2005-018

Shigeaki Aoki and *Takeshi Nakamura

Mitsubishi Nuclear Fuel Co., LTD.

General Meeting

Fri. Sep 15, 2017 12:00 PM - 1:00 PM JST | Fri. Sep 15, 2017 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room G C213 - C Block

[3G_GM]「若手連絡会（YGN）」第23回全体会議

[3G_GM] General Meeting

General Meeting

[3G_GM]「若手連絡会（ YGN）」第23回全体会議

Fri. Sep 15, 2017 12:00 PM - 1:00 PM Room G (C213 - C Block)

[3G_GM]General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network：Young Generation Network

Fri. Sep 15, 2017 1:00 PM - 2:30 PM JST | Fri. Sep 15, 2017 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room G C213 - C Block

[3G_PL] Confronting the decommissioning of the Fukushima-Daiichi Nuclear Power Station

Chair: Shin-etsu Sugawara (CRIEPI, YGN)

[3G_PL01] Commemorative address of the Prize of Social and Environmental Division

*Hiroshi Kainuma[1] (1. Ritsumeikan Univ.)

[3G_PL02] Experience of the international cooperation in the field of decommissioning

*Takafumi Ihara[1] (1. TEPCO HD)

[3G_PL03] Panel Discussion

*Kenta Horio[1,2], Hiroshi Kainuma[3], Takafumi Ihara[4] (1. Univ. of Tokyo, 2. YGN, 3. Ritsumeikan Univ., 4. TEPCO HD)

2017年秋の大会

YGN セッション

福島第一原発の廃炉と向き合う

Confronting the decommissioning of the Fukushima-Daiichi Nuclear Power Station

本セッションは、YGN が主催、社会・環境部会が共催で開催する。

まず、平成 28 年度社会・環境部会賞（優秀活動賞）を受賞した立命館大学の開沼博氏に、受賞の対象になった活動・研究のうち、特に廃炉に関係する活動について講演していただく。福島の地域社会の復興の実相や課題については、すでに同氏から 2016 年春の年会にてお話しいただいているが、近著『福島第一原発廃炉図鑑』(2016 年 6 月刊行) と、関連する「福島第一原発廃炉独立調査研究プロジェクト」については、原子力専門家・実務者の間ではまだ十分には共有されていない。YGN では、原子力に携わる若手が、福島の廃炉をめぐる諸課題について、各々の所属組織や立場によって程度の差はあれども、生涯にわたる原子力のキャリアを通じて継続的に考えていくことが必要であるという認識を強く持っており、これまでにも福島第一の視察等の活動を行ってきた。開沼氏の主導する上記の活動は、「福島第一原発の廃炉の情報をわかりやすく皆で共有し、そこに何らかの形で関わる機会をつくること」を目的としており、これは YGN の目指す方向性と合致していることから、今回のセッションを企画する。

開沼氏の講演とあわせて、現在廃炉分野で進められている国際協力の経験について、実務経験のある若手から話題提供をいただく。さらに、両講演者及び YGN からの討論者 1 名を加えて、廃炉の実情や課題、廃炉問題について若手として持つべき視座等についてパネル討論を行う。

（参考）

平成 28 年度社会・環境部会　優秀活動賞：（立命館大学）開沼博氏

（授賞理由）福島原発事故とその被害、そして地域社会の回復・復興の実相を、根拠のあるデータを通じて人々が見つめるために必要な情報発信・接触機会提供の様々な活動

2017年秋の大会

YGN セッション

福島第一原発の廃炉と向き合う

Confronting the decommissioning of the Fukushima-Daiichi Nuclear Power Station

本セッションは、YGN が主催、社会・環境部会が共催で開催する。

まず、平成 28 年度社会・環境部会賞（優秀活動賞）を受賞した立命館大学の開沼博氏に、受賞の対象になった活動・研究のうち、特に廃炉に関係する活動について講演していただく。福島の地域社会の復興の実相や課題については、すでに同氏から 2016 年春の年会にてお話しいただいているが、近著『福島第一原発廃炉図鑑』(2016 年 6 月刊行) と、関連する「福島第一原発廃炉独立調査研究プロジェクト」については、原子力専門家・実務者の間ではまだ十分には共有されていない。YGN では、原子力に携わる若手が、福島の廃炉をめぐる諸課題について、各々の所属組織や立場によって程度の差はあれども、生涯にわたる原子力のキャリアを通じて継続的に考えていくことが必要であるという認識を強く持っており、これまでにも福島第一の視察等の活動を行ってきた。開沼氏の主導する上記の活動は、「福島第一原発の廃炉の情報をわかりやすく皆で共有し、そこに何らかの形で関わる機会をつくること」を目的としており、これは YGN の目指す方向性と合致していることから、今回のセッションを企画する。

開沼氏の講演とあわせて、現在廃炉分野で進められている国際協力の経験について、実務経験のある若手から話題提供をいただく。さらに、両講演者及び YGN からの討論者 1 名を加えて、廃炉の実情や課題、廃炉問題について若手として持つべき視座等についてパネル討論を行う。

（参考）

平成 28 年度社会・環境部会　優秀活動賞：（立命館大学）開沼博氏

（授賞理由）福島原発事故とその被害、そして地域社会の回復・復興の実相を、根拠のあるデータを通じて人々が見つめるために必要な情報発信・接触機会提供の様々な活動

Planning Lecture | Technical division and Network | Young Generation Network

[3G_PL] Confronting the decommissioning of the Fukushima-Daiichi Nuclear Power Station

Chair: Shin-etsu Sugawara (CRIEPI, YGN)

Fri. Sep 15, 2017 1:00 PM - 2:30 PM Room G (C213 - C Block)

[3G_PL03]Panel Discussion

*Kenta Horio[1,2], Hiroshi Kainuma[3], Takafumi Ihara[4] (1. Univ. of Tokyo, 2. YGN, 3. Ritsumeikan Univ., 4. TEPCO HD)

©Atomic Energy Society of Japan

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：301-1 Reactor Physics, Utilization of Nuclear Data, Criticality Safety

Fri. Sep 15, 2017 2:45 PM - 3:50 PM JST | Fri. Sep 15, 2017 5:45 AM - 6:50 AM UTC | Room G C213 - C Block

[3G10-13] Subcriticality Experiment and Evaluation 1

Chair:Atsushi Sakon (Kindai Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[3G10] Student experiments using subcritical core with natural uranium

*Tsuyoshi Misawa[1] (1. Kyoto University Research Reactor Institute)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[3G11] Study on Data Assimilation Techniques using Subcritical Experiment

*Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1] (1. Nagoya University)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[3G12] A research for the estimation of a prompt neutron decay constant using linear combination method.

*Ryota Katano[1], Kazufumi Tsujimoto[1] (1. JAEA)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[3G13] Application of bias factor method for effective delayed neutron fraction using subcritical experiment data

*Toshiki Kimura[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1] (1. Nagoya University)

3:45 PM - 3:50 PM JST | 6:45 AM - 6:50 AM UTC

Time reserved for Chair

天然ウランを用いた未臨界体系での学生実験

Student Experiments using Subcritical Core with Natural Uranium

*三澤 毅
京都大学原子炉実験所

京大炉の KUCA は新規制基準対応で約 3 年間運転を行うことができなかったため、大学院生実験での代替実験として天然ウランを用いた未臨界体系での実験を行った。

キーワード：学生実験、未臨界実験、指数実験、反応率分布測定

1. 緒言　京都大学臨界実験装置（KUCA）は研究炉に対する新規制基準への対応のため 2014 年 3 月から約 3 年間運転を行うことができなかった。例年実施していた全国大学院生実験は各大学のカリキュラムに組み込まれており代替の実験を行う必要があるため、天然ウランを用いた未臨界体系での実験を実施した。

2. 指数実験　実験では天然ウラン板とポリエチレン板の単位セルからなる燃料（長さ約 50cm）をアルミ管を挿入したものを図 1 のように積み重ね、周囲をポリエチレン反射体で囲み、^{252}Cf 中性子源を燃料領域の端に挿入した未臨界体系を構成した。単位セルの構成はウラン板の保有枚数を考慮して体系の実効増倍率をできるだけ大きくするように決めた。アルミ管の本数を段階的に増加させることで実効増倍率を変化させて、各体系において ^{3}He 検出器を用いて逆増倍率曲線の測定、および ^{3}He 検出器を移動させることで反応率分布を測定する指数実験を行った（In の放射化法による反応率分布測定も実施、図 2）。天然ウランとポリエチレンの組み合わせのため臨界となる体系の大きさを決定することはできないが、KUCA での通常の院生実験で行っていた臨界近接実験の方法の習得、および増倍率の変化に対する反応率分布の形状変化、および放射化法を学習することができる。

3. 考察　実験後の学生のレポートや感想文から、未臨界体系ではあったが連鎖反応による中性子の増倍を理解する上で役立つ実験内容となったと考えられるが、実験テキストの内容、減速材に黒鉛を用いるなど未臨界体系の構成方法は今後の検討課題である。規制のバックフィット等の対応のため、将来的に KUCA の実験ができない期間が生じうる可能性があるため、未臨界での大学院生実験の対応ができるように準備しておく必要がある。

謝辞　実験指導や講義を担当して頂いた各大学の引率教員の先生方に感謝いたします。

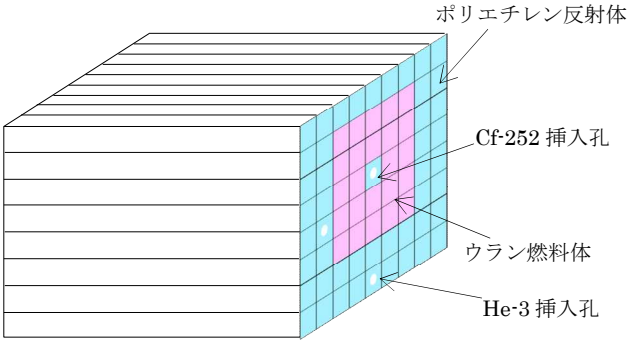


図 1　未臨界体系

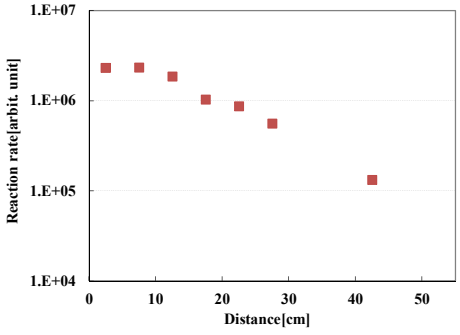


図 2　In の反応率分布

* Tsuyoshi Misawa
Kyoto Univ. Research Reactor Institute

未臨界実験を活用したデータ同化手法に関する研究

Study on Data Assimilation Techniques using Subcritical Experiment

*遠藤 知弘[1], 山本 章夫[1]

[1]名古屋大学

未臨界実験の測定結果(即発中性子減衰定数α)を活用することで、ランダムサンプリング法に基づくデータ同化手法(尤度を利用したベイズ推定、バイアス因子法)により、核データ共分散に起因した核特性(実効増倍率k_{eff}、実効遅発中性子割合β_{eff}、中性子生成時間Λ、即発中性子寿命ℓ)予測結果の不確かさ低減を試みた。

キーワード：未臨界実験、データ同化、バイアス因子法、ベイズ推定、即発中性子減衰定数

1. 緒言　数値解析による核特性予測結果のバイアス・不確かさ低減手法として、炉定数調整法やバイアス因子法等のデータ同化手法が挙げられる。従来法では主に臨界実験の測定結果が活用されてきた。この場合、臨界実験の測定値(k_{eff}や反応率比)の核データに対する感度係数を摂動論により効率よく評価し、感度係数と核データ共分散を用いてデータ同化を行う。近年、データ同化手法の更なる活用・実用化に向け、感度係数評価が不要なランダムサンプリング(RS)法に基づいた手法に我々は注目している。RS 法の場合、任意の種類の測定結果を複数個組み合わせて、測定結果と相関がある核特性予測精度を改善可能である。本研究では、感度係数評価手法が確立されていない「未臨界実験の測定結果(即発中性子減衰定数α)」を活用したデータ同化手法に関する研究として、RS 法に基づいた以下 2 つの手法について比較を実施した。

2. 尤度を利用したベイズ推定(手法①)　数値計算で予測された核特性$\vec{R}^{(2)}$の事前確率分布を$P(\vec{R}^{(2)})$とする。ベイズ理論に基づくことで、測定値$\vec{R}^{(1)}_{\mathrm{exp}}$を得た後の事後確率分布$P\left(\vec{R}^{(2)}\middle|\vec{R}^{(1)}_{\mathrm{exp}}\right)$は$\mathcal{L}\left(\vec{R}^{(2)}\middle|\vec{R}^{(1)}_{\mathrm{exp}}\right)P(\vec{R}^{(2)})$により推定できる($\mathcal{L}\left(\vec{R}^{(2)}\middle|\vec{R}^{(1)}_{\mathrm{exp}}\right)$：尤度関数)。本手法では、まず RS 法により事前分布として N 個の標本$\vec{R}^{(1)}_i, \vec{R}^{(2)}_i$を得る($i = 1\sim N$)。次に測定値との差異$\Delta\vec{R}^{(1)}_i = \vec{R}^{(1)}_i - \vec{R}^{(1)}_{\mathrm{exp}}$から尤度$w_i = \mathrm{e}^{-\Delta\vec{R}^{(1)T}_i(\mathbf{V}^{(11)}_{\mathrm{exp}}+\mathbf{V}^{(11)}_{\mathrm{model}})^{-1}\Delta\vec{R}^{(1)}_i}$を求める。重み$w_i/(\sum_{i=1}^{N} w_i)$を用いて事後分布の期待値・信用区間を算出することでデータ同化を行う。本手法は、事前分布が非正規性や多峰性を示す場合でも容易に適用できる利点があるが、データ同化後に縮退(少数の標本のみ重みが大きく、残り多数の標本は重みが小さい)による統計精度悪化の問題が生じ得る。

3. RS 法に基づくバイアス因子法(手法②)　上述したベイズ推定において測定値の確率分布$P(\vec{R}^{(1)}_{\mathrm{exp}})$、予測された核特性の事前・事後確率分布$P(\vec{R}^{(2)}), P\left(\vec{R}^{(2)}\middle|\vec{R}^{(1)}_{\mathrm{exp}}\right)$が多変量正規分布に従うと近似した場合、RS 法により推定された核特性$\vec{R}^{(1)}, \vec{R}^{(2)}$間の共分散行列から、データ同化後の期待値・共分散を推定できる(詳細は[1])。

4. 検討　京都大学臨界集合体実験装置(KUCA)PbBi 装荷 ADS 実験を対象として、SCALE6.2/Sampler/NEWT 及び PARTISN により双子実験を実施した。RS 法における標本数 300 として、4 つの未臨界体系における即発中性子減衰定数α測定値を用いたデータ同化後の核特性不確かさ(1σ)を図 1 に示す。$k_{\mathrm{eff}}, \Lambda$の不確かさを低減でき、両手法の不確かさは同程度である。ただし、仮想真値を 100 回変化させた場合、データ同化後の不確かさ 1.96σ(95%信用区間)内に真値が含まれる被覆確率は手法①,②で約 80, 94%であり、手法①で過小評価の傾向がある。

謝辞　本研究は JSPS 科研費(17K14909)の助成による。

参考文献　[1] T. Endo, et al., *J. Nucl. Sci. Technol.*, **53**, p.1494 (2016).

* Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1]

[1]Nagoya Univ.

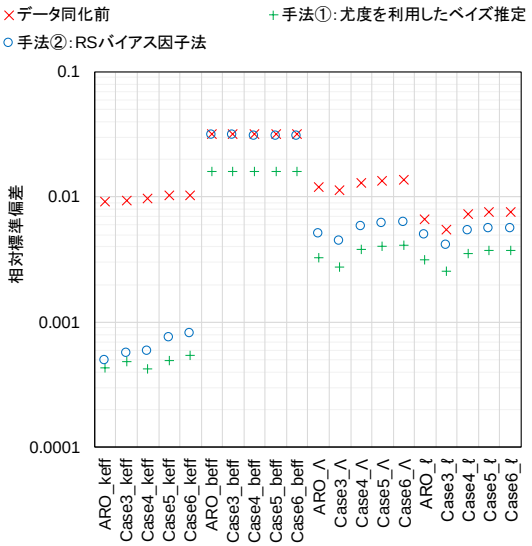


図 1 データ同化後の核特性($k_{\mathrm{eff}}, \beta_{\mathrm{eff}}, \Lambda, \ell$)不確かさ(相対標準偏差)の比較

線形結合法による即発中性子減衰定数の推定に関する検討

A research for the estimation of a prompt neutron decay constant using linear combination method.

*方野 量太[1], 辻本 和文[1]

[1] 日本原子力研究開発機構

パルス中性子法における即発中性子減衰定数の推定について、中性子計数率の時間変化に関する複数の検出器での測定結果を活用し、その線形結合により高次モードの影響を低減する新たな推定法を提案する。また、本推定法の妥当性を、簡易なモンテカルロ計算を通じて確認した。

キーワード：パルス中性子源法、即発中性子減衰定数、線形結合

1. 緒言

パルス中性子源法では、未臨界体系にパルス中性子を打込み後の中性子計数率の時間変化を式(1)でフィッティングして即発中性子減衰定数α_0 を測定する。実際には、パルス入射直後は多数の高次モード成分を含んでいるため、高次モード成分が十分に減衰した後にフィッティングを行う必要がある。一方で、高次モードの影響は検出器の位置によって異なっており、高次モードの減衰が遅く時間的減衰が期待できない検出器のデータでは、α_0 の測定値に誤差が生じる。通常、高次モードの影響が小さい位置で測定を行うのが理想的であるが、測定上の制約から必ずしもそれが可能ではない場合がある。そこで本研究では、高次モードの影響の異なる複数の検出器で得られた測定値を線形結合させることによって、高次モードの影響を低減させたα_0 の推定手法について検討した。

$$C(t) = B\exp(-\alpha_0 t) + D \quad (1)$$

$$c_i(t) = \sum_{j=0} b_{ij}\exp(-\alpha_j t) + d_i \quad (2)$$

$$\sum_i w_i b_{ij} = 0 (j \geq 1) \quad (3)$$

$$\exp(-\alpha_0^{(k)} t) = \sum_i w_i^{(k)} c_i(t) + f^{(k)} \quad (4)$$

$$\sum_i w_i^{(k)} c_i(t) + f^{(k)} = p^{(k+1)} \cdot \exp(-a_0^{(k+1)}) \quad (5)$$

2. 線形結合法

高次モードを考慮すると、検出器 i における中性子計数率 $c_i(t)$ は式(2)のように複数の指数関数の線形結合で与えられる。したがって、式(3)を満たす(高次モード成分が 0 となる)ように結合係数 w_i を決定し、$c_i(t)$の線形結合を取れば、線形結合結果は基本モード成分のみで与えられるため、これをフィッティングすることで高次モードの影響を低減したα_0 の推定が可能となる。しかし、b_{ij} は未知の値であるため、式(3)を満たす w_i を直接決定することは難しい。そこで次の反復法によってα_0を決定する。単一の指数関数のみ取り出すため、α_0 の近似値$\alpha_0^{(k)}$が得られているとし、式(4)が成り立つように最小二乗法によって結合係数 $w_i^{(k)}$と定数 $f^{(k)}$ (定常成分に対応)を決定する。$\alpha_0^{(k)}$は近似値であるものの、式(4)による線形結合結果はより単一の指数関数に近く、高次モードの影響が低減されると期待できる。次に式(5)によって、線形結合された中性子計数率を指数関数でフィッティングすれば、高次モードの影響がより小さい$\alpha_0^{(k+1)}$を求めることができる。これを反復し収束させることで、高次モードの影響が低減されたα_0 の測定が可能となる。

3. 数値計算

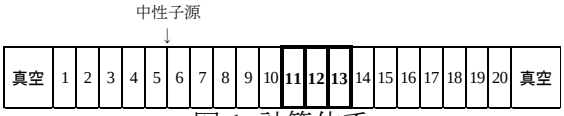


図 1 計算体系

1 次元 1 群 1 領域の未臨界体系(図 1)で、時間依存固定源計算により線形結合法の適用性について検討した。平板厚さはλモード固有値のドミナンス比が 0.95 となるように設定し、生成断面積は平板の実効増倍率が 0.97 となるように調整し、実効増倍率から換算されるα_0 = 1015.22 [1/sec]を参照値とした。平板内の 3 領域(#11~13 図 1)の中性子束の時間変化に対して、3 領域それぞれ独立に式(1)を用いた場合と線形結合法を用いた場合のα_0の推定を行った。図 2 にフィッティング開始時間を 0.0 ~ 5.0×10^{-3} 秒に変化させた場合の参照値との相対差異を示す。従来法では高次モードの減衰が十分ではない時間領域で、差異が大きく検出器間のばらつきも大きい。一方で、線形結合法では、パルス入射直後を除いて参照値とよく一致した安定したα_0が得られることを確認し、線形結合法の妥当性を確認した。

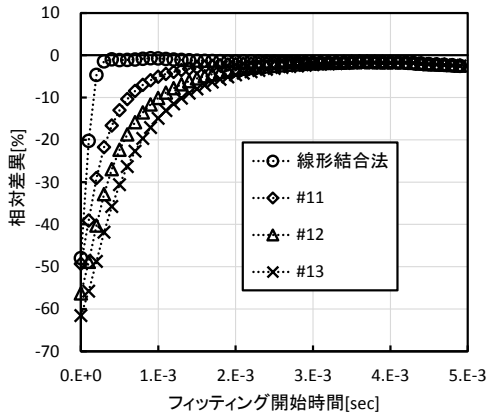


図 2 α_0の参照値との差異

4. 結論

複数の検出器における中性子計数率の線形結合を取ることによって高次モードの影響が低減された即発中性子減衰定数の推定法を提案し、簡単な数値計算を通じて妥当性を確認した。今後の課題として、統計誤差評価や検出器の数え落としの効果について検討を行う。

*Ryota Katano[1], Kazufumi Tsujimoto[1]

[1]JAEA

未臨界実験データを用いた実効遅発中性子割合に対するバイアス因子法の適用

Application of Bias Factor Method for Effective Delayed Neutron Fraction Using Subcritical Experiment Data

*木村 俊貴[1]，遠藤 知弘[1]，山本 章夫[1]
[1]名古屋大学

加速器駆動システム(ADS)の核特性の解析精度を向上させるため、未臨界実験で得られた測定結果を用いたバイアス因子法について検討を進めている。本研究では、実効増倍率や実効遅発中性子割合に対するバイアス因子法の適用において、未臨界度測定において直接測定が可能な量である面積比と即発中性子減衰定数を利用することについて検討した。

キーワード：未臨界実験，面積比法，即発中性子減衰定数，実効遅発中性子割合，バイアス因子法

1. 緒言

加速器駆動システム(ADS)の設計において、核特性の予測には様々な不確かさが存在する。従来のバイアス因子法は、類似した体系における臨界実験と解析を行い、これらの差異を反映した補正を行うことで、核特性予測の不確かさを低減させる手法である。本研究では、ADS の解析においてランダムサンプリング法によるバイアス因子法[1]を適用する際に、未臨界実験によって得られるデータを利用する手法を検討している。

2. 検証計算

MA 装荷 ADS を想定した 1 次元円柱体系を対象として、即発中性子減衰定数αおよび 2 か所の検出器位置における面積比AR[2]の測定結果を用いて、バイアス因子法により、同体系における実効増倍率k_{eff}や実効遅発中性子割合β_{eff}の核データに起因する不確かさを、低減可能かどうか検討した。本手法の適用性評価のため、仮想的な測定結果およびk_{eff}とβ_{eff}の真値として、核データ共分散に基づいて別途ランダムサンプリングした計算値を利用した、仮想的な数値実験を実施した。そして、k_{eff}やβ_{eff}のバイアス因子法による補正後の値と仮想的な真値との差異から補正の妥当性を評価した。

3. 結果

図 1 に、補正を行う前後のk_{eff}およびβ_{eff}とその不確かさを示す。このうち、左端は補正前の値を示し、その他は項目名に示した組み合わせでの補正の適用結果を示す。右端には参考値として、実験値として用いたサンプルの計算値を示す。本検討の結果、ARとαの測定結果を組み合わせることによって、2 か所でのARの測定結果を組み合わせるよりも効果的にk_{eff}およびβ_{eff}の不確かさの低減を見込めることが分かった。これは、ARとαの相関係数は 2 か所のAR間の相関係数と比べて小さく、独立性が高いためである。

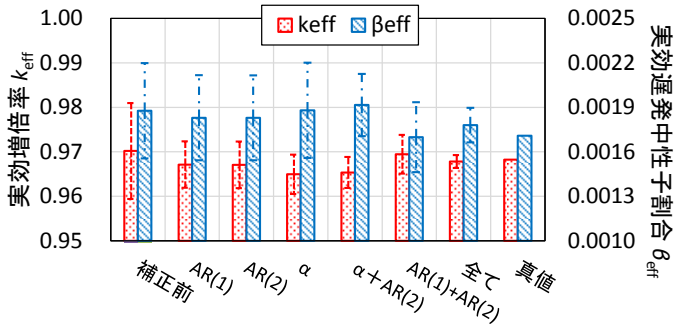


図 1　αとARによるバイアス因子法の適用結果

参考文献

[1] Tomohiro Endo et al., “Bias factor method using random sampling technique,” *J. Nucl. Sci. Technol.*, **53**(10), 1494-1501 (2016).

[2] N. G. SJÖSTRAND, *Arkiv för Fysik*, **11**(13), pp233-246 (1956).

謝辞　本研究成果は科研費(17K14909)の助成による。

*Toshiki Kimura[1], Tomohiro Endo[1] and Akio Yamamoto[1]
[1]Nagoya Univ.

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：301-1 Reactor Physics, Utilization of Nuclear Data, Criticality Safety

Fri. Sep 15, 2017 3:50 PM - 4:55 PM JST | Fri. Sep 15, 2017 6:50 AM - 7:55 AM UTC | Room G C213 - C Block

[3G14-17] Subcriticality Experiment and Evaluation 2

Chair:Shunsuke Sato (CRIEPI)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

[3G14] Development of Innovative Nuclear Waste Burning System by Fast Reactor Cycle Using Pu Metallic Fuel with MA

(14)Measurement of Doppler Effect for Metallic Fuel Alloy Material with Pulsed Neutron Source II

*Hironobu Unesaki[1], Tadafumi Sano[1], Jun-ichi Hori[1], Yoshiyuki Takahashi[1], Ken Nakajima[1], Akihiro Hara[2], Yasushi Tsuboi[2], Kazuo Arie[2] (1. Kyoto University Research Reactor Institute, 2. TOSHIBA CORPORATION)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[3G15] Reactivity estimation based on asymptotic behavior of power in subcritical state

*Yuichi Yamane[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[3G16] Development of subcriticality monitoring method during shutdown and refueling modes of nuclear power plant

(6)Study on the aggregation method of the subcriticality results from multiple signals

*Shoichi Tashiro[1,2], Masayuki Tojo[1], Yoichiro Shimazu[2,3] (1. GNF-J, 2. Univ. of Fukui, 3. Khalifa Univ.)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[3G17] Experimental Investigation on Probability Distribution of Neutron Counts in a Nuclear Reactor

*Kunihiro Nakajima[1], Sin-ya Hohara[2], Atsushi Sakon[2], Kengo Hashimoto[2] (1. Interdisciplinary Graduate School of Science and Technology, Kindai University, 2. Atomic Energy Research Institute, Kindai University)

4:50 PM - 4:55 PM JST | 7:50 AM - 7:55 AM UTC

Time reserved for Chair

MA 入り Pu 金属燃料高速炉サイクルによる革新的核廃棄物燃焼システムの開発 （14）パルス中性子源を用いた金属燃料合金材のドップラ効果測定 II

Development of Innovative Nuclear Waste Burning System by Fast Reactor Cycle Using Pu Metallic Fuel with MA

(14) Measurement of Doppler Effect for Metallic Fuel Alloy Material with Pulsed Neutron Source II

*宇根崎　博信[1]，佐野　忠史[1]，堀　順一[1]，高橋　佳之[1]，中島　健[1]，
原　昭浩[2]，坪井　靖[2]，有江　和夫[2]
[1]京大炉，[2]（株）東芝

金属燃料合金材の代替候補である Nb がドップラ反応度に与える影響の評価を目的として、京大炉 LINAC パルス中性子源を用いて TOF 法により温度 300K と 600K における Nb の中性子吸収率を測定した。その結果、30eV から keV 領域の主な共鳴において温度上昇に伴うドップラ拡がりの観測に成功した。

キーワード：ドップラ効果、燃料合金材、京大炉 LINAC、パルス中性子源、TOF 法

1. 緒言　文部科学省原子力システム研究開発事業「MA 入り Pu 金属燃料高速炉サイクルによる革新的核廃棄物燃焼システムの開発」において、ウラン(U)を含まない MA 入り Pu 燃料（TRU 金属燃料）を用いた金属燃料高速炉サイクルの研究開発が行われており、検討されている金属燃料はウランを含んだ燃料に比べてドップラ反応度が減少する[1]。このドップラ反応度減少を抑制するために燃料合金材 Zr の代替材として Mo や Nb を用いることを検討している[2]。発表者らのグループでは平成 27 年度より京都大学原子炉実験所に設置されている電子ライナック（京大炉ライナック）において TOF 法を用いて代替材のドップラ効果測定を実施している[3]。本研究では、TOF 法を用いて Nb の中性子吸収率の温度変化の測定を行った。

2. 実験　京大炉ライナックの 10m 測定室に BGO 検出器と昇温装置、中性子遮蔽体から成る実験体系を構築した。天然組成 Nb 板試料の温度を昇温装置で 300K 及び 600K に保ち、TOF 法を用いて中性子吸収率の測定を実施した。

3. 結果　図に厚さ 3.0mm^t の Nb 試料に対する 100eV から 200eV に存在する共鳴における中性子吸収率を示す。これらの共鳴では試料温度の上昇によって共鳴吸収の増加が観測された。発表では共鳴吸収変化量について数値計算値との比較を報告する予定である。

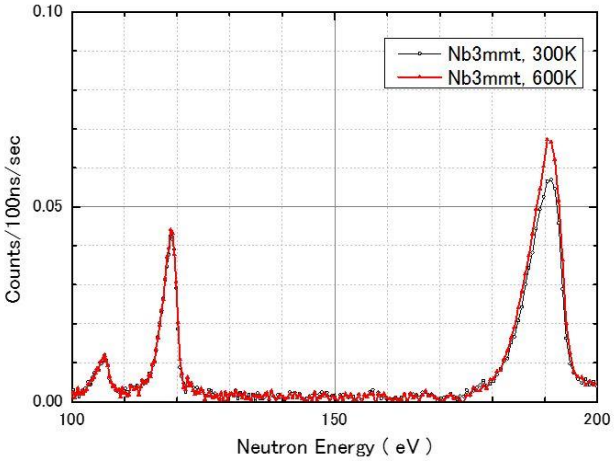


図　厚さ 3.0mm^t の Mo 試料中の 100eV～200eV の共鳴におけるドップラ効果

本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業の一環として実施している。

参考文献

[1] K. Arie, et. al., Proc. of Global 2015, Sep. 20-24, Paris, France, Paper 5096, (2015).
[2] K. Arie, et. al., Proc. of ICAPP 2014, Charlotte, USA, April 6-9, (2014).
[3] 宇根崎他、日本原子力学会 2016 年秋の大会、1L22、(2016)

*Hironobu Unesaki[1], Tadafumi Sano[1], Jun-ichi Hori[1], Yoshiyuki Takahashi[1], Ken Nakajima[1], Akihiro Hara[2], Yasushi Tsuboi[2] and Kazuo Arie[2]
[1]Kyoto University Research Reactor Institute, [2]Toshiba Corporation.

出力の漸近的挙動に基づく反応度評価

Reactivity estimation based on asymptotic behavior of power in subcritical state

*山根 祐一
原子力機構

未臨界状態の核燃料の反応度が変化した後に生じる出力の漸近挙動を表す方程式に基づいて、未臨界度評価手法を開発した。これを、過渡臨界実験装置 TRACY の未臨界過渡実験で得られた中性子計数率の時系列データに適用してドル単位の反応度を評価し、誤差 4%程度以下で評価できる見通しを得た。

キーワード：未臨界、反応度評価、一点炉動特性、TRACY、出力漸近挙動

1. 緒言

核燃料施設においては核燃料溶液の臨界管理されていない容器への流入、原子炉では燃料の装荷や制御棒引き抜き、福島第一原発では燃料デブリ取出しや準備のための水張りなどを想定し、未臨界の核燃料の反応度が変化した後に生じる出力の漸近挙動を反応度の関数として表す方程式を、一点炉動特性方程式に基づいて導出した[1]。この出力漸近挙動を表す方程式を利用して反応度を評価する手法を開発し、実験データ[2]に適用してドル単位の反応度を誤差 4%程度以下で評価できる見通しを得た。この手法では、中性子の計数率以外には、遅発中性子先行核比率と遅発中性子先行核崩壊定数しか必要としないため、核分裂性物質の主な同位体（ウラン 235、プルトニウム 239 等）とその割合がわかれば良く、核燃料の化学的組成や形状、大きさなどの状態についての情報は必要ない。臨界計算を必要としないため、その誤差の影響を受けない。この成果は、核燃料施設や原子炉施設の安全性向上、核燃料物質を取り扱う際の臨界防止に役立つことが期待される。

2. 反応度評価

2-1. 解析した実験の条件

過渡臨界実験装置 TRACY（硝酸ウラニル水溶液）の未臨界過渡実験において、中性子吸収用の調整トランジェント棒の瞬時引き抜きにより、反応度を－3.1$から－1.4$にして得られたデータ[2]を解析の対象とした。

2-2. 評価手順

中性子計数率の時系列データを n_t、i 番目の遅発中性子先行核濃度 C_i に比例する量を $f_i(=\beta_i/\Lambda C_i)$で表す。

① $\ln(n_\infty - n_t)$を計算し、直線(at+b)でフィッティング

② n(t)=exp(at+b)より f_i を計算 $f_i = \int_{-\infty}^{t} n(t)\exp(\lambda_i(\tau - t))d\tau$

③ n と f_i より $\dot{f}_i$ を計算 $\dot{f}_i = (n - f_i)\beta_i / \beta_{eff}$

④ $\dot{f}_i$ から q を計算（文献[1]に基づく、詳細は発表時説明）

⑤ 点(q,n)に直線をフィッティングし、傾き α_y を求める

⑥ $\rho_\$ = 1/(\alpha_y + 1)$でドル単位の反応度$\rho_\$$を計算

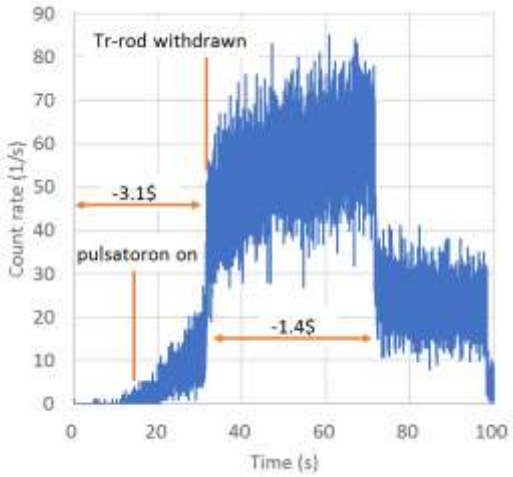


図 1. TRACY を用いた未臨界過渡実験のデータ（Ch-1）[2]

3. 結果

評価結果は$\rho_\$ = -1.46$\$で、実験に対する誤差は約 4%である。

参考文献

[1] 山根祐一、「一点炉動特性方程式に基づく未臨界状態における出力の漸近的挙動」日本原子力学会 2017 春の年会予稿集、1F04 (2017). [2] S. Gunji, et al., “Study of accelerator transient on ADS operation using TRACY (Transient experiment critical facility),” PHYSOR 2004 (2004).

*Yuichi Yamane
JAEA

原子力発電所等における停止時未臨界監視手法の開発
（6）複数信号による未臨界度評価結果集約方法の検討

Development of subcriticality monitoring method during shutdown and refueling modes of NPP
(6) Study on the aggregation method of the subcriticality results from multiple signals

*田代 祥一[1,2]，東條 匡志[1]，島津 洋一郎[2,3]
[1]GNF-J，[2]福井大学，[3]Khalifa Univ.

未臨界炉心において，炉心内に複数存在する中性子検出器の信号からそれぞれ未臨界度を評価した場合，複数の未臨界度が得られる。個別検出器監視は臨界安全上価値があるが，現状の尤もらしい未臨界度評価結果の出力も望ましい。そこで未臨界度集約方法について検討した。

キーワード：未臨界監視，SRNM，BWR シミュレータ，反応度計

1. 緒言

停止中の未臨界状態の原子炉は，中性子束が小さいことから核的な空間結合が弱く，局所的な反応度変化の影響が炉心の全体的な特性に与える影響は限られている。すなわち，炉心内に複数存在する中性子検出器の信号から，1 点炉逆動特性法に基づく反応度計モデル等により検出器ごとに未臨界度を評価した場合，それぞれ異なる未臨界度となるが，未臨界監視装置を実用に供するには，尤もらしい評価結果を出力することも望ましい。

2. 研究

炉心シミュレータ AETNA を用いて停止中の模擬 ABWR に局所的な反応度を投入した（制御棒誤引抜）時の検出器信号の挙動を複数ケース評価した。図 1 に評価用模擬 ABWR 炉心を，図 2 に臨界となったケースの各検出器の応答を示す。高中性子束領域の拡大とともに，誤引抜制御棒に近い検出器から順に計数率が高くなっている様子が確認できる。それぞれに対し反応度計モデルで反応度を評価した結果を図 3 に示す。図 2 同様に誤引抜制御棒に近い検出器から順に反応度が高くなっている様子が確認できる。

3. 結論

図 3 から臨界超過時は最終的に全検出器が応答するため，臨界安全の観点からは，個別検出器の監視は有益である。しかし，解析時間 5~10 秒付近では検出器 L のみ反応度上昇を検知してり，単一検出器故障との区別は困難である。従って，個別検出器監視に加え，尤もらしい反応度の出力も望ましい。当日はこの集約方法について報告する。

本研究は，「文部科学省英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」により実施された「原子力発電所等における停止時未臨界監視手法の開発」の成果である。

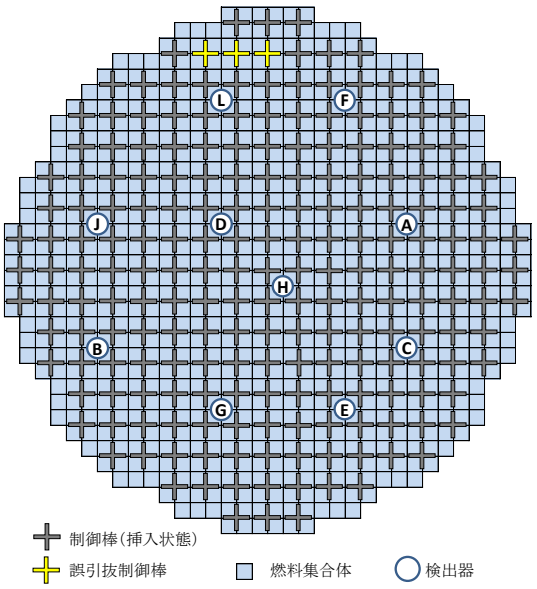


図 1　評価用模擬 ABWR 炉心（検出器 10 個）

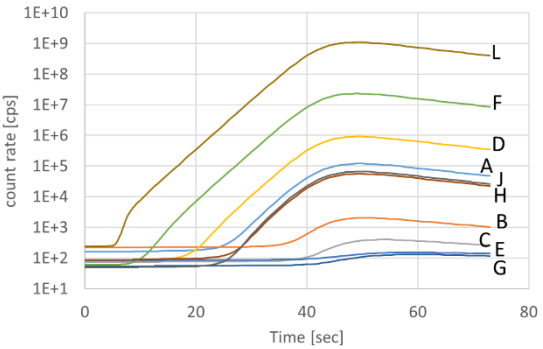


図 2　検出器応答結果

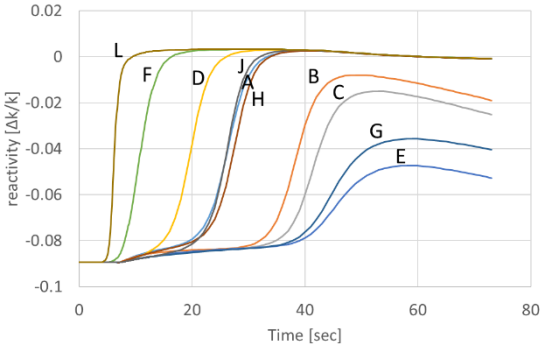


図 3　反応度評価結果

*Shoichi Tashiro[1,2], Masayuki Tojo[1] and Yoichiro Shimazu[2,3]
[1]GNF-J, [2]Univ. of Fukui, [3]Khalifa Univ.

原子炉内における中性子計数の頻度分布に関する実験的検討

Experimental Investigation on Probability Distribution of Neutron Counts in a Nuclear Reactor

*中嶋 國弘[1]，芳原 新也[2]，左近 敦士[2]，橋本 憲吾[2]

[1]近畿大学大学院総合理工学研究科，[2]近畿大学原子力研究所

原子炉内に設置した中性子計数管の計数の頻度分布は、負の二項分布に従うことを実験的に確認した。この負の二項分布の二つのパラメータは、計数の平均と分散により決定することができる。

キーワード(Keywords)：中性子相関解析(Neutron Correlation Analysis)，ファイマン―α(Feynman-alpha)，近畿大学原子炉(UTR-KINKI)

1. 緒言

原子炉内に設置した中性子計数管の頻度分布はゲート時間幅が極めて短い場合、ポアソン分布に従う。ゲート時間幅を広げると標本の分散は平均に対して増加し、頻度分布はポアソン分布からずれてくる。G. I. Bell[1]は、原子炉内の中性子数の確率分布がガンマ分布で表現できることを示した。しかし、ガンマ分布は計数０の確率が０となるため、低計数率の頻度分布を再現できない。A.Szeless ら[2]は、ある条件下では、この確率分布をガンマ分布の離散型である負の二項分布により近似できることを理論的に示した。本研究では、熱中性子炉体系における負の二項分布近似の妥当性とその範囲について検討を行った。

2. 実験条件

中性子源が挿入された未臨界状態（未臨界度 0.3～1.6%Δk/k）の近畿大学原子炉の中央ストリンガー孔内に ^{3}He 計数管を設置し、中性子検出器計数の時系列データを約３０分間測定した。この時系列データから複数のゲート時間幅に対する計数の頻度分布を作成し、ポアソン分布、正規分布、ガンマ分布、負の二項分布の４つの確率分布に対してカイ二乗検定を実施した。

3. 結果

ゲート時間幅 0.1sec 及び 0.01sec の頻度分布と各確率頻度分布の比較を図１、図２に示す。ゲート時間幅が長い場合は、ガンマ分布および負の二項分布は実験で得られた頻度分布をよく再現し、カイ二乗検定により採択される。ゲート時間幅が短い場合、ガンマ分布は棄却されるが、負の二項分布はよく再現する。ポアソン分布、正規分布については、全ての条件下において棄却された。

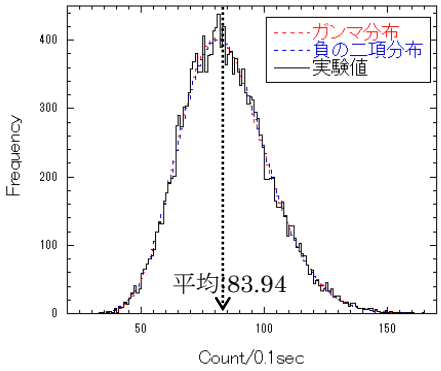


図１：ゲート時間幅 0.1sec の頻度分布

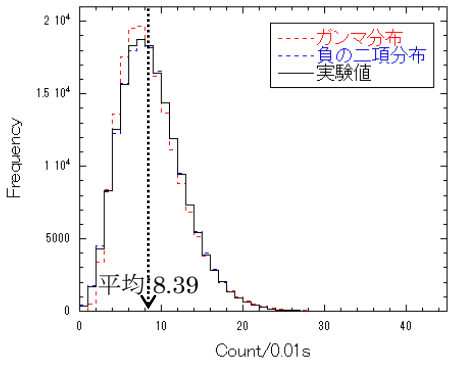


図２：ゲート時間幅 0.01sec の頻度分布

参考文献

[1] G. I. Bell, “Probability Distribution of Neutrons and Precursors in a Multiplying Assembly”, *Ann.Phys.* **21**, 243-283 (1963).

[2] A.Szeless and L.Ruby, “The Exact Probability Distribution of Reactor Neutron Noise”, *Nucl.Sci.Engng.* **45**, 7-13 (1971).

*Kunihiro Nakajima[1], Sin-ya Hohara[2] , Atsushi Sakon[2] and Kengo Hashimoto[2] ([1]Interdisciplinary Graduate School of Science and Technology, Kindai University, [2] Atomic Energy Research Institute, Kindai University)

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：301-2 Reactor Design, Nuclear Energy Strategy, Nuclear Transmutation

Fri. Sep 15, 2017 9:30 AM - 10:50 AM JST | Fri. Sep 15, 2017 12:30 AM - 1:50 AM UTC | Room H C212 - C Block

[3H01-05] NUclear Transmutation 1

Chair:Satoshi Takeda (Osaka Univ.)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[3H01] Study on the technology for valuable element production by neutron transmutation in light water reactors

(2)Rhenium production by the neutron transmutation of Tungsten

*Hiroki Takezawa[1], Naoyuki Takaki[1] (1. Tokyo City Univ.)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[3H02] Rhenium Production through Transmutation of Tungsten in Fast Reactors

Study on Reducing Specific Radioactivity of Rhenium

*Tsugio Yokoyama[1], Yasuyuki Itoh[2], Masaki Ozawa[3] (1. TNES, 2. Fukui University of Technology, 3. Tokyo Tech)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[3H03] R&D of Transmutation System of LLFP by using Fast Reactors

(1)Outline of the Project

*Satoshi Chiba[1], Makoto Takahashi[2], Toshio Wakabayashi[2], Naoyuki Takaki[3], Yoshiaki Tachi[4], Atsunori Terashima[1], Shin Okumura[1], Tadashi Yoshida[1] (1. Tokyo Institute of Technology, 2. Tonoku University, 3. Tokyo City Univerisity, 4. Japan Atomic Energy Agency)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[3H04] R&D of Transmutation System of LLFP by using Fast Reactors

(2)Characteristics of Transmutation

*Toshio Wakabayashi[1], Makoto Takahashi[1], Satoshi Chiba[2], Naoyuki Takaki[3], Yoshiaki Tachi[4] (1. Tohoku University, 2. Tokyo Institute of Technology, 3. Tokyo City University, 4. Japan Atomic Energy Agency)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[3H05] R&D of Transmutation System of LLFP by using Fast Reactors

(3)Evaluation of Nuclides Produced by Transmutation of LLFP

*Atsunori Terashima[1], Shin Okumura[1], Satoshi Chiba[1] (1. Tokyo Institute of Technology)

10:45 AM - 10:50 AM JST | 1:45 AM - 1:50 AM UTC

Time reserved for Chair

軽水炉を用いた中性子核変換による有用元素生成技術の検討
（2）タングステンの核変換によるレニウムの生成

Study on the technology for valuable element production by neutron transmutation in light water reactors

(2) Rhenium production by the neutron transmutation of Tungsten

*竹澤 宏樹[1]，高木　直行[1]

[1]東京都市大学 工学部 原子力安全工学科

軽水炉を用いた中性子核変換によって価格や存在量等の観点から価値が増加することが簡易評価によって確認された元素のうち W から Re への核変換を対象として、典型的な PWR 集合体内に W を装荷した場合の Re への核変換率等を、モンテカルロ法を用いて評価した。

キーワード：核変換、原子炉錬金術、元素生成、レニウム

1. 緒言

中性子核変換は、照射する物質や照射条件を適切に設定することにより、原子炉を使用した有用元素製造方法として活用できる可能性を有しており、原子炉錬金術とも言える。先行研究[1]では、全元素を照射対象候補として、核変換前後での地殻存在度・採掘の容易さ・価格の変化の観点から、照射すべき元素が選別された。また、選別された元素に対して、典型的な PWR 炉心条件を仮定して、核変換率の簡易評価が行われた。そこで本研究では、上記の選別された元素のうち、W→Re 核変換を一例として、W を典型的な PWR 燃料集合体（17×17）に装荷した場合の Re の生成率を、モンテカルロ計算から得られる微視的反応率を用いた燃焼解析によって評価した。

2. 解析方法

W の装荷方法は、燃料集合体の設計変更を回避するため、集合体の四隅の燃料ピンのうち 1 ピンを置き換える方法とした。照射元素の化学形態は、W の融点を考慮して単体（天然組成）とし、W ピンの半径は、熱中性子に対する平均自由行程（0.871cm）をふまえて、燃料ペレット半径と同一とした。

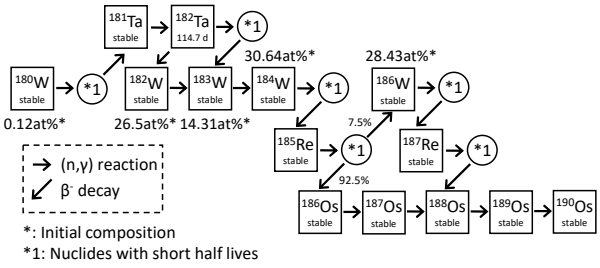


図 1：燃焼解析に使用した W→Re 核変換チェーン

燃焼解析には汎用中性子・光子輸送計算モンテカルロコード MVP2.0 及び MVP-BURN と、核データライブラリーJENDL-4.0、ENDF/B-6.8 を使用した。線出力密度は 4 ループ PWR 炉心熱出力に対応する値、燃焼期間は 13 ヶ月とし、集合体外部には周期境界条件を適用した。W→Re 核変換チェーン（図 1）は、MVP-BURN 標準燃焼チェーンに追加した。

3. 解析結果

図 2 に W ピン 1 本あたりについて、W→Re の核変換解析結果を示す。W の装荷量約 4kg/集合体に対して、Re の生成量は約 36g/集合体となる。100 万 kW 級原子炉 1 基あたりでは約 7kg となり、国内年間需要（1-2t）のおよそ 1%前後に相当する。なお、Re は航空機用タービンの部材として、今後の需要増加が予想されている。

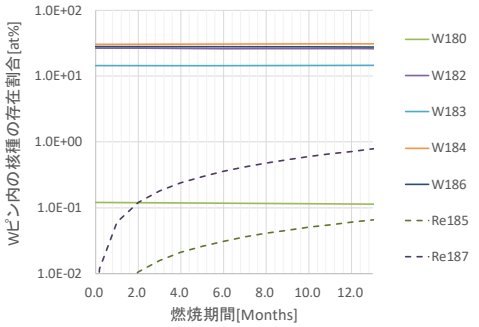


図 2：W→Re 核変換解析結果

4. 結論

PWR 燃料集合体にピン形状の W を装荷することによって、Re を効率的に生産できる可能性を明らかにした。引続き、W ピン装荷にともなう反応度・出力分布への影響や、照射ピンの放射能評価を行う。

参考文献

[1] 岩橋、高木「中性子核変換による有用元素生成技術の検討」日本原子力学会 2010 年秋の大会 Q19

*Hiroki Takezawa[1] and Naoyuki Takaki[1]

[1]Department of Nuclear Safety Engineering, Tokyo City University.

高速炉におけるタングステンの核変換によるレニウム創成に関する研究

-レニウム比放射能低減に関する検討 -

Rhenium Production from Tungsten in Fast Reactors

- Study on Reducing Specific Radioactivity of Rhenium -

*横山　次男[1]、　伊藤　保之[2]、　小澤　正基[3]

[1]東芝原子力エンジニアリングサービス(株)、[2]福井工業大学、[3]東京工業大学

3 次元連続エネルギモンテカルロコード MVP による詳細モデルを使用し，高速炉照射によりタングステン核変換により生成されるレニウム同位体を評価した結果、照射位置の中性子スペクトルを調整することで、レニウムの比放射能を天然レニウムの半分程度に低減できることが分かった。

キーワード：核変換，タングステン，レニウム，高速炉，比放射能、減速材、中性子スペクトル

１．緒言

高速炉での核変換により，タングステン(W) から，地殻最希少元素のレニウム(Re) の大量生産が可能である[1]。本報告では，中性子スペクトルの調整により天然レニウムよりも比放射能の小さいレニウムを生産する方策について報告する。

２．炉心概念及び核変換率検討結果

原型炉級 MOX 燃料炉心（ 原子炉熱出力 710MWt，炉心等価直径 1.8m，炉心高さ 0.9m ）の径ブランケット第 1 層位置に W 装荷集合体 54 体を配置し，核変換による Re 同位体生成量を評価した。解析に用いた 3 次元連続エネルギモンテカルロコード MVP[2]における炉心配置及び中性子減速効果を考慮して選定したピン仕様，並びに集合体ピン配置例を図 1 に，照射ピン内同位体組成変化を図 2 に示す．また，減速材の違いによる Re 生成量、比放射能の比較を表 1 に示す。

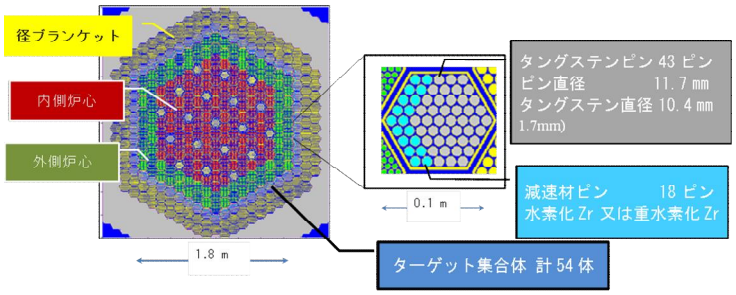
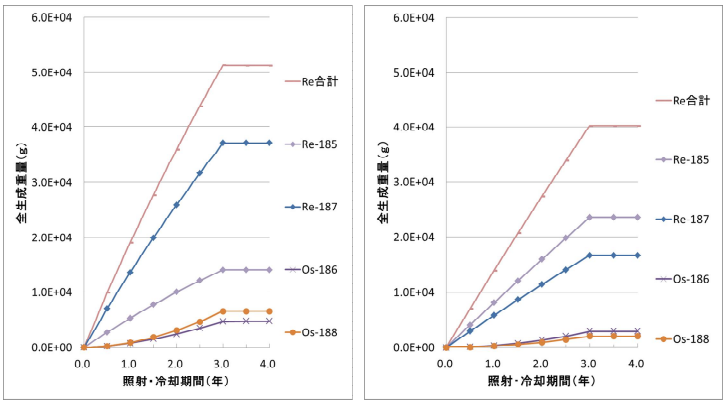


図 1　炉心配置及びターゲット集合体断面



ケース 1　水素化 Zr 減速材使用　　ケース 2　重水素化 Zr 減速材使用

図 2　3 年照射 1 年冷却時の W 中 Re 組成変化

３．結論

水素化物減速材使用時に比べ、Re 生成量は減少するが、重水素化物減速材を用いることで分離精製した Re の比放射能を天然 Re より大幅に低減できることが分かった。なお、発表では他の照射条件、照射位置における比放射能評価結果についても報告する。

表 1　レニウム生成量,比放射能の減速材配置依存性

ケース	減速材ピン本数	W 装荷量 (kg)	Re 生成量 (kg/3 年)	Re/W 比 (%)	Re-185/Re (%)	Re-187/Re (%)	比放射能 (Bq/g)
1	$ZrH_{1.7}$ 18 ピン W 43 ピン	3,528	51.4	1.46	27.6	72.4	1185
2	$ZrD_{1.7}$ 18 ピン W 43 ピン	3,528	40.2	1.14	58.5	41.5	680
3	W 61 ピン (減速材無し)	5,005	49.0	0.98	59.4	40.6	665
-	天然レニウム	-	-	-	37.4	62.6	1025

[1]原子力学会 2015 秋の大会 A10「高速炉におけるタングステン核変換によるレニウム創成に関する研究」

[2] Y.Nagaya,T.Mori,K.Okumura and M.Nakagawa,“MVP/GMVP II:General Purpose Monte Carlo Codes for Neutron and Photon Transport Calculations based on Continuous Energy and Multigroup Methods,” JAERI 1348 (2005).

*Tsugio Yokoyama[1], Yasuyuki Itohi[2] and Masaki Ozawa[3]

[1]Toshiba Nuclear Engineering Services Corporation, [2]Fukui University of Technology, [3]Tokyo Institute of Technology

高速炉を活用したLLFP核変換システムの研究開発
（1）全体計画

R&D of Transmutation System of LLFP by using Fast Reactors

(1) Outline of the Project

*千葉　敏[1]、高橋信[2]、 若林利男[2]、高木直行[3]、舘義昭[4]、寺島敦仁[1]、奥村森[1]、吉田正[1]

[1]東工大、[2]東北大、[3]東京都市大、[4]原子力機構

放射性廃棄物の減容及び毒性低減化は、これまで原子力を利用し、今後も利用する我々にとって解決しなくてはならない重要課題である。我々は LLFP を高速炉サイクルに閉じ込め、高い核変換効率により総量を減容し環境負荷を低減させることで地層処分場選定にあたり一般公衆の懸念を可能な限り低減させるためのシステムの提案とその有効性の評価、基礎的な技術開発を行うためのプロジェクトを遂行する。

キーワード：高速炉、核変換、LLFP、放射性廃棄物減容、地層処分場

1. 緒言

使用済み燃料中には長寿命のマイナーアクチニド(ＭＡ)と核分裂生成物（LLFP）が含まれる。ＭＡは放射性廃棄物の潜在的毒性の主要元素群であり、また処分場面積の節約にはＭＡなどの発熱性核種を除去することが有効であるとされている一方、LLFP は、遠い将来の公衆への被ばく線量の観点から重要とされている。将来の原子力エネルギーシステムには、安全性に優れ、放射性廃棄物による環境負荷を効果的に低減し環境と調和する高い性能が求められる。また、MA の核変換を行っても最終的には大部分が炉心内で核分裂して FP に変換され LLFP を生じる。従って MA の核変換とともに LLFP の核変換も重要であり、実際、内閣府の ImPACT プログラムでも採用されている国家的課題である。LLFP 核変換は、不確実性を伴う超長期の放射性廃棄物処分リスクを低減し、地層処分の安全性を一般社会にわかり易い形で提示すること、そして原子力の信頼性を取り戻し一層高めるため必要である。

2. 研究の全体計画

本研究開発では、高速増殖炉「もんじゅ」で得られたデータを活用し核及び熱計算精度の検証を行いつつ、将来の高速炉サイクル社会の実現を念頭に、LLFP として I-129,Tc-99 Se-79,Zr-93,Pd-107,Cs-135 を対象として、同位体分離及び偶奇分離をすること無しに高速炉を用いてこれらを同時に減量するための核変換システムを検討する。基本的アイデアは、これらを減速材と混合して含むターゲット集合体を高速炉のブランケット領域に装荷し、従来より飛躍的に高い核変換効率を可能とすることである。その実現性や効率を評価・最適化するため、LLFP 核データ評価、核変換特性、核変換ターゲット集合体の交換法、炉心特性評価、熱特性評価、安全性評価、ターゲットの物性測定評価、製造技術開発、LLFP 回収技術開発、核変換ターゲット集合体の構造検討、照射試験計画策定、並びに社会科学的意義の検討を実施する。これにより実現性の高い高速炉 LLFP 核変換システム概念を確立し、放射性廃棄物減容・有害度低減に寄与することを目指す。なお、これにより高速炉サイクルとしてのプルトニウム増殖率は低下するが、未利用プルトニウムの蓄積が問題となっている現状では許容できるオプションであると考えられる。

謝辞

本研究は原子力システム研究開発事業の下で文部科学省からの受託事業として東京工業大学が実施した平成 29 年度"高速炉を活用した LLFP 核変換システムの研究開発“の成果である。

*Satoshi Chiba[1], Makoto Taakahashi[2], Toshio Wakabayashi[2], Naoyuki Takaki[3], Yoshihiro Tachi[4], Atsunori Terashima[1], Shin Okumura[1], Tadashi Yoshida[1]

[1]Tokyo Institute of Technology, [2]Tohoku University, [3]Tokyo City University, [4]JAEA

高速炉を活用したLLFP核変換システムの研究開発
(2) 核変換特性

R&D of Transmutation System of LLFP by using Fast Reactors (2) Characteristics of Transmutation

*若林 利男[1]、高橋 信[1]、千葉 敏[2]、高木 直行[3]、館 義昭[4]
[1]東北大学, [2]東京工業大学, [3]東京都市大学, [4]日本原子力研究開発機構

高速炉を用いた6つのLLFP核種（I-129, Tc-99, Pd-107, Se-79, Zr-93, Cs-135）の核変換特性の解析を行った。これらLLFPの核変換による半減期間は、物理的半減期よりも大幅に低減することが明らかになった。

キーワード：高速炉, 核変換 , LLFP

1. 緒言

「もんじゅ」ブランケット、遮へい体領域を想定して、新しい中性子減速材として水素化イットリウム、重水素化イットリウム等を用い、LLFPとこれらの混合物の種類、混合割合等をパラメータにした炉心解析を実施し、主要核特性（核変換率、装荷量、核変換量）を明らかにした。

2. 解析手法、結果

2-1. 解析手法

解析は、体系を忠実に模擬できるモンテカルロコードMVPを用いて実施した。図1にブランケット領域でのLLFP核変換モデル(核種:I-129, Tc-99, Pd-107, Se-79)を示す。

2-2. 結果

表1に水素化イットリウムを減速材として用いた場合の核変換特性の解析結果を示す。これらLLFPの核変換による半減期間は、物理的半減期よりも大幅に低減している。

また、水素化イットリウムのほうが、重水素化イットリウムに比べて、核変換率が大きくなることが分かった。

表1 LLFPの核変換特性（水素化イットリウム）

LLFP	半減期間 (年)	物理的半減期 (年)	核変換率（%/年, 50%/半減期間）	核変換経路
^{79}Se	11.4	6.5E+5	4.4	^{79}Se+n→ ^{80}Se
^{99}Tc	32.6	2.13E+5	1.5	^{99}Tc+n→ ^{100}Ru
^{107}Pd	25.4	6.5E+6	2.0	^{107}Pd+n→ ^{108}Pd
^{129}I	17.9	1.57E+7	2.8	^{129}I+n→ ^{130}Xe
^{93}Zr	281	1.5E+6	0.2	^{93}Zr+n→ ^{94}Zr
^{135}Cs	606	2.3E+6	0.1	^{135}Cs+n→ ^{136}Ba

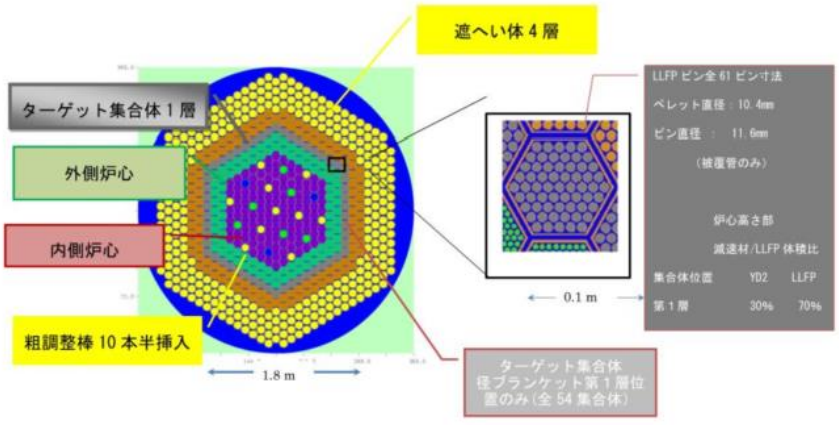


図1 ブランケット、遮へい体領域でのLLFP核変換モデル(Tc,I,Pd,Se)

3. 結論

新しい減速材を用いることにより、LLFP(Se-79, Tc-99, Pd-107, I-129, Zr-93, Cs-135)の核変換による半減期間は、物理的半減期よりも大幅に低減することが明らかになった。また、サポートファクター（SF）も全ての核種において、1を超える見通しが得られた。

謝辞

本研究は原子力システム研究開発事業の下で文部科学省からの受託事業として東京工業大学が実施した平成29年度"高速炉を活用したLLFP核変換システムの研究開発“の成果である。

*Toshio Wakabayashi[1], Makoto Takahashi[1], Satoshi Chiba[2], Naoyuki Takaki[3], Yoshihiro Tachi[4]

[1]Tohoku University, [2]Tokyo Institute of Technology, [3]Tokyo City University, [4]JAEA

高速炉を活用したLLFP核変換システムの研究開発
(3) LLFPの核変換に伴う生成核種の評価

R&D of Transmutation System of LLFP by using Fast Reactors

(3) Evaluation of Nuclides Produced by Transmutation of LLFP

*寺島 敦仁[1]，奥村 森[1]，千葉 敏[1]

[1]東京工業大学

高速炉でのLLFP核変換においては、その燃焼チェーンに属する多様な核種が生成される。本研究では、核変換シミュレーションの高度化、元素変換によるターゲット安定性や核変換後における LLFP ターゲットの化学的な分離回収プロセスの検討に資するために、生成核種の組成やそれらの核特性を評価した。

キーワード：核変換，LLFP，高速炉，燃焼チェーン，核特性

1. 緒言： 本プロジェクトでは、同位体分離をすること無しに、6核種のLLFP(^{79}Se, ^{93}Zr, ^{99}Tc, ^{107}Pd, ^{129}I, ^{135}Cs)の同時減量を可能とする高速炉核変換システムを検討している。同位体分離を前提とした核変換とは異なり、本システムにおいては、長期間の中性子照射に伴い、LLFP ターゲット元素の初期組成を起点として、燃焼チェーンに属する多様な核種が生成されることになる。しかし、従来のLLFP核変換研究においては、核変換後の生成核種の組成やその核特性に関する議論は十分になされてこなかった。そこで本研究では、核変換シミュレーションの高度化、元素変換によるターゲット安定性や核変換後における LLFP ターゲットの化学的な分離回収プロセスの検討に資するために、生成核種の組成やそれらの核特性を評価した。

2. 解析手法： 核変換対象となる LLFP ターゲット元素の初期同位体組成を算出するために、JENDL-4.0に基づくORIGEN2用断面積ライブラリセットORILIBJ40[1]のMONJMXICJ40.LIB及びMONJMXOCJ40.LIBを用いて、もんじゅ炉心の燃焼計算を行った。なお、照射冷却の条件は、定格出力にて1サイクル(740日)連続燃焼後5年冷却とし、燃料組成や、内側・外側炉心の出力分担率等については、文献[1,2]を参照した。

上記で算出した同位体組成をLLFPターゲット元素の初期組成として、ORLIBJ40のMONJMXRDJ40.LIBを用いて、もんじゅの径方向ブランケット領域における核変換に伴う生成核種の組成を算出した。なお、本計算では径ブランケット第1層表面相当の比較的高い中性子束を仮定し、照射冷却の条件は、全中性子束 2.7×10^{15}/cm^2/s にて1サイクル(あるいは20年)連続照射後5年冷却とした。

さらに、上記で得た知見を踏まえ、MVP-BURNを用いたモンテカルロ燃焼計算を実施することで、本プロジェクトで想定している照射環境において、生成核種がLLFPの核変換特性に及ぼす影響を解析した。

3. 結果： 一例として、もんじゅ炉心由来のPdターゲットに対する20年連続照射後5年冷却時における生成元素の組成を表1に示す。本来期待すべき核反応は ^{107}Pd(n,γ)^{108}Pd のみであるが、それ以外の核種と反応経路が寄与することにより、Z+1 の Ag、さらには Z+2 の Cd まで生成されたことがわかる。発表では、生成核種の核特性や、LLFPの核変換特性への影響について議論する。

表1: 20年連続照射後5年冷却時におけるターゲット中の元素組成

元素	g/g-Pd(target)
Ru	3.41×10^{-6}
Rh	1.61×10^{-9}
Pd	7.49×10^{-1}
Ag	1.03×10^{-1}
Cd	1.61×10^{-1}
In	5.69×10^{-7}

謝辞： 本研究は原子力システム研究開発事業の下で文部科学省からの受託事業として東京工業大学が実施した平成29年度“高速炉を活用したLLFP核変換システムの研究開発”の成果である。

参考文献

[1] 奥村啓介，他: JAEA-Data/Code 2012-032 (2013).

[2] 宇佐美晋: 炉物理の研究第60号, pp.3-30 (2008).

*Atsunori Terashima[1], Shin Okumura[1] and Satoshi Chiba[1]

[1]Tokyo Institute of Technology

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：301-2 Reactor Design, Nuclear Energy Strategy, Nuclear Transmutation

Fri. Sep 15, 2017 10:50 AM - 11:55 AM JST | Fri. Sep 15, 2017 1:50 AM - 2:55 AM UTC | Room H C212 - C Block

[3H06-09] NUclear Transmutation 2

Chair:Tadafumi Sano (Kyoto Univ.)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[3H06] Innovative measurement of Minor Actinide bumup in Fast Reactor applying the ultrahigh energy resolution gamma-ray spectroscopy using superconducting transition edge sensors

*Masashi Ohno[1], Tomoya Irimatsugawa[1], Yuya Ishi[1], Yoshitaka Miura[1], Hiroyuki Takahashi[1], Takashi Yasumune[2], Chikara Ito[2], Koji Takasaki[2], Satoshi Kojiro[3], Chiko Otani[4] (1. The University of Tokyo, 2. JAEA, 3. AIST, 4. RIKEN)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[3H07] Development of highly flexible technology for recovery and transmutation of minor actinide

(1)Objective and plan of overall R&D program

*Masatoshi Iizuka[1], Hirokazu Ohta[1], Kazuya Ohgama[2], Hirohide Kofuji[2], Toshiyuki Nohira[3] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry, 2. Japan Atomic Energy Agency, 3. Kyoto University)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[3H08] Development of highly flexible technology for recovery and transmutation of minor actinide

(2)Study on a MOX fuel fast reactor core loading highly concentrated MA-containing metal fuel

*Kazuya Ohgama[1], Hirokazu Ohta[2], Shigeo Ohki [1], Takanari Ogata[2], Masatoshi Iizuka[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Central Research Institute of Electric Power Industry)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[3H09] Investigation on Reduction of Volume of HLW of HTGR

Confirmation on Reduction of Volume of HLW with Disposal Scenario and Separation

*Yuji Fukaya[1], Hirofumi Ohashi[1] (1. JAEA)

11:50 AM - 11:55 AM JST | 2:50 AM - 2:55 AM UTC

Time reserved for Chair

超伝導転移端センサによる超精密γ線スペクトロスコピーを駆使した MA 燃焼精密計測システムの開発

Innovative measurement of Minor Actinide burnup in Fast Reactor applying the ultrahigh energy resolution gamma-ray spectroscopy using superconducting transition edge sensors

*大野 雅史[1]，入松川 知也[1]，石井 裕也[1]，三浦 義隆[1]，高橋 浩之[1]，安宗 貴志[2]，伊藤 主税[2]，高崎 浩司[2]，神代 暁[3]，大谷 知行[4]

[1]東京大学，[2]日本原子力研究開発機構，[3]産業技術総合研究所，[4]理化学研究所

既存 Ge 半導体検出器の分光精度を凌駕する超伝導転移端センサ(TES)を用いて、高速炉で照射済みの試料の精密核種分析に成功した。

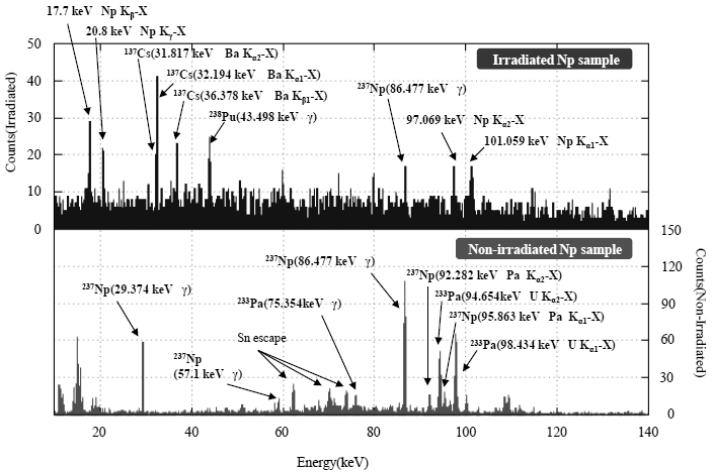
キーワード：超伝導転移端センサ，γ線スペクトロスコピー，燃焼度，MA減容

1. 緒言

超伝導転移端センサ (TES : Transition Edge Sensor)は放射線入射による温度上昇を超伝導転移領域における急峻な温度抵抗変化を用いた高感度な温度計により検出する革新的なスペクトロメータであり、原理的には高純度ゲルマニウム半導体検出器に比べて 2 桁以上優れたエネルギー分解能を実現しうる可能性を秘めている。本研究では、核物質から発生する硬X線やγ線を極めて高いエネルギー分解能を有する TES により分析し、プルトニウム(Pu)やマイナーアクチニド全元素を精密に弁別、分析しうる革新的な核種同定分析技術の確立を目指している。

2. 実験

東京大学にて開発した錫バルク製放射線吸収体と超伝導 Ir/Au 薄膜温度センサを組み合わせた TES 検出器システム[1]を日本原子力研究開発機構大洗研究開発センターに搬入して、核燃料物質測定実験を実施した。TES スペクトロメータを用いた原子炉照射済み中性子化箔の精密な同位体分析の試みは世界で初めてである。右図に TES により測定した原子炉で照射済みの ^{237}Np 中性子化箔ドシメータ試料のγ線エネルギースペクトルを示す。^{237}Np の(n,γ)反応を起点として最終的に生じる ^{238}Pu のα崩壊に伴い放出される 43.498 keV のγ線や ^{237}Np および ^{238}Pu の中性子捕獲核分裂で生じた ^{137}Cs の Ba K-X 線等に起因する複数のピークの同定に成功した。



図：TES により計測された照射済み ^{237}Np ドシメータ試料のγ線エネルギースペクトル

3. 結論

本実験における TES スペクトロメータによる分析結果では、優れたエネルギー分光性能が生かされ、より顕著に核種から発生するγ線のピークを分離できており、高速炉の炉心内部の詳細な燃焼度計測および MA 燃焼精密計測において TES が有用な検出器となりうることが実証された。

参考文献

[1] M. Ohno, *et. al.*, IEICE TRANS. ELECTRON., VOL.E100–C, NO.3, pp 283-290 2017, DOI: 10.1587/transele.E100.C.283

*Masashi Ohno[1], Tomoya Irimatsugawa[1], Yuya Ishi[1], Yoshitaka Miura[1], Hiroyuki Takahashi[1], Takashi Yasumune[2], Chikara Ito[2], Koji Takasaki[2], Satoshi Kojiro[3], and Chiko Otani[4]
[1]The Univ. of Tokyo, [2]JAEA, [3]AIST, [4]RIKEN

柔軟性の高い MA 回収・核変換技術の開発
（1）研究開発の目的と全体計画

Development of highly flexible technology for recovery and transmutation of minor actinide
(1) Objective and plan of overall R&D program

*飯塚 政利[1]，太田 宏一[1]，大釜 和也[2]，小藤 博英[2]，野平 俊之[3]
[1]電力中央研究所，[2]日本原子力研究開発機構，[3]京都大学

高速炉燃料サイクルに金属燃料－乾式再処理技術を取り込むことにより、幅広い高速炉導入シナリオや Pu 需給シナリオに柔軟に対応しつつ廃棄物有害度を最小化する MA 回収・核変換システムの構築を目的として文部科学省からの受託事業を実施している。本報告ではこの事業の全体計画とこれまでの成果を述べる。

キーワード：金属燃料，乾式再処理，MA 核変換，ナトリウム冷却高速炉，核設計

1. 研究開発の目的と全体計画

金属燃料－乾式再処理技術は、高い MA 核変換効率、熱や放射線に対する溶媒の安定性、工程を付加することなくアクチニド一括回収が可能、燃料製造の遠隔操作適合性などの利点を持っている。これを高速炉燃料サイクルに取り込むことにより、幅広い高速炉導入シナリオや Pu 需給シナリオに柔軟に対応しつつ廃棄物有害度低減効果を最大化することが可能な MA 回収・核変換システム（図 1）を構築することを目的として、下記の項目からなる研究開発を文部科学省からの受託事業として 2016 年度から 4 ヵ年の計画で実施している。

(1) 金属燃料および炉心開発：燃料製造や炉心特性の観点から、高濃度 MA 含有金属燃料を部分装荷した酸化物燃料高速炉などの運用方法の見通しを得る。
(2) 乾式再処理技術開発：液体 Ga 電極を用いた高い希土類 FP 除染性能を持つ MA 回収技術を実証すると共に、廃棄物処理プロセスを合理化する。
(3) MA 回収・核変換シナリオと Pu／MA 収支の検討：上記１、２からなる多重リサイクルによる MA 核変換特性を明らかにする。

2. これまでの成果概要

2-1. 金属燃料および炉心開発

均一な高濃度 MA 含有 U-Pu-Zr 金属燃料が得られる組成に関する公開情報を調査すると共に、安全パラメータの観点からの高濃度 MA 含有金属燃料非均質装荷炉心の成立性を確認した。

2-2. 乾式再処理技術開発

液体 Ga 電極に過飽和に析出させた Ce の挙動を把握すると共に、使用可能なるつぼ等材料を選定した。溶融塩中における I-イオンの電気化学的挙動を観察し、長寿命 FP であるヨウ素の選択的回収可能性を確認した。

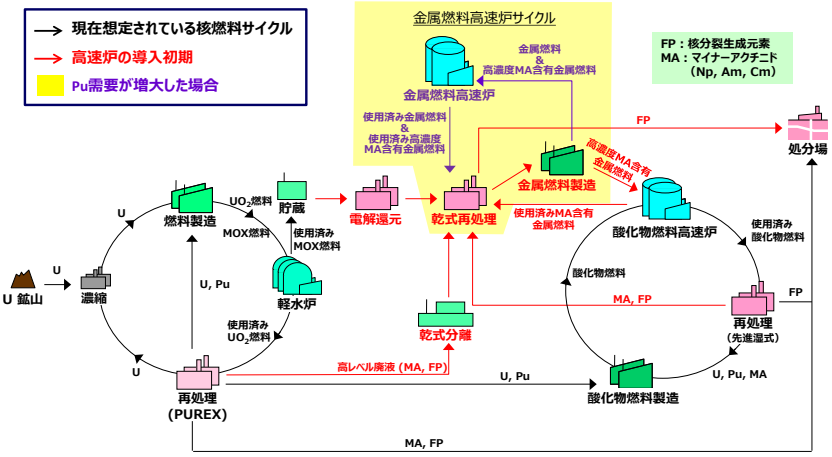


図 1　柔軟性の高い MA 回収・核変換システムの概念

2-3. MA 回収・核変換シナリオと Pu／MA 収支の検討

高速炉や再処理施設の導入規模、Pu と MA の燃焼率、乾式再処理マスバランス等を考慮した燃料サイクルシナリオ検討に必要なパラメータを整理し、各種原子炉の運転条件や燃料組成、装荷・取出量に関する公開情報を取りまとめた。

※本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業「柔軟性の高い MA 回収・核変換技術の開発」の成果である。

*Masatoshi Iizuka, Hirokazu Ohta[1], Kazuya Ohgama, Hirohide Kofuji[2] and Toshiyuki Nohira[3]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry, [2]Japan Atomic Energy Agency, [3]Kyoto University.

柔軟性の高い MA 回収・核変換技術の開発
（2）高濃度 MA 含有金属燃料装荷・MOX 燃料高速炉の炉心検討

Development of highly flexible technology for recovery and transmutation of minor actinide

(2) Study on a MOX fuel fast reactor core loading highly concentrated MA-containing metal fuel

*大釜 和也[1]，太田 宏一[2]，大木 繁夫[1]，尾形 孝成[2]，飯塚 政利[2]

[1] 日本原子力研究開発機構，[2] 電力中央研究所

柔軟性の高い MA 回収・核変換技術の開発の一環として、本研究では、高濃度 MA 含有金属燃料を混合酸化物(MOX)燃料高速炉に非均質に装荷した炉心概念の核的観点での検討を実施した。

キーワード：金属燃料、ナトリウム冷却高速炉、MA 核変換、乾式再処理、核設計

1. 緒言

湿式再処理・高除染 MOX 燃料を利用した高速炉燃料サイクルに、比較的容易に MA の扱いが可能で、かつ、小規模でも経済性に優れる等の特徴を有する金属燃料－乾式再処理技術を加えることで、既存インフラを有効に活用しつつ、早期に、比較的低コストで、高速炉における MA 核変換を実用化できる可能性がある。本研究では、このようなサイクルを実現するため、実証炉クラスの高除染 MOX 燃料炉心に、同炉心の設計に大きな影響を与えずに、高濃度 MA 含有金属燃料を装荷するための設計条件、核的観点での検討を実施した。

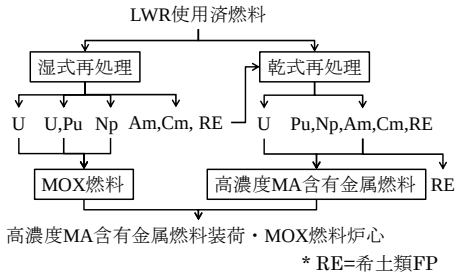


図 1 想定する再処理・燃料製造

2. 検討条件

高濃度 MA 含有金属燃料の設計条件を次のように検討した。一般に、軽水炉使用済燃料中の MA は Pu の数分の一未満に過ぎないため、超ウラン元素(TRU)を一括回収する乾式再処理だけでは、MA 含有量の高い金属燃料が得られない。そこで、図 1 のように、湿式再処理で発生する MA を乾式再処理にフィードすることで、任意の Pu/MA 比に調整し、高濃度 MA 含有金属燃料を得ることとした。合金の特性上、U と MA を混合させるためには一定割合以上の Pu の添加が必要であることが知られている。本研究では、既往知見を踏まえ、Pu/MA≧1.0 の条件での燃料製造を想定した。また、本研究では、Na ボンド材を要しない粒子型金属燃料等を想定することで、MOX 燃料と軸方向構造が一致する下部ガスプレナム構造の金属燃料概念とした。

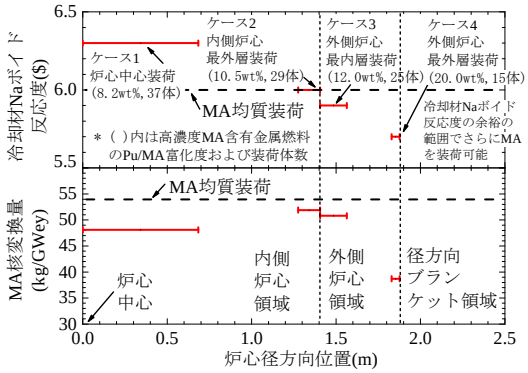


図 2 装荷位置と炉心特性

有利な装荷方法を検討するため、3wt%の MA を均質装荷した 750MWe MOX 炉心を基準とし、同炉心と MA 装荷量を保存しつつ、種々の炉心径方向位置に非均質に高濃度 MA 含有金属燃料を装荷した炉心の特性を 70 群 2 次元拡散燃焼計算により評価した。なお、高濃度 MA 含有金属燃料の線出力制限を暫定的に 300W/cm 以下とし、各ケースではこの制限を上回らないように、Pu/MA 富化度および装荷体数を調整した。

3. 検討結果

図 2 に、装荷位置と炉心特性の関係を示す。冷却材 Na ボイド反応度は、装荷位置を炉心中心から外側にするにつれて低減する。内側・外側炉心の境界位置（ケース 2 および 3）および外側炉心最外層に装荷したケースでは、冷却材 Na ボイド反応度が均質装荷と同等または下回り、成立性がある炉心が構築できることがわかった。一方、MA 核変換量は、内側・外側炉心の境界位置に装荷したケースで最も高かった。この結果を踏まえ、冷却材 Na ボイド反応度を MA 均質装荷炉心と同等になる範囲で、装荷集合体数を増やすことにより MA 装荷量を増加させた炉心を評価した。この結果、冷却材 Na ボイド反応度に余裕がある外側炉心最外層への装荷では、MA 均質装荷炉心の約 1.6 倍の MA 核変換量を達成できることがわかった。以上の結果から、MOX 燃料と高濃度 MA 含有金属燃料を混在させた炉心で、炉心安全性と高い MA 核変換性能を確保できる見込みが得られた。

※本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業「柔軟性の高い MA 回収・核変換技術の開発」の成果である。

*Kazuya Ohgama[1], Hirokazu Ohta[2], Shigeo Ohki[1], Takanari Ogata[2] and Masatoshi Iizuka[2]

[1] Japan Atomic Energy Agency, [2] Central Research Institute of Electric Power Industry.

高温ガス炉の高レベル廃棄物の減容に関する研究
処分シナリオ、分離導入による減容効果の確認

Investigation on Reduction of Volume of HLW of HTGR

Confirmation on Reduction of Volume of HLW with Disposal Scenario and Separation

*深谷 裕司，大橋　弘史

原子力機構

高温ガス炉の導入効果評価の一環として高レベル廃棄物の発生量及び処分場専有面積の評価を行った。高燃焼度、高発電効率など軽水炉より優れた特性による廃棄物減容効果について確認した。さらに、処分シナリオ最適化、分離技術導入による減容効果について評価した。

キーワード：高温ガス炉，高レベル廃棄物，減容，環境負荷低減

1. 緒言

原子力利用に関しては、廃棄物問題は重要であり、特に、処分場の決定すらできない高レベル廃棄物の処分は重要である。高温ガス炉は軽水炉よりも廃棄物低減に有利な特性を有しているものの、マルチリサイクルが実現できる炉型と比較すればその性能に劣る。一方で、廃棄物減容の効果は再処理技術、処分シナリオに拠るところが大きく、廃棄物減容には核燃料サイクル全体での最適化が重要である。この観点から、代表シナリオにおける高温ガス炉廃棄物の軽水炉と比較した減容効果と、処分シナリオ最適化と分離技術導入による廃棄物減容の最適化を行った。

2. 廃棄物減容効果の評価

2-1. 評価手法

再処理時及び直接処分時の廃棄物発生体数と処分時の処分場専有面積の評価を行った。再処理時には廃棄体製造・保管に関する組成・崩壊熱に関する制約があり、地層処分時には、緩衝材等の温度制限がある。それぞれの制限に対し、燃焼解析、地層処分時の温度解析を行い、廃棄体発生体数および処分場専有面積を評価した。なお、直接処分時には処分場内における臨界性に関しても評価を行った。

2-2. 評価結果

結果を表 1 に示す。代表シナリオ及び軟岩・竪置き処分の場合、高温ガス炉の TRU 発生量が少ない核特性および、燃料棒のみの処分により、軽水炉と比較し廃棄物発生体数および処分場専有面積の 6 割減となった。再処理時は発電効率の高さにより 3 割減となる。さらに、横置き方式の適用及び処分までの冷却期間の 40 年の増加により、専有面積は直接処分時に 5 割減、再処理時に 8 割減となった。群分離併用時には廃棄物発生体数は 6 割減となり、処分までの冷却期間を 150 年程度とするシナリオ適用時には、横置き方式を利用し処分場専有面積は 9 割減となった。

表 1 代表シナリオにおける廃棄物諸元

	PWR	HTGR
直接処分		
廃棄体発生体数(cani./TWeh)	2.92	1.20
処分場専有面積(m^2/TWeh)	560.1	244.0
ガラス固化体（再処理）		
廃棄体発生体数(cani./TWeh)	3.40	2.32
処分場専有面積(m^2/TWeh)	305.8	208.5

3. 結論

高温ガス炉の高燃焼度、高発電効率、TRU が発生しにくい核特性による軽水炉と比較した高レベル廃棄物の減容効果が確認できた。また、シナリオの最適化、群分離併用は減容に非常に効果的であり、150 年程度の現実的な冷却期間においては、減容に関し、MA 核変換は必ずしも必要ないことが分かった。このように、既存の技術に立脚した早期導入型のオプションによる高レベル廃棄物減容効果が明らかとなった。

*Yuji Fukaya, Ohashi Hirofumi,　Japan Atomic Energy Agency (JAEA).

Planning Lecture | Board and Committee：Education Committee

Fri. Sep 15, 2017 1:00 PM - 2:30 PM JST | Fri. Sep 15, 2017 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room H C212 - C Block

[3H_PL] International standardization of the education of cultures on nuclear safety and nuclear security

Chair: Makoto Takahashi (Tohoku Univ.)

[3H_PL01] Opening remarks

*Shigeaki Okajima[1] (1. JAEA)

[3H_PL02] Further enhancement of nuclear safety = continuous improvement

Improtance of engineers's ethics and nuclear knowledge management

*Akihide Hidaka[1] (1. JAEA)

[3H_PL03] Culture of guard security

*Tsuneo Komatsuzaki[1] (1. SECOM)

[3H_PL04] International standardization of the education of cultures on nuclear safety and nuclear security

*Mitsuru Uesaka[1] (1. Univ. of Tokyo)

[3H_PL05] Closing remarks

*Masami Uno[1] (1. Fukui Univ.)

Planning Lecture | Board and Committee | Education Committee

[3H_PL] International standardization of the education of cultures on nuclear safety and nuclear security

Chair: Makoto Takahashi (Tohoku Univ.)

Fri. Sep 15, 2017 1:00 PM - 2:30 PM Room H (C212 - C Block)

[3H_PL01]Opening remarks

*Shigeaki Okajima[1] (1. JAEA)

東京電力福島第一原発事故から6年半が経ち、日本での原子力安全文化向上の明確化、及びそれが適正に教えられているかが問われている。一方、核セキュリティの強化も必要視されている。2年後には規制強化の見込みであり、その際、大学等核燃・RI研究施設の存続、及びそこでの教育に重大な支障が生じる可能性がある。適正な規制に向け、日本でのセキュリティ文化についても学んでみたい。さらに、人材育成に係る教材のうち、共通部分は標準化すべきとの声もある。そこには、日本発の原子力安全文化・核セキュリティ文化が盛り込まれている必要がある。こうした様々な課題の解決に向け、講演と総合的な議論を行う。

©Atomic Energy Society of Japan

2017年秋の大会

教育委員会セッション

原子力安全・核セキュリティ文化の教育の国際標準化

International standardization of the education of cultures on nuclear safety and nuclear security

*日髙昭秀[1], *上坂充[2], *小松崎常夫[3], 高橋信[4], 岡嶋成晃[1], 宇埜正美[5]

[1]JAEA, [2]東大, [3](株)セコム, [4]東北大, [5]福井大

１．はじめに

東京電力福島第一原子力発電所事故（以下、福島第一原発事故）から 6 年半が経ち、日本での原子力安全文化の向上の明確化、およびそれが適正に教えられているかが問われている。一方、安全に加えて、核セキュリティの強化も必要視され、2 年後には規制強化も見込まれている。その際、大学等核燃・RI 研究施設の存続、およびそこでの教育に重大な支障が生じる可能性がある。このため、適正な規制に向けて、日本でのセキュリティ文化のあり方について議論のニーズがある。さらに、原子力人材育成活動が始まって 7 年が経過し、様々な活動・教材開発が行われているが、教材に関して共通部分は標準化すべきとの声もある。そこには、上記の日本発の原子力安全文化・核セキュリティ文化が盛り込まれている必要がある。そこで、現状と課題についてレビューした後、日本が世界に発信すべき原子力安全文化、セキュリティ文化について議論することとする。

２．より確実な原子力安全文化＝継続的改善に向けて―技術者倫理及び原子力知識マネジメントの重要性―

福島第一原発事故の教訓の一つとして、安全文化＝継続的改善の必要性が指摘された。この継続的改善をより確実なものとするための視点として、安全文化の醸成に加え、技術者として社会的責任を自覚するための技術者倫理向上の側面、原子力知識マネジメントや問題の本質を考える能力の開発といった側面にも焦点を当て、今後あるべき教育の方向性について述べる。まず、チェルノブイリ事故以降、IAEA を中心にして議論されてきた原子力安全文化醸成に向けた取組の変遷、すなわち、当該分野の必要性の認識と議論の開始、品質保証やマネジメントシステム整備といった枠組みの整備、福島第一原発事故以降の潜在意識の改革等について紹介する（図 1 参照）。

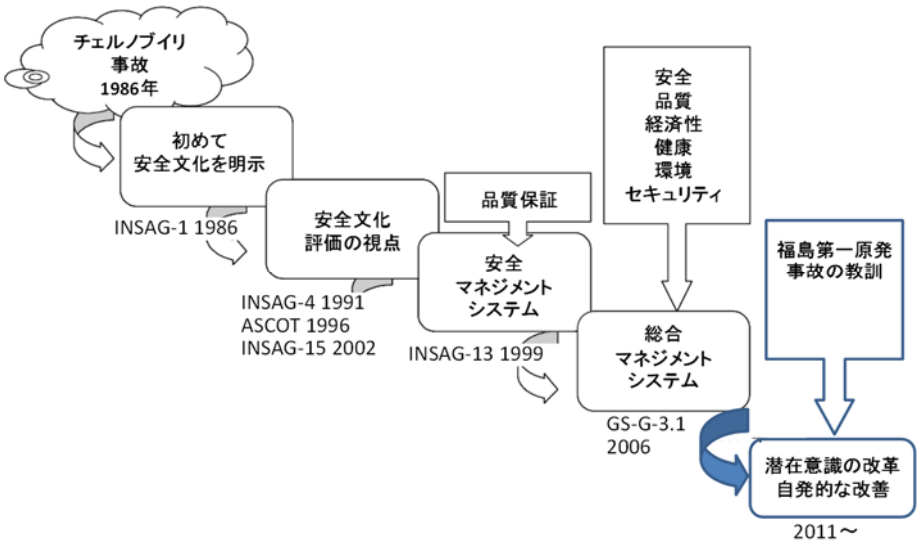


図 1　IAEA における原子力安全文化醸成に向けた取組の変遷

*Akihide Hidaka[1], Mitsuru Uesaka[2], Tsuneo Komatsuzaki[3], Makoto, Takahashi[4], Shigeaki Okajima[1] and Masami Uno[5]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Univ. of Tokyo, [3]Secom Co., Ltd., [4]Tohoku Univ. [5]Fukui Univ.

続いて、技術者倫理では、1986 年 1 月に起きたスペースシャトル・チャレンジャー号爆発事故の事例を引用し、低温状態での個体燃料補助ロケットの密閉用 O リングの安全性が確認されていないことを理由に、極寒の朝の打ち上げ反対を唱える技術者がいたにもかかわらず、なぜ打ち上げを強行しなければならなかったのかについて述べる。ここでは、分野は異なるものの、原子力安全にとっても参考とすべき課題が数多く含まれている。

原子力知識マネジメントや問題の本質を考える能力の開発では、現在の教育は、数多くの失敗の末に発見した技術の上澄みとしての知識を習得することに重点が置かれがちであるが、知識の伝承や教育、訓練等の重要性について述べる。これは、将来、実際に仕事で問題に直面した際、なぜそのような原理が見出されたのか、もう一度原点に立ち返って考える場合が想定されるのと、そのような時に、過去の教訓と総合的な知識を元に、何が重要なのかの本質を考え、解決方策を創造できる人材を育成することこそが、今後の教育で最も必要なことの一つであり、安全文化＝継続的改善への早道であると考えるからである。

米国は、2001 年 9 月 11 日に同時多発テロを経験し、原子力関係者の多くは、次は原子力発電所がテロの標的にされると感じ、世界に先駆けてテロ等による壊滅的な全電源喪失が起きた時の対策（B.5.b 命令）たとえば、消防自動車や電源車といった可搬設備の整備を行った。これまで誰もやっていないことであっても、必要であれば突き進む行動力と知恵を養うことが、これまで諸外国の後追いで新しいしくみを創造することが苦手な我々にとって、最も重要なことだと考える。［日髙 昭秀］

３．セキュリティ文化

日本社会における今後のセキュリティについての検討に資するため、セコム㈱が考えるセキュリティ文化の現状と今後の方向性について紹介する。

セコムは 1962 年に日本で初めて警備を事業化した。創業当時の社名は日本警備保障といい、人的警備を提供する会社だった。その後オンラインセキュリティサービスに移行し、防災事業にも進出した。1983 年に現在のセコム（**Se**curity **Com**munication に由来）に社名を変更したが、安全・安心・快適・便利な生活を複合的なサービスで実現する「社会システム産業の構築」という企業ビジョンに合わせたものであった。日本では一般に、セキュリティ＝警備という理解が定着しているが、本来の意味は非常に広く、戦争、病気、災害、情報システム、食糧、エネルギー等々、人命や生活基盤に影響を与える全ての要素を対象とする概念である。セコムは、警備・医療・防災・地理情報・情報通信・保険など、生活に密着したシステムサービスを連携・融合する、広いセキュリティ概念に基づいた事業展開を行っている。

日本の社会での一般的なセキュリティ対策であるが、「セキュリティとは何か」が曖昧でも、発生した個々の事象に対する対策は可能であり、個別の分野あるいは個別の要素での様々な対策が施されてきた。しかし、増加する新種の脅威、社会基盤に多大な影響を与えうる脅威などを考えると、これからの日本社会のセキュリティのための方法論や技術開発、更には社会の仕組までをも含む、ソーシャルデザインを意識した高いレベルでの研究とその実現が一層重要になってきている。そのためには、対症療法的なアプローチではなく、セキュリティの本質を明確にすることが欠かせない。言い換えれば、セキュリティ哲学が不可欠である。また、ソーシャルデザインという観点から、多分野の専門家の連携も極めて重要であり、哲学を共有することで、従来の枠組みを超えた真のオープンイノベーションの実現が期待される。

特に核セキュリティにおいては、その対象が極めて重要であり、また特殊な領域を含んでおり、その範囲の広さ、時間軸の長さ、関係する専門領域の多さなどを考えると、明確なセキュリティ哲学を基盤とした「セキュリティ文化」の構築が重要である。

このように広い概念を有するセキュリティではあるが、警備がその中核にあることも事実である。警備というと、外部の脅威に目が行きがちだが、近年日本でも増加しつつある内部不正や内部犯罪などの内部の脅威への対策も欠

かせないものとなってきている。外敵の侵入を阻止するための高度な対策を実施しても、内部が適正に対応していないとその対策は効果を発揮しにくい。また、内部起因の犯罪への効果は薄弱である。核セキュリティにおいては、その社会的重要性のみならず社会不安の払拭のためにも、一分の隙も無い堅固な対策が求められる。その意味でも、これまで注目が希薄だった内部の脅威への対策は急務とも言える。内部の脅威の主対象は人間なので、その行動や心理などに大きな影響を与えている日本特有の「世間」という規範に着目した考え方も重要である。この考え方は、核セキュリティ、さらには原子力安全文化の向上にも有効と考える。高度なセキュリティ概念が日本の社会に定着し、それが文化の一部になるためにも、日本社会の特性を踏まえた対応が望まれる。　［小松崎常夫］

４．原子力安全・核セキュリティ文化の教材の国際標準化

平成 22 年から官庁の支援を得た多くの原子力人材育成プログラムが実施され、多くのセミナー・教材等が作成された。その中で、共通化の必要性が指摘されている。教材の国際標準化の一例として、東大原子力専攻の和英教科書シリーズの出版、IAEA 共同の e-learning システムの使用開始がある。また、東大原子力国際専攻・原子力専攻のカリキュラム・教材が、IAEA INMA(International Nuclear Management Academy)による Peer Review を平成 29 年 10 月に受けることも、国際標準化の一つと言えよう。IAEA INMA とは、世界中で実施されている IAEA Nuclear Energy Management School(3 週間)を大学院修士課程に発展させる教育モデルを議論している国際委員会である。それが推奨しているカリキュラムと Competence Area はヨーロッパの Bologna Process をベースにしている。またその教育の実践についてはアメリカ発信の方法である Bloom's Taxonomy が適用されている。Bloom らは教育手法を、Knowledge（知識を座学で教える）、Demonstration（演習・実験等によって知識を応用し、理解を深める）、Implementation（知識を実践できるようにする）に分類している。上記 Peer Review では、東大のシラバスをヨーロッパ型 Competence Area とアメリカ型 Bloom's Taxonomy に合わせて記述し直して受けることになる。アジアとヨーロッパとアメリカの方式の融合であり、興味深いと考える。シラバスを形式的に書き換えたのみで終わらず、シナジー効果を得ていかなければならないと考える。またその教材には、東京電力福島第一原子力発電所事故後、醸成された原子力安全文化、今後醸成されるべき核セキュリティ文化を適時盛り込んでいく。　［上坂　充］

2017年秋の大会

教育委員会セッション

原子力安全・核セキュリティ文化の教育の国際標準化

International standardization of the education of cultures on nuclear safety and nuclear security

*日髙昭秀[1], *上坂充[2], *小松崎常夫[3], 高橋信[4], 岡嶋成晃[1], 宇埜正美[5]

[1]JAEA, [2]東大, [3](株)セコム, [4]東北大, [5]福井大

１．はじめに

東京電力福島第一原子力発電所事故（以下、福島第一原発事故）から 6 年半が経ち、日本での原子力安全文化の向上の明確化、およびそれが適正に教えられているかが問われている。一方、安全に加えて、核セキュリティの強化も必要視され、2 年後には規制強化も見込まれている。その際、大学等核燃・RI 研究施設の存続、およびそこでの教育に重大な支障が生じる可能性がある。このため、適正な規制に向けて、日本でのセキュリティ文化のあり方について議論のニーズがある。さらに、原子力人材育成活動が始まって 7 年が経過し、様々な活動・教材開発が行われているが、教材に関して共通部分は標準化すべきとの声もある。そこには、上記の日本発の原子力安全文化・核セキュリティ文化が盛り込まれている必要がある。そこで、現状と課題についてレビューした後、日本が世界に発信すべき原子力安全文化、セキュリティ文化について議論することとする。

２．より確実な原子力安全文化＝継続的改善に向けて―技術者倫理及び原子力知識マネジメントの重要性―

福島第一原発事故の教訓の一つとして、安全文化＝継続的改善の必要性が指摘された。この継続的改善をより確実なものとするための視点として、安全文化の醸成に加え、技術者として社会的責任を自覚するための技術者倫理向上の側面、原子力知識マネジメントや問題の本質を考える能力の開発といった側面にも焦点を当て、今後あるべき教育の方向性について述べる。まず、チェルノブイリ事故以降、IAEA を中心にして議論されてきた原子力安全文化醸成に向けた取組の変遷、すなわち、当該分野の必要性の認識と議論の開始、品質保証やマネジメントシステム整備といった枠組みの整備、福島第一原発事故以降の潜在意識の改革等について紹介する（図 1 参照）。

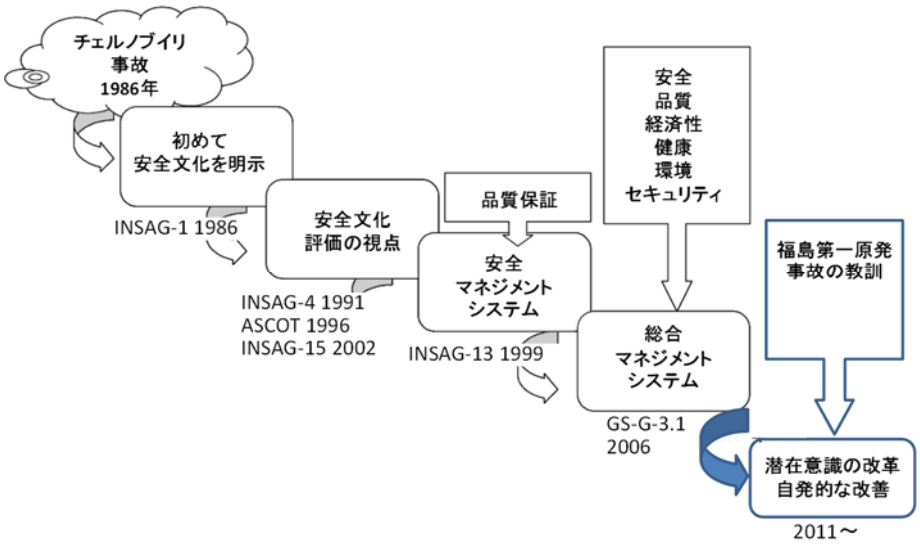


図 1　IAEA における原子力安全文化醸成に向けた取組の変遷

*Akihide Hidaka[1], Mitsuru Uesaka[2], Tsuneo Komatsuzaki[3], Makoto, Takahashi[4], Shigeaki Okajima[1] and Masami Uno[5]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Univ. of Tokyo, [3]Secom Co., Ltd., [4]Tohoku Univ. [5]Fukui Univ.

続いて、技術者倫理では、1986 年 1 月に起きたスペースシャトル・チャレンジャー号爆発事故の事例を引用し、低温状態での個体燃料補助ロケットの密閉用 O リングの安全性が確認されていないことを理由に、極寒の朝の打ち上げ反対を唱える技術者がいたにもかかわらず、なぜ打ち上げを強行しなければならなかったのかについて述べる。ここでは、分野は異なるものの、原子力安全にとっても参考とすべき課題が数多く含まれている。

原子力知識マネジメントや問題の本質を考える能力の開発では、現在の教育は、数多くの失敗の末に発見した技術の上澄みとしての知識を習得することに重点が置かれがちであるが、知識の伝承や教育、訓練等の重要性について述べる。これは、将来、実際に仕事で問題に直面した際、なぜそのような原理が見出されたのか、もう一度原点に立ち返って考える場合が想定されるのと、そのような時に、過去の教訓と総合的な知識を元に、何が重要なのかの本質を考え、解決方策を創造できる人材を育成することこそが、今後の教育で最も必要なことの一つであり、安全文化＝継続的改善への早道であると考えるからである。

米国は、2001 年 9 月 11 日に同時多発テロを経験し、原子力関係者の多くは、次は原子力発電所がテロの標的にされると感じ、世界に先駆けてテロ等による壊滅的な全電源喪失が起きた時の対策（B.5.b 命令）たとえば、消防自動車や電源車といった可搬設備の整備を行った。これまで誰もやっていないことであっても、必要であれば突き進む行動力と知恵を養うことが、これまで諸外国の後追いで新しいしくみを創造することが苦手な我々にとって、最も重要なことだと考える。［日髙 昭秀］

３．セキュリティ文化

日本社会における今後のセキュリティについての検討に資するため、セコム㈱が考えるセキュリティ文化の現状と今後の方向性について紹介する。

セコムは 1962 年に日本で初めて警備を事業化した。創業当時の社名は日本警備保障といい、人的警備を提供する会社だった。その後オンラインセキュリティサービスに移行し、防災事業にも進出した。1983 年に現在のセコム（**Se**curity **Com**munication に由来）に社名を変更したが、安全・安心・快適・便利な生活を複合的なサービスで実現する「社会システム産業の構築」という企業ビジョンに合わせたものであった。日本では一般に、セキュリティ＝警備という理解が定着しているが、本来の意味は非常に広く、戦争、病気、災害、情報システム、食糧、エネルギー等々、人命や生活基盤に影響を与える全ての要素を対象とする概念である。セコムは、警備・医療・防災・地理情報・情報通信・保険など、生活に密着したシステムサービスを連携・融合する、広いセキュリティ概念に基づいた事業展開を行っている。

日本の社会での一般的なセキュリティ対策であるが、「セキュリティとは何か」が曖昧でも、発生した個々の事象に対する対策は可能であり、個別の分野あるいは個別の要素での様々な対策が施されてきた。しかし、増加する新種の脅威、社会基盤に多大な影響を与えうる脅威などを考えると、これからの日本社会のセキュリティのための方法論や技術開発、更には社会の仕組までをも含む、ソーシャルデザインを意識した高いレベルでの研究とその実現が一層重要になってきている。そのためには、対症療法的なアプローチではなく、セキュリティの本質を明確にすることが欠かせない。言い換えれば、セキュリティ哲学が不可欠である。また、ソーシャルデザインという観点から、多分野の専門家の連携も極めて重要であり、哲学を共有することで、従来の枠組みを超えた真のオープンイノベーションの実現が期待される。

特に核セキュリティにおいては、その対象が極めて重要であり、また特殊な領域を含んでおり、その範囲の広さ、時間軸の長さ、関係する専門領域の多さなどを考えると、明確なセキュリティ哲学を基盤とした「セキュリティ文化」の構築が重要である。

このように広い概念を有するセキュリティではあるが、警備がその中核にあることも事実である。警備というと、外部の脅威に目が行きがちだが、近年日本でも増加しつつある内部不正や内部犯罪などの内部の脅威への対策も欠

かせないものとなってきている。外敵の侵入を阻止するための高度な対策を実施しても、内部が適正に対応していないとその対策は効果を発揮しにくい。また、内部起因の犯罪への効果は薄弱である。核セキュリティにおいては、その社会的重要性のみならず社会不安の払拭のためにも、一分の隙も無い堅固な対策が求められる。その意味でも、これまで注目が希薄だった内部の脅威への対策は急務とも言える。内部の脅威の主対象は人間なので、その行動や心理などに大きな影響を与えている日本特有の「世間」という規範に着目した考え方も重要である。この考え方は、核セキュリティ、さらには原子力安全文化の向上にも有効と考える。高度なセキュリティ概念が日本の社会に定着し、それが文化の一部になるためにも、日本社会の特性を踏まえた対応が望まれる。　［小松崎常夫］

４．原子力安全・核セキュリティ文化の教材の国際標準化

平成 22 年から官庁の支援を得た多くの原子力人材育成プログラムが実施され、多くのセミナー・教材等が作成された。その中で、共通化の必要性が指摘されている。教材の国際標準化の一例として、東大原子力専攻の和英教科書シリーズの出版、IAEA 共同の e-learning システムの使用開始がある。また、東大原子力国際専攻・原子力専攻のカリキュラム・教材が、IAEA INMA(International Nuclear Management Academy)による Peer Review を平成 29 年 10 月に受けることも、国際標準化の一つと言えよう。IAEA INMA とは、世界中で実施されている IAEA Nuclear Energy Management School(3 週間)を大学院修士課程に発展させる教育モデルを議論している国際委員会である。それが推奨しているカリキュラムと Competence Area はヨーロッパの Bologna Process をベースにしている。またその教育の実践についてはアメリカ発信の方法である Bloom's Taxonomy が適用されている。Bloom らは教育手法を、Knowledge（知識を座学で教える）、Demonstration（演習・実験等によって知識を応用し、理解を深める）、Implementation（知識を実践できるようにする）に分類している。上記 Peer Review では、東大のシラバスをヨーロッパ型 Competence Area とアメリカ型 Bloom's Taxonomy に合わせて記述し直して受けることになる。アジアとヨーロッパとアメリカの方式の融合であり、興味深いと考える。シラバスを形式的に書き換えたのみで終わらず、シナジー効果を得ていかなければならないと考える。またその教材には、東京電力福島第一原子力発電所事故後、醸成された原子力安全文化、今後醸成されるべき核セキュリティ文化を適時盛り込んでいく。　［上坂　充］

2017年秋の大会

教育委員会セッション

原子力安全・核セキュリティ文化の教育の国際標準化

International standardization of the education of cultures on nuclear safety and nuclear security

*日髙昭秀[1], *上坂充[2], *小松崎常夫[3], 高橋信[4], 岡嶋成晃[1], 宇埜正美[5]

[1]JAEA, [2]東大, [3](株)セコム, [4]東北大, [5]福井大

１．はじめに

東京電力福島第一原子力発電所事故（以下、福島第一原発事故）から 6 年半が経ち、日本での原子力安全文化の向上の明確化、およびそれが適正に教えられているかが問われている。一方、安全に加えて、核セキュリティの強化も必要視され、2 年後には規制強化も見込まれている。その際、大学等核燃・RI 研究施設の存続、およびそこでの教育に重大な支障が生じる可能性がある。このため、適正な規制に向けて、日本でのセキュリティ文化のあり方について議論のニーズがある。さらに、原子力人材育成活動が始まって 7 年が経過し、様々な活動・教材開発が行われているが、教材に関して共通部分は標準化すべきとの声もある。そこには、上記の日本発の原子力安全文化・核セキュリティ文化が盛り込まれている必要がある。そこで、現状と課題についてレビューした後、日本が世界に発信すべき原子力安全文化、セキュリティ文化について議論することとする。

２．より確実な原子力安全文化＝継続的改善に向けて―技術者倫理及び原子力知識マネジメントの重要性―

福島第一原発事故の教訓の一つとして、安全文化＝継続的改善の必要性が指摘された。この継続的改善をより確実なものとするための視点として、安全文化の醸成に加え、技術者として社会的責任を自覚するための技術者倫理向上の側面、原子力知識マネジメントや問題の本質を考える能力の開発といった側面にも焦点を当て、今後あるべき教育の方向性について述べる。まず、チェルノブイリ事故以降、IAEA を中心にして議論されてきた原子力安全文化醸成に向けた取組の変遷、すなわち、当該分野の必要性の認識と議論の開始、品質保証やマネジメントシステム整備といった枠組みの整備、福島第一原発事故以降の潜在意識の改革等について紹介する（図 1 参照）。

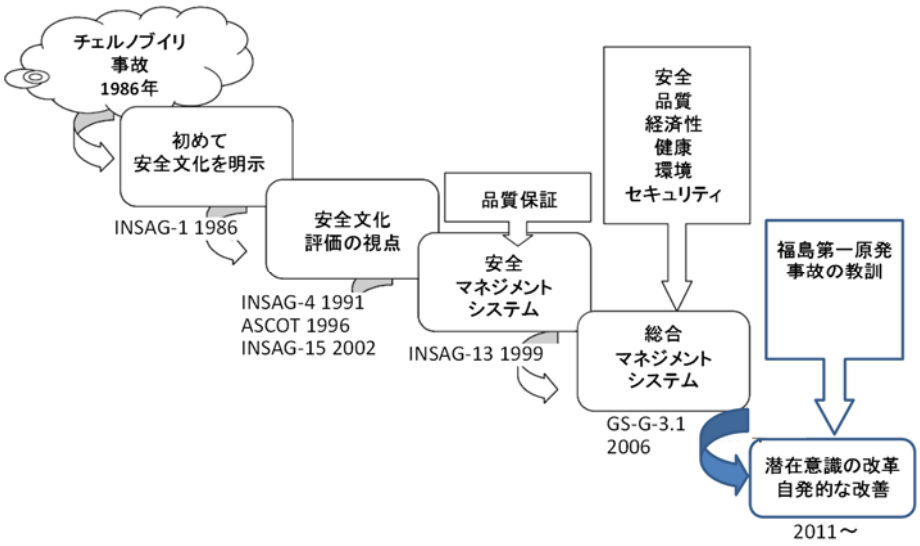


図 1　IAEA における原子力安全文化醸成に向けた取組の変遷

*Akihide Hidaka[1], Mitsuru Uesaka[2], Tsuneo Komatsuzaki[3], Makoto, Takahashi[4], Shigeaki Okajima[1] and Masami Uno[5]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Univ. of Tokyo, [3]Secom Co., Ltd., [4]Tohoku Univ. [5]Fukui Univ.

続いて、技術者倫理では、1986 年 1 月に起きたスペースシャトル・チャレンジャー号爆発事故の事例を引用し、低温状態での個体燃料補助ロケットの密閉用 O リングの安全性が確認されていないことを理由に、極寒の朝の打ち上げ反対を唱える技術者がいたにもかかわらず、なぜ打ち上げを強行しなければならなかったのかについて述べる。ここでは、分野は異なるものの、原子力安全にとっても参考とすべき課題が数多く含まれている。

原子力知識マネジメントや問題の本質を考える能力の開発では、現在の教育は、数多くの失敗の末に発見した技術の上澄みとしての知識を習得することに重点が置かれがちであるが、知識の伝承や教育、訓練等の重要性について述べる。これは、将来、実際に仕事で問題に直面した際、なぜそのような原理が見出されたのか、もう一度原点に立ち返って考える場合が想定されるのと、そのような時に、過去の教訓と総合的な知識を元に、何が重要なのかの本質を考え、解決方策を創造できる人材を育成することこそが、今後の教育で最も必要なことの一つであり、安全文化＝継続的改善への早道であると考えるからである。

米国は、2001 年 9 月 11 日に同時多発テロを経験し、原子力関係者の多くは、次は原子力発電所がテロの標的にされると感じ、世界に先駆けてテロ等による壊滅的な全電源喪失が起きた時の対策（B.5.b 命令）たとえば、消防自動車や電源車といった可搬設備の整備を行った。これまで誰もやっていないことであっても、必要であれば突き進む行動力と知恵を養うことが、これまで諸外国の後追いで新しいしくみを創造することが苦手な我々にとって、最も重要なことだと考える。［日髙 昭秀］

３．セキュリティ文化

日本社会における今後のセキュリティについての検討に資するため、セコム㈱が考えるセキュリティ文化の現状と今後の方向性について紹介する。

セコムは 1962 年に日本で初めて警備を事業化した。創業当時の社名は日本警備保障といい、人的警備を提供する会社だった。その後オンラインセキュリティサービスに移行し、防災事業にも進出した。1983 年に現在のセコム（**Se**curity **Com**munication に由来）に社名を変更したが、安全・安心・快適・便利な生活を複合的なサービスで実現する「社会システム産業の構築」という企業ビジョンに合わせたものであった。日本では一般に、セキュリティ＝警備という理解が定着しているが、本来の意味は非常に広く、戦争、病気、災害、情報システム、食糧、エネルギー等々、人命や生活基盤に影響を与える全ての要素を対象とする概念である。セコムは、警備・医療・防災・地理情報・情報通信・保険など、生活に密着したシステムサービスを連携・融合する、広いセキュリティ概念に基づいた事業展開を行っている。

日本の社会での一般的なセキュリティ対策であるが、「セキュリティとは何か」が曖昧でも、発生した個々の事象に対する対策は可能であり、個別の分野あるいは個別の要素での様々な対策が施されてきた。しかし、増加する新種の脅威、社会基盤に多大な影響を与えうる脅威などを考えると、これからの日本社会のセキュリティのための方法論や技術開発、更には社会の仕組までをも含む、ソーシャルデザインを意識した高いレベルでの研究とその実現が一層重要になってきている。そのためには、対症療法的なアプローチではなく、セキュリティの本質を明確にすることが欠かせない。言い換えれば、セキュリティ哲学が不可欠である。また、ソーシャルデザインという観点から、多分野の専門家の連携も極めて重要であり、哲学を共有することで、従来の枠組みを超えた真のオープンイノベーションの実現が期待される。

特に核セキュリティにおいては、その対象が極めて重要であり、また特殊な領域を含んでおり、その範囲の広さ、時間軸の長さ、関係する専門領域の多さなどを考えると、明確なセキュリティ哲学を基盤とした「セキュリティ文化」の構築が重要である。

このように広い概念を有するセキュリティではあるが、警備がその中核にあることも事実である。警備というと、外部の脅威に目が行きがちだが、近年日本でも増加しつつある内部不正や内部犯罪などの内部の脅威への対策も欠

かせないものとなってきている。外敵の侵入を阻止するための高度な対策を実施しても、内部が適正に対応していないとその対策は効果を発揮しにくい。また、内部起因の犯罪への効果は薄弱である。核セキュリティにおいては、その社会的重要性のみならず社会不安の払拭のためにも、一分の隙も無い堅固な対策が求められる。その意味でも、これまで注目が希薄だった内部の脅威への対策は急務とも言える。内部の脅威の主対象は人間なので、その行動や心理などに大きな影響を与えている日本特有の「世間」という規範に着目した考え方も重要である。この考え方は、核セキュリティ、さらには原子力安全文化の向上にも有効と考える。高度なセキュリティ概念が日本の社会に定着し、それが文化の一部になるためにも、日本社会の特性を踏まえた対応が望まれる。　［小松崎常夫］

４．原子力安全・核セキュリティ文化の教材の国際標準化

平成 22 年から官庁の支援を得た多くの原子力人材育成プログラムが実施され、多くのセミナー・教材等が作成された。その中で、共通化の必要性が指摘されている。教材の国際標準化の一例として、東大原子力専攻の和英教科書シリーズの出版、IAEA 共同の e-learning システムの使用開始がある。また、東大原子力国際専攻・原子力専攻のカリキュラム・教材が、IAEA INMA(International Nuclear Management Academy)による Peer Review を平成 29 年 10 月に受けることも、国際標準化の一つと言えよう。IAEA INMA とは、世界中で実施されている IAEA Nuclear Energy Management School(3 週間)を大学院修士課程に発展させる教育モデルを議論している国際委員会である。それが推奨しているカリキュラムと Competence Area はヨーロッパの Bologna Process をベースにしている。またその教育の実践についてはアメリカ発信の方法である Bloom's Taxonomy が適用されている。Bloom らは教育手法を、Knowledge（知識を座学で教える）、Demonstration（演習・実験等によって知識を応用し、理解を深める）、Implementation（知識を実践できるようにする）に分類している。上記 Peer Review では、東大のシラバスをヨーロッパ型 Competence Area とアメリカ型 Bloom's Taxonomy に合わせて記述し直して受けることになる。アジアとヨーロッパとアメリカの方式の融合であり、興味深いと考える。シラバスを形式的に書き換えたのみで終わらず、シナジー効果を得ていかなければならないと考える。またその教材には、東京電力福島第一原子力発電所事故後、醸成された原子力安全文化、今後醸成されるべき核セキュリティ文化を適時盛り込んでいく。　［上坂　充］

Planning Lecture | Board and Committee | Education Committee

[3H_PL] International standardization of the education of cultures on nuclear safety and nuclear security

Chair: Makoto Takahashi (Tohoku Univ.)

Fri. Sep 15, 2017 1:00 PM - 2:30 PM Room H (C212 - C Block)

[3H_PL05]Closing remarks

*Masami Uno[1] (1. Fukui Univ.)

東京電力福島第一原発事故から6年半が経ち、日本での原子力安全文化向上の明確化、及びそれが適正に教えられているかが問われている。一方、核セキュリティの強化も必要視されている。2年後には規制強化の見込みであり、その際、大学等核燃・RI研究施設の存続、及びそこでの教育に重大な支障が生じる可能性がある。適正な規制に向け、日本でのセキュリティ文化についても学んでみたい。さらに、人材育成に係る教材のうち、共通部分は標準化すべきとの声もある。そこには、日本発の原子力安全文化・核セキュリティ文化が盛り込まれている必要がある。こうした様々な課題の解決に向け、講演と総合的な議論を行う。

©Atomic Energy Society of Japan

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：301-2 Reactor Design, Nuclear Energy Strategy, Nuclear Transmutation

Fri. Sep 15, 2017 2:45 PM - 3:50 PM JST | Fri. Sep 15, 2017 5:45 AM - 6:50 AM UTC | Room H C212 - C Block

[3H10-13] Acceralator Driven Reactor

Chair:Cheol Ho Pyeon (Kyoto Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[3H10] Series experiment of lead void reactivity worth in two cores with differing uranium enrichments

*Masahiro Fukushima[1], J. Goda[2], J. Bounds[2], T. Cutler[2], T. Grove[2], J. Hutchinson[2], M. James[2], G. McKenzie[2], R. Sanchez[2], Akito Oizumi[1] (1. JAEA, 2. LANL)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[3H11] Design study of multi-target installed Accelerator-Driven System
(1)Outline and neutron target design

*Naoto Aizawa[1], Hiroki Yamaguchi[1], Tomohiko Iwasaki[1] (1. Tohoku Univ.)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[3H12] Design study of multi-target installed Accelerator-Driven System
(2)Reactor core design

*Kenta Suzuki[1], Hiroki Yamaguchi[1], Naoto Aizawa[1], Tomohiko Iwasaki[1] (1. Tohoku Univ.)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[3H13] Impact of Impurity in Transmutation Cycle on Neutronics Design of Accelerator-Driven System

*Takanori Sugawara[1], Ryota Katano[1], Kazufumi Tsujimoto[1] (1. JAEA)

3:45 PM - 3:50 PM JST | 6:45 AM - 6:50 AM UTC

Time reserved for Chair

ウラン濃縮度の異なる２つの体系での鉛ボイド反応度価値に関するシリーズ実験

Series experiments of lead void reactivity worth in two cores with different uranium enrichments

*福島 昌宏[1], Joetta Goda[2], John Bounds[2], Theresa Cutler[2], Travis Grove[2], Jesson Hutchinson[2], Michael James[2], George McKenzie[2], Rene Sanchez[2], 大泉 昭人[1], 岩元大樹[1], 辻本和文[1]

[1]日本原子力研究開発機構, [2]ロスアラモス国立研究所

鉛散乱断面積の積分評価に資するため、高濃縮ウラン/鉛体系及び低濃縮ウラン/鉛体系における鉛ボイド反応度価値に関するシリーズ実験を実施した。
キーワード：積分実験，ボイド反応度価値，鉛散乱断面積

1. 緒言

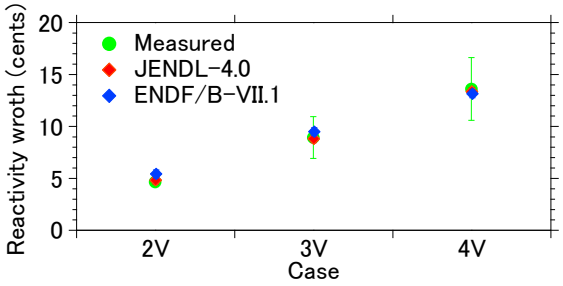
鉛及びビスマスは、比較的融点が低く、中性子の吸収断面積が小さいため、加速器駆動システム(ADS)や鉛冷却高速炉の炉心冷却材として検討が進められている。一方で、これらの核種の断面積データは、臨界性やボイド反応度係数といったシステムの核特性に影響を与える。近年の ADS の設計研究では、鉛の非弾性散乱断面積が冷却材ボイド反応度の不確かさに大きく影響していることが報告されている。本研究では、鉛の散乱断面積の積分評価に資する新たなベンチマークデータを取得するため、燃料組成の異なる複数の実験体系において鉛ボイド反応度価値を測定するシリーズ実験を行っている。本報では、シリーズ実験の概要とこれまでに測定が終了した濃縮度の異なる 2 つのウラン実験体系の結果について報告する。なお、本シリーズ実験では、更にプルトニウム燃料体系での測定も計画しており、現在進行中である。

2. 実験

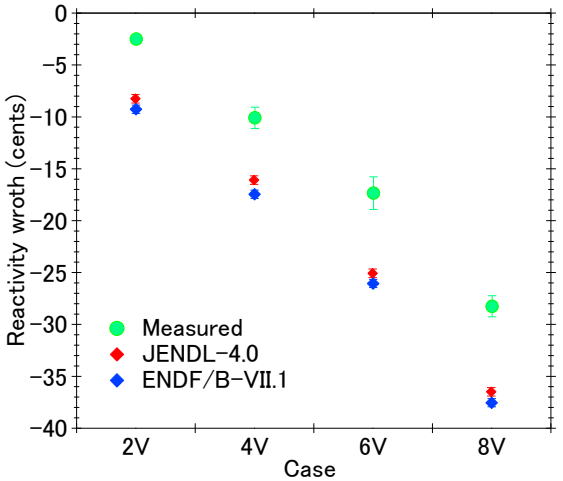
鉛を含む体系では、炉心の鉛がボイド化することで中性子スペクトルが高エネルギー側へシフトするため、鉛ボイド反応度価値は体系固有のインポータンスのエネルギー分布の勾配に強く依存する。この点に着目して、鉛の散乱断面積に対して異なる感度を有する相補的なデータセットを提供するように、濃縮度の異なる 2 つのウラン実験体系を構築した。本実験では、米国 National Criticality Experiments Research Center の臨界実験装置 COMET を用いて高濃縮ウラン/鉛体系（93%濃縮ウランと鉛の組合せ）及び低濃縮ウラン/鉛体系（93%濃縮ウラン、天然ウラン、鉛の組合せ）を構築した。高濃縮ウラン体系と比べて、低濃縮ウラン体系では ^{238}U 量の含有量が多いことから 1 MeV 以上のエネルギーをもつ中性子のインポータンスが増加する傾向がある。これにより、各実験体系のボイド反応度価値のスペクトルシフト成分は、特に低濃縮ウラン/鉛体系では大きな正の寄与となる特徴を有する。なお、同反応度価値における中性子漏えい成分が小さくなるように、測定は各実験体系の炉心中央部で行った。

3. 結果

測定結果及び解析結果の比較を図 1 に示す。ボイド反応度価値は、ボイド化する領域を変えた複数のケースについて実施した。ボイド反応度価値は、高濃縮ウラン/鉛体系では負値となる一方で、低濃縮ウラン/鉛体系では正値として測定された。これらの傾向は、上述の各実験体系における中性子のインポータンスの違いを反映している。また、実験解析をモンテカルロコード MCNP6.1 により、核データ JENDL-4.0 及び ENDF/B-VII.1 を用いて実施した。その結果、いずれの核データにおいても低濃縮ウラン/鉛体系では実験値を良く再現する一方で、高濃縮ウラン/鉛体系では負のボイド反応度を大幅に過大評価することが判明した。今後、プルトニウム実験体系での実験を含めて、積分評価を行っていく計画である。



(a) 低濃縮ウラン/鉛体系



(b) 高濃縮ウラン/鉛体系

図 1 鉛ボイド反応度価値の実験と解析の比較

*Masahiro Fukushima[1], J. Goda[2], J. Bounds[2], T. Cutler[2], T. Grove[2], J. Hutchinson[2], M. James[2], G. McKenzie[2], R. Sanchez[2], Akito Oizumi[1], Hiroki Iwamoto[1] and Kazufumi Tsujimoto[1], [1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Los Alamos National Laboratory.

マルチターゲット型加速器駆動システムの設計
（1）全体概要・ターゲット設計

Design study of multi-target installed Accelerator-Driven System
(1) Outline and neutron target design

*相澤 直人，山口 裕輝，岩崎 智彦
東北大学

加速器設計負荷の低減およびシステム自体の安全性向上を目的として、中性子ターゲットを複数有する加速器駆動システムを提案する。本発表では、全体概要とターゲット設計について述べる。

キーワード：加速器駆動システム，マルチターゲット，中性子ターゲット設計

1. 緒言　高レベル放射性廃棄物減容化・毒性低減技術である核変換のための原子炉として加速器駆動システム(ADS)が提案され、研究開発が行われているが、システム全体の課題として、高い加速器設計への要求、運転後期のビーム電流の増加に伴う中性子ターゲットビーム窓の高負荷、大きな出力ピーキングの存在等がある。東北大学では、これらの課題を解決するシステムとして、マルチターゲット型 ADS を提案する。

2. マルチターゲット型加速器駆動システムの概要　マルチターゲット型 ADS は、複数の加速器、複数の中性子ターゲット、未臨界炉心から構成される。現在までに検討が行われている ADS の殆どは、単一加速器・ターゲットにより核破砕中性子源が構成されるが、複数の加速器・ターゲットを用いることにより、①出力ピーキング係数の改善、②個々のターゲットビーム窓に対する負荷の低減、の実現が見込まれる。加えて、単一加速器・ターゲット設計より出力が低い加速器を複数個使用することは、従来概念にて想定される大強度陽子線形加速器の設計負荷を低減できるだけでなく、線形加速器以外の選択の可能性を開くことができ、また、文献[1]の実験炉級 ADS における解析的研究にあるように、ADS 特有のビームトリップ事象に対する負荷を軽減する等、システムの安定性・安全性に貢献することが可能である。

3. 中性子ターゲットの設計　本研究では、JAEA 提案 ADS[2-3]の諸元を基に、中性子ターゲットの設計を行った。設計では、文献[3]の検討を基にビームダクトの厚さを決定し、ビーム窓の圧力条件、ビームの電流密度分布、ビームによる窓の発熱密度等の条件を考慮した上で、PHITS による数値解析により ADS 炉心に設置可能なターゲットサイズおよび各ターゲットで許容可能な最大ビーム電流の検討を行った。その結果、表のようにターゲットサイズと最大ビーム電流が求まった。得られた結果を基に、JAEA 提案 ADS で設定している熱出力 800MWt を実現可能なマルチターゲット型 ADS として、ターゲット数 2、3、6 の炉心を採用し、2 ターゲット炉心では 7 集合体相当の大きさ、3・6 ターゲット炉心では 4 集合体相当の大きさのターゲットを使用して、炉心設計を行う。

表：ターゲットの大きさと最大ビーム電流

ターゲットの大きさ (基準：集合体サイズ)	最大ビーム電流 [mA]
7	20.6
4	8.21
3	4.29
1	3.18

参考文献

[1] A. Ahmad, et. Al., Energy Conversion and Management, 69, 181-190, (2013)
[2] 辻本ら, JAEA-Research 2010-012, (2010)　[3]菅原ら, JAEA-Research 2008-026, (2008)

*Naoto Aizawa, Hiroki Yamaguchi and Tomohiko Iwasaki
Tohoku Univ.

マルチターゲット型加速器駆動システムの設計
（2）炉心設計

Design study of multi-target installed Accelerator-Driven System
(2) Reactor core design

*鈴木 健太，山口 裕輝，相澤 直人，岩崎 智彦
東北大学

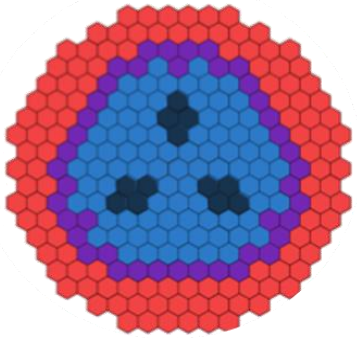
マルチターゲット型加速器駆動システムについて、中性子ターゲットの数や配置パターンの変更を行い、炉心性能の向上を目的として炉心設計を行った。

キーワード：加速器駆動システム，炉心設計、マルチターゲット

1. 緒言　加速器駆動システムにおける課題点として、出力ピークの形成やビーム窓の高負荷が挙げられる。これらの問題を解決する 1 つとしてマルチターゲット型 ADS が提唱されており、東北大学ではマルチターゲット型加速器駆動システムの設計に関する研究を行っている。本研究では、炉心性能の比較・検討を行うことで、マルチターゲット型 ADS の最適な炉心概念の設計を行った。

2. 炉心設計のための評価指標　本研究では JAEA で提唱されている ADS[1]を基本モデルとして、ターゲットの大きさや数および配置パターンについて変更を加え、炉心設計を行った。設計炉心については、評価指標の目標値・制限値を検討し、基本モデルと比較した上で炉心性能の向上を図った。炉心のマルチターゲット化による出力平坦化およびビーム電流値低減に関する指標として、出力ピーキング係数と燃料集合体最大出力および各ターゲットの個別ビーム電流値を用いた。また、炉心の性能に関する指標として、燃焼スイングと総ビーム電流値および核変換量を用いた。そして、炉心の安全性に関する指標として冷却材ボイド反応度とドップラー反応度を用いた。

3. 解析結果および結論　炉心設計ではターゲットの配置に際して、炉心性能が悪化すると考えられるターゲット同士が隣接するパターンやターゲットが炉心最外縁部に位置するものは避けるようにした。また、炉心の燃料集合体の増減は 1 体までとし、ターゲットの数は 2、3、6 個の場合を考え、以上の条件を踏まえて全 13 パターンの炉心が選定された。この 13 パターンの炉心について、それぞれの炉心性能について評価指標を用いて比較・検討を行った。


図：出力平坦化に関する性能に優れる炉心

基本モデルと比較して 13 パターン全てにおいて、核変換量とドップラー反応度の変化は微小であり、冷却材ボイド反応度は改善する結果となった。一方で燃焼スイングが悪化し、それに伴い総ビーム電流値も増加し、その結果個別ビーム電流値が制限値を越えた炉心も存在した。また、各パターンの出力ピーキング係数や燃料集合体最大出力が目標値を満たすか比較を行い、さらにターゲット数が増加することによる炉心の複雑性の観点からの検討を行った。これらの解析および性能比較の結果、出力平坦化に関する出力ピーキング係数と燃料集合体最大出力の性能が優れている設計として図の炉心設計が最適であると結論付けられた。図の炉心では基本モデルの性能と比較して、出力ピーキング係数が 9.7%改善し、燃料集合体最大出力は 10.7%低減することが出来た。

参考文献

[1]辻本和文 他，“鉛ビスマス冷却加速器駆動システムを用いた核変換技術の成立性検討”，JAEA-Research 2010-2012，日本原子力研究開発機構(2010)

* Kenta Suzuki, Hiroki Yamaguchi, Naoto Aizawa, Tomohiko Iwasaki

Tohoku Univ.

加速器駆動核変換システムの核設計に対する核変換サイクルの各プロセス中不純物核種の影響評価

Impact of Impurity in Transmutation Cycle on Neutronics Design of Accelerator-Driven System

*菅原 隆徳，方野 量太，辻本 和文

日本原子力研究開発機構

核変換サイクルにおける分離、燃料製造、再処理の各プロセスで生じると考えられる不純物核種が、加速器駆動核変換システムの核特性に対して、どの程度の影響を及ぼすか評価を行った。

キーワード：加速器駆動核変換システム（ADS）、核変換サイクル、核特性、MA 核変換、レアアース

1. 緒言

マイナーアクチノイド（MA）核変換を目的とした階層型核変換サイクルは、核変換専用の加速器駆動核変換システム（ADS）の他に、商用核燃料サイクルの使用済燃料からの MA 分離、核変換用燃料製造、核変換システムの使用済燃料の再処理で構成される。これらの各プロセスでは、核変換対象の MA に対して、他のアクチノイドや核分裂生成物などの不純物の混入を完全に除去することは極めて困難である。各プロセスにおける不純物の回収率の目標値を適切に設定することは、核変換サイクルの技術的・経済的成立性を検討するために重要である。そこで本研究では、各プロセスの不純物核種が ADS 核特性に与える影響を定量的に評価し、その結果を基に各プロセスにおける不純物の回収率目標値を設定した。

2. 検討内容

日本原子力研究開発機構で検討を行っている 800MW 熱出力 液体鉛ビスマス冷却型 ADS を対象に、ADS3D コード[1]を用いて解析を行った。このコードでは、体系の中性子輸送計算、燃焼計算、燃料交換を行い、複数サイクルの燃焼計算を行うことが可能である。ADS 用燃料としては、窒化ジルコニウムを希釈材とする MA とプルトニウムの混合窒化物を想定した。また不純物核種としては、商用核燃料サイクル使用済燃料の湿式法による MA 分離プロセスにおけるウラン（プルトニウムに随伴）およびレアアース（RE、MA に随伴）、ADS 用燃料製造プロセスにおける酸素と炭素（炭素熱還元法を用いることによる随伴）、ADS 使用済燃料の乾式再処理プロセスにおける RE（MA に随伴）を対象とした。

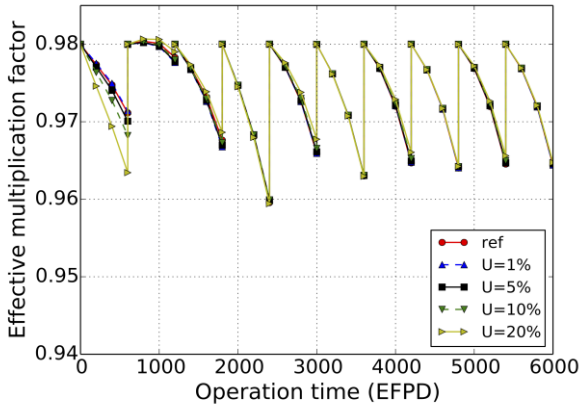


Fig. 1 ウラン混入時の実効増倍率の変化

解析結果の一例として、商用核燃料サイクル使用済燃料の分離プロセスから供給されるプルトニウムにウランが混入した場合の実効増倍率の燃焼変化を Fig. 1 に示す。この結果から、第 1 サイクルにおいてはウランの混入量が多いほど、実効増倍率の下がり方（燃焼反応度）が大きいことがわかる。対象としている ADS では、運転開始時の実効増倍率を所定の値（ここでは 0.98）に調整する。この調整では、希釈材の量を変えることで相対的にプルトニウム量を増減させている。ウランが多く混入した場合には、実効増倍率を補償するためプルトニウム量が増加し、そのために燃焼反応度が増加した。また U=20%のケースでは、MA 核変換量が約 60kg 減少した。しかしながら第 10 サイクルに代表される平衡期になると、ウラン混入量は ADS 核設計に対して、大きな影響を与えないことが示された。他の不純物についても同様の解析、評価を行った。

3. 結論

核変換サイクルの各プロセスにおける不純物核種が、ADS 核特性に与える影響を評価し、各プロセスにおける不純物の回収目標を評価した。その結果、分離プロセスにおいては、プルトニウム重量に対して最大 20 wt.%のウランおよび MA 重量に対して 5wt.%の RE の随伴が許容されることを示した。また再処理における RE については、除染係数 DF=10 程度であれば、核設計に対して大きな影響がないことを示した。

参考文献

[1] T. Sugawara, et al., JNST 53, 12, 2018-2027.

*Takanori Sugawara, Ryota Katano and Kazufumi Tsujimoto

Japan Atomic Energy Agency.

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：301-2 Reactor Design, Nuclear Energy Strategy, Nuclear Transmutation

Fri. Sep 15, 2017 3:50 PM - 4:55 PM JST | Fri. Sep 15, 2017 6:50 AM - 7:55 AM UTC | Room H C212 - C Block

[3H14-17] New Type Reactor Development 2

Chair:Toshihiro Yamamoto (Kyoto Univ.)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

[3H14] Introduction of MOX and Pu-ROX fuels in PBR with accumulative fuel loading scheme

*Irwan Liapto Simanullang[1], Toru OBARA[1] (1. Tokyo Institute of Technology)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[3H15] Burnup analysis of CANDLE burning reactor by Monte Carlo based method

*Hoang Hai Nguyen[1], Jun Nishiyama[1], Toru Obara[1] (1. Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[3H16] Pudding-shaped CANDU core for higher burnup

*Soma Nakamura[1], Naoyuki Takaki[1] (1. Tokyo City University)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[3H17] Feasibility of Bread and Burn reactor with spiral pattern fuel movement

*Jun Nishiyama[1], Kazuki Kuwagaki[1], Toru Obara[1] (1. Tokyo Institute of Technology)

4:50 PM - 4:55 PM JST | 7:50 AM - 7:55 AM UTC

Time reserved for Chair

Introduction of MOX and Pu-ROX fuels in PBR with accumulative fuel loading scheme

*Irwan Liapto SIMANULLANG[1], Toru OBARA[2]

[1]Department of Nuclear Engineering, Tokyo Institute of Technology.,

[2]Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Tokyo Institute of Technology.

MOX and Pu-ROX fuels were introduced in PBR with accumulative fuel loading scheme. The purpose was to obtain high burnup with long operation time. MVP-BURN was used for burnup calculation. The results showed that maximum discharge burnup and operation time of Pu-ROX fuel was higher than that of MOX fuel. Moreover, negative temperature coefficient for both fuels were reached in all temperature conditions.

Keywords: Pebble bed reactor, accumulative fuel loading scheme, MOX fuel, Pu-ROX fuel, high burnup performance.

1. Introduction

Pebble Bed Reactor (PBR) is one of the candidates for the future nuclear power plant. In this study, PBR with accumulative fuel loading scheme was introduced. At the startup the reactor starts with a large cavity in the core, and pebble ball fuel is loaded continuously little by little until the pebble ball reach the top of the core. Historically, plutonioum has been introduced as nuclear fuel and used in fast reactor but the progress of fast reactor is too slow. Therefore, one of the solutions is to utilize the plutonium as nuclear fuel, such as MOX (mixture of UO_2 and PuO_2) and Pu-ROX fuels in the thermal reactor. Pu-ROX is fuels where the carrier of plutonium is not uranium, as in MOX, but an inert matrix material. The purpose of the study was to obtain the high burnup with long operation time using MOX and Pu-ROX fuel in PBR with accumulative fuel loading scheme.

2. Calculation Method

In this study, MVP/MVP-BURN [1] and JENDL-4.0 were used for burnup calculation. A new code based on Fortran Languge has been developed to treat the accumulative fuel loading scheme [2]. Specification of reactor parameter is shown in Table 1. Initial core height was set to 260 cm to accommodate the average power density of 6W/cm^3. Fresh fuel will be added into the core with a stepwise procedure and the calculation will be finished after the fresh fuel reach the top of the core. Pu from the spent fuel of PWR and it is composed of 2.6 wt% ^{238}Pu, 55.5 wt% ^{239}Pu, 23.6 wt% ^{240}Pu, 12.0 wt% ^{241}Pu, and 6.3 wt% ^{242}Pu.

Table 1. Specification of reactor and fuel geometry

Parameters	Value
Reactor power (MWt)	110
Radius of reactor core (cm)	150
Height of reactor core (cm)	1000
Thickness of reflector (cm)	100/100/100
Initial core height	260
Height of each additional layer	10
Radius of pebble balls (cm)	3.0
Radius of fuel zone (cm)	2.5
Thickness of matrix zone (cm)	0.5
Radius of fuel kernels	0.03
TRISO layer	Buffer/I-PyC/SiC/O-PyC
Thickness (μm)	60/30/25/45

3. Results

In case of MOX fuel, 5-g HM/pebble with 30% of Pu and 70% of depleted uranium (DU) was applied as optimum fuel composition. Negative temperature coefficient was achieved in all conditions. Discharged burnup and operation time were 172 GWd/t and 6 years, respectively. Moreover, in case of Pu-ROX fuel, 3-g HM/pebble was obtained as optimum composition to obtained high discharge burnup. The operation time was about 11.4 years with maximum discharge burnup of 550 GWd/t. Furthermore, MOX and Pu-ROX have lower initial excess reactivity at BOL condition compared to UO_2 and U-ROX fuels from the previous study[3,4]. Moreover, control rod performance was obtained to ensure that reactor could be subcritical especially at BOL condition. The results showed that 36 and 16 control rods were needed at BOL condition for MOX and Pu-ROX, respectively.

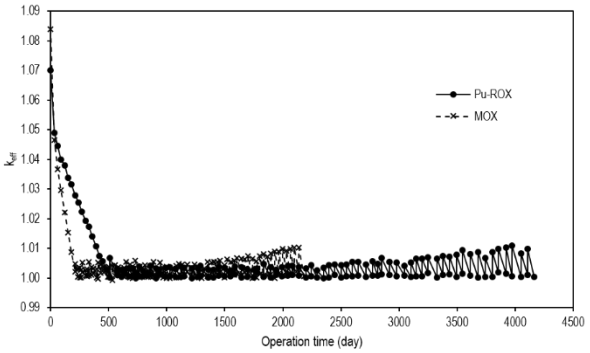


Fig 1. Operation time of MOX and Pu-ROX fuel in PBR with accumulative fuel loading scheme

4. Conclusion

A high discharged burnup with long operation time could be achieve using MOX and Pu-ROX fuel in PBR with accumulative fuel loading scheme. Furthermore, a negative temperature coefficient was achieved in all temperature condition throughout the operation time for both MOX and Pu-ROX fuels.

References

[1] Y.Nagaya et al.," General purpose of Monte Carlo Codes for Neutron and Proton Transport Calculations based on Continuous Energy and Multigroup Method",Japan Atomic Energy Agency, Japan (2004).
[2] Dwi Irwanto and Toru OBARA., Journal of Nuclear Science and Technology., Vol.48, No.11, pp 1385-1395 (2012).
[3] Irwan Liapto Simanullang and Toru OBARA., Annals of Nuclear Energy., Vol.94, pp 87-92 (2016).
[4] Irwan Liapto Simanullang and Toru OBARA., Annals of Nuclear Energy., Vol.107, pp 110-118 (2017).

Burnup analysis of CANDLE burning reactor by Monte Carlo based method

*Hoang Hai Nguyen, Jun Nishiyama and Toru Obara

Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology

The purpose of this study is to develop a procedure to analyze the burnup characteristics of CANDLE burning reactor by Monte Carlo based method. In this research, the MVP and MVP-BURN were applied with the nuclear data library JENDL-4.0. To simulate the fuel shuffling process, an auxiliary code was developed. The results show that the burnup analysis was performed successfully.

Keywords: CANDLE, Monte Carlo, MVP-BURN.

1. Introduction

Most of the studies about CANDLE [1] burning reactor have been performed by deterministic method. This method has some difficulties to improve accuracy relating to the number of zones and group constants. The purpose of this study is to develop a procedure to analyze the burnup characteristics of CANDLE burning reactor by Monte Carlo based method.

2. Methodology and reference core design

In this research, MVP 2.0 [2] was used for neutron transport calculation and MVP-BURN [3] was used for burnup calculation with nuclear data library JENDL-4.0 and the detailed burnup chain model. To simulate the fuel movement process, an auxiliary code was developed by Python language. This code created the new input file with the discharging spent fuel and adding fresh fuel.

The reference core design for the trial is shown in table 1. In axial direction, the core was divided into 55 zones: the first 12 zones from the top to bottom were loaded with enriched uranium and the other zones were loaded with natural uranium.

Table 1. Reference core design

Parameter	Value
Thermal power	200 MW
Core height	220.0 cm
Core radius	145.5 cm
Reflector thickness	50.0 cm
Fuel composition	U-10 wt% Zr
Enrichment of ^{235}U	Natural uranium and 13%
Bond material	LBE
Cladding material	ODS
Coolant material	LBE
Reflector material	LBE

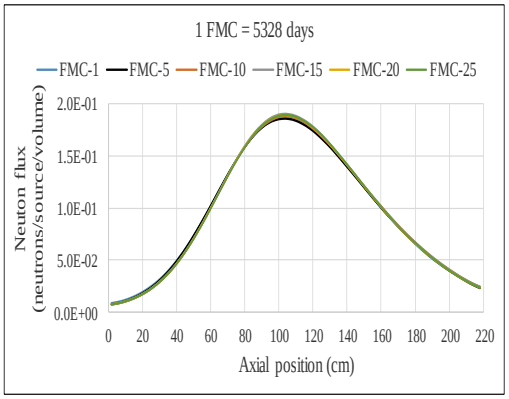


Figure 1. Axial neutron flux profile at each fuel movement cycle (FMC)

3. Results and discussions

The number of neutron histories per batch was decided as 100,000 for the enough accuracy of results. Figure 1 shows the axial neutron flux profile for the different fuel movement cycle (FMC) steps in a preliminary analysis. It shows the flux profile is almost converged to the equilibrium condition.

4. Conclusions

The calculated results show that the Monte Carlo based procedure can perform the analysis successfully. Several analyses are planned in future.

References

[1] H. Sekimoto, International Journal of Integrated Energy Systems, Vol.1, 79-91 (2009).

[2] Y. Nagaya et al., JAERI 1348 (2005).

[3] K. Okumura et al., JAEA (to be submitted in 2007).

高燃焼度化のための円錐台 CANDU 炉心

Pudding-shaped CANDU core for higher burnup

*仲村　宗真[1]，高木　直行[1]
[1]東京都市大学

従来の円柱形 CANDU 炉心を円錐台形（プリン形）に変更することで高燃焼度化を図った新しい CANDU 炉心を提案し、その基本的核特性を評価した。

キーワード：重水/燃料体積比,圧力管ピッチ,炉心形状,CANDU-6

１．緒言

4.8%濃縮ウランを用いる最新の軽水炉では 55GWd/t と高い燃焼度を達成するが、燃料製造に費やした全天然ウラン重量当たりの燃焼度は 6.52GWd/t に留まる。一方、天然ウラン燃料 CANDU 炉のその値は 7.5GWd/t とやや高く、ウラン資源利用効率の面で優れている。

CANDU 炉におけるバンドルピッチと転換性能(fissile inventory ratio: FIR)の相関を図 1 に示す。バンドルピッチ（基準値 28.6cm）を狭め重水/燃料体積比を減少させると、転換比は増大し k-inf は低下する傾向となる。逆に、バンドルピッチを広げると転換比は減少し k-inf が増大する。そこで本研究では、CANDU 炉の高燃焼度化を目的として、元々平行である圧力管に角度を持たせ、燃焼初期では低減速状態として転換性能を向上し、燃焼が進む（燃焼位置が変わる）につれてバンドルピッチが増大し高減速状態に推移する「円錐台 CANDU 炉心」を提案した。

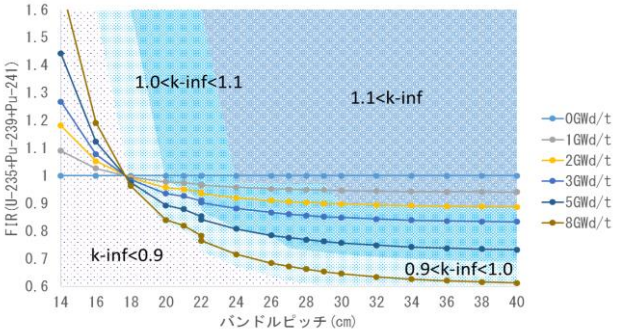


図 1　バンドルピッチと転換性能の相関

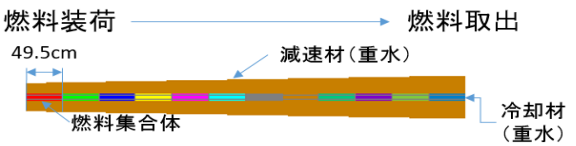


図 2　円錐台形炉心の燃料チャンネルモデル

２．解析モデルと解析条件

円錐台形 CANDU 炉心の燃料チャンネルのイメージを図 2 に示す。1 チャンネルのバンドル数は 12 である。予備的解析として、燃焼度が 2～3GWd/t 増加するにつれ、バンドルピッチを不連続に 4～6cm 増大させた場合の、取出燃焼度や冷却材密度係数などの安全パラメーターを評価した。解析には連続エネルギーモンテカルロコード MVP-2.0、核データには JENDL-4.0 を用いた。

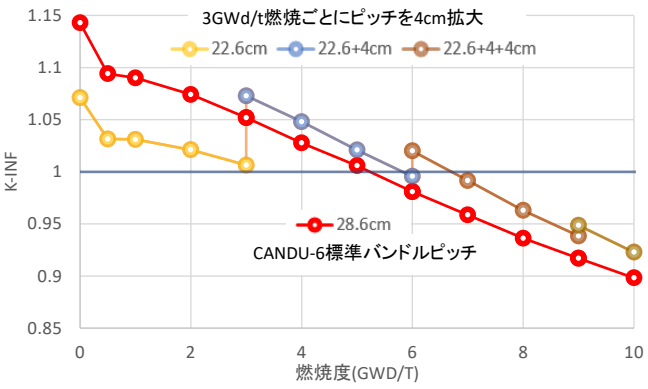


図 3　バンドルピッチ増による燃焼度延長効果

３．結果

結果の一例として、燃焼度 3GWd/t 増加毎にピッチを 4cm 増大させた円錐台炉心と通常 CANDU 炉の k-inf 推移を図 3 に示す。従来の円柱形から円錐台形にすることにより燃焼度が 5GWd/t→7GWd/t に増大した。燃焼度改善に最適な円錐台形状や燃焼位置毎の安全パラメーターについては当日報告を行う予定である。

参考文献

[1] 大塚益比古、三田重男、「CANDU 炉について」日本原子力学会誌,Vol.23,No.6,P339-407,1981

* Soma Nakamura[1],　Naoyuki Takaki[1]
[1] Tokyo City Universitiy Graduate school

渦巻型燃料移動によるブリードバーン型原子炉の成立性

Feasibility of Bread and Burn reactor with spiral pattern fuel movement

*西山 潤[1]、桑垣 一紀[2]、小原 徹[1]
[1]東京工業大学 科学技術創成研究院 先導原子力研究所
[2]東京工業大学 環境・社会理工学院 融合理工学系 原子核工学コース

ブリードバーン型原子炉における燃料装荷方法として渦巻型燃料移動手法を提案する。この燃料装荷方法は天然ウランを燃料とする燃料集合体を炉心外側に装荷し、燃焼サイクル毎に渦巻型に炉心中心へ向けて燃料集合体を移動させ、炉心中心到達後は同様に渦巻き型で炉心外側へ移動させていく方式である。金属燃料鉛ビスマス冷却高速炉体系において、この燃料装荷方法の成立性及び燃焼特性の評価を行った。

キーワード： ブリードバーン型原子炉、渦巻燃料移動、臨界計算、燃焼計算

1. 緒言

ブリードバーン型原子炉は炉心内での核分裂生成物の生成と消費が釣り合う原子炉である。中性子経済の良い高速炉体系に適用することで天然ウランもしくは劣化ウランを新燃料とすることができ、ワンススルーサイクルで高燃焼度を達成可能な原子炉システム概念である。これまでに炉心軸方向に燃焼領域が移動する CANDLE 燃焼炉や径方向に燃料を移動させる TWR などの原子炉が提案、解析が行われている。CANDLE 燃焼炉では燃料ピンや炉心サイズなどの幾何条件を決定すると核反応断面積のバランスによって燃焼領域の移動速度が自動的に決定する。これは自律的燃焼という点では有利ではあるが燃焼領域移動速度や到達燃焼度を調整する自由度がない。そこで、これまでに燃料集合体を連続的に動かすブリードバーン型炉心を提案し、その成立性を確認した[1]。しかしこの燃料移動方法では移動パターンの組み合わせが膨大となり最適化が難しいことから、燃料移動が一意に決まる方法として、今回渦巻型燃料移動を考案した。この燃料移動は新燃料を炉心外型に装荷し、燃焼サイクル毎に渦巻型で炉心中心へ向けて燃料集合体を移動させ、炉心中心到達後は同様に炉心外側へ移動させていく方式である（図 1 参照、数字は移動順序）。本研究では、この燃料移動方法の成立性と基本的な特性を明らかにすることを目的として、炉心燃焼計算を行った。

2. 炉心燃焼計算

炉心燃焼計算は SRAC2006 コードシステムを用い、鉛ビスマス冷却金属燃料高速炉について計算を行った。炉心の集合体数Nと燃料集合体の移動サイクルT_{FM}[day]を計算パラメータとした。このとき集合体が炉心に装荷されてから取り出されるまでの炉心滞在時間はNT_{FM}となる。また平衡サイクルを仮定するとT_{FM}は以下の式により取出し平均燃焼度と関連付けられる。

$$BU = \frac{P \times T_{FM}}{m}$$

ここでBUは取出し平均燃焼度[GWd/t]、Pは炉心出力[GW]、mはサイクル毎の装荷ウラン量（=1 集合体のウラン量）[t]である。

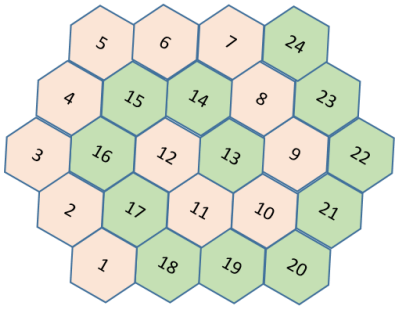


Fig. 1 Spiral pattern fuel movement (24 assemblies)

3. 結果

この燃料移動方式において平衡状態で臨界となる炉心があることを確認した。なお取出し燃焼度、炉心燃料体積を一定にして集合体数を変化させた場合、サイクル中の実効増倍率変化は集合体数を増やすほど小さくなる結果が得られた。また集合体数を固定し、燃料移動サイクルつまり取出し燃焼度を変化させた場合の実効増倍率の特性について図 2 に示す。取出し燃焼度が低い領域では常にサイクル中に実効増倍率が増加する特性を持つ。また 300 GWd/t 付近に増倍率のピークを持ちその後減少する。このとき BOC と EOC で実効増倍率がほとんど変化しない点があることが明らかとなった。

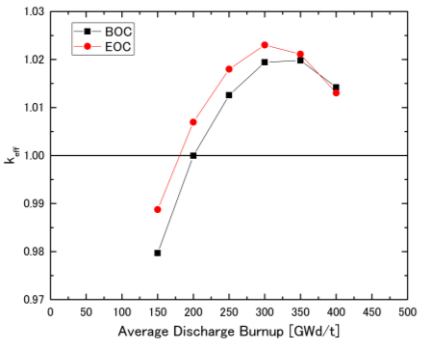


Fig. 2 Burnup characteristic

参考文献

[1] I 桑垣一紀, 西山 潤, 小原 徹,「連続燃料移動によるブリードバーン型原子炉の成立性」日本原子力学会 2017 年春の年会予稿集 3F16 (2017).

*Jun Nishiyama[1], Kazuki Kuwagaki[2], Toru Obara[1]
[1] Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology
[2] School of Environment and Society, Transdisciplinary Science and Engineering, Nuclear engineering, Tokyo Institute of Technology

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-2 Waste Disposal and Its Environmental Aspects

Fri. Sep 15, 2017 10:35 AM - 12:00 PM JST | Fri. Sep 15, 2017 1:35 AM - 3:00 AM UTC | Room I C310 - C Block

[3I01-05] Recovery of Cesium

Chair:Daisuke Akiyama (Tohoku Univ.)

10:35 AM - 10:50 AM JST | 1:35 AM - 1:50 AM UTC

[3I01] Recovery of Cs from Contaminated Soil by Subcritical Water containing Metal Ions and Its Solidification using Inorganic Materials for Volume Reduction

(1)Outline of Research

*Kenji Takeshita[1], Xiangbiao Yin[1], Hideharu Takahashi[1], Yusuke Inaba[1], Kazuo Utsumi[1], Nobutake Horiuchi[2], Takahiro Chikazawa[2] (1. Tokyo Institute of Technology, 2. Mitsubishi Materials)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[3I02] Recovery of Cs from Contaminated Soil by Subcritical Water containing Metal Ions and Its Solidification using Inorganic Materials for Volume Reduction

(2)Desorption of Cs from Contaminated Soil by High-speed Ion Exchange under Hydrothermal Condition

*Nobutake Horiuchi[1], Takahiro Chikazawa[1], Xiangbiao Yin[2], Hideharu Takahashi[2], Yusuke Inaba[2], Kazuo Utsumi[2], Kenji Takeshita[2] (1. Mitsubishi Materials, 2. Tokyo Institute of Technology)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[3I03] Recovery of Cs from Contaminated Soil by Subcritical Water Containing Metal Ions and Its Solidification using Inorganic Materials for Volume Reduction

(3)Mechanism of Enhanced Cs Desorption from Clay Minerals under Hydrothermal Condition

*Xiangbiao Yin[1], Nobutake Horiuchi[2], Takahiro Chikazawa[2], Asumi Ochiai[3], Satoshi Utsunomiya[3], Hideharu Takahashi[1], Yusuke Inaba[1], Toshihiko Ohnuki[1], Kenji Takeshita[1] (1. Tokyo Institute of Technology, 2. Mitsubishi Materials Corporation, 3. Kyushu University)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[3I04] Recovery of Cs from Contaminated Soil by Subcritical Water containing Metal Ions and Its Solidification using Inorganic Materials for Volume Reduction

(4)Selective Recovery of Cs in Subcritical Treated Water and Vitrification of Cs

*Hideharu Takahashi[1], Yusuke Inaba[1], Miki Harigai[1], Kazuo Utsumi[1], Kenji Takeshita[1], Nobutake Horiuchi[2], Takahiro Chikazawa[2], Junichi Munezawa[3] (1. Tokyo Institute of Technology, 2. Mitsubishi Materials Corporation, 3. ETD)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[3I05] Examination of the siloxane-bond technology to reduce Fukusima-Daiichi NPP environment risk

Decontamination effect confirmation experiment

*Yoko Iwamiya[1], Masayoshi Kawai[1,2] (1. Choetsu Glass Chemistry Research Co. Ltd., 2. High Energy Accelerator Research Organization)

11:50 AM - 12:00 PM JST | 2:50 AM - 3:00 AM UTC

Time reserved for Chair

金属イオン含有亜臨界水による汚染土壌からの Cs 回収と無機材料による減容固化
(1) 研究概要

Recovery of Cs from Contaminated Soil by Subcritical Water containing Metal Ions and Its Solidification using Inorganic Materials for Volume Reduction.
(1) Outline of Research

*竹下健二[1]、Yin Xiangbiao[1]、高橋秀治[1]、稲葉優介[1]、
内海和夫[1]、堀内伸剛[2]、近沢孝弘[2]
[1]東工大先導原研、[2]三菱マテリアル（株）

東工大と三菱マテリアルは共同で、金属イオン含有亜臨界水による汚染土壌からの Cs 回収と回収 Cs の安定固化技術を開発している。Mg^{2+}を含む亜臨界水洗浄により汚染土壌中の粘土鉱物から Cs をほぼ完全に回収できた。回収された Cs は、MC-B(フェロシアン化鉄粒子)に濃縮した後、分解・溶出工程を経てホウ珪酸カラス中に完全に固化できた。更に機能性多孔質ガラスを用いて単一工程のガラス固化に成功した。

キーワード：セシウム、汚染土壌、亜臨界水、イオン交換、ガラス固化、多孔質ガラス

【緒言】 除染で発生した汚染土壌の総量は福島県内で 1500 万～3100 万 m^3 と推定されている。これら廃棄物は仮置き場や除染現場にて一時的に保管された後、福島県内の中間貯蔵施設で最大 30 年間保管され、最終的には県外で最終処分される予定である。中間貯蔵あるいは最終処分において、安全性、経済性のいずれを考えても廃棄物減容化と安定した最終処分形態の検討は不可欠である。東工大と三菱マテリアルは共同で、金属イオン含有亜臨界水による汚染土壌からの Cs 回収と回収 Cs の安定固化技術を開発している。本報では平成 28 年度の研究計画と成果の概要を紹介する。

【試験内容】 本研究の試験内容を図 1 に示す。放射性 Cs が吸着した実汚染土壌を篩分けして得られた粘土鉱物を含む細粒物（75μm以下）を金属イオンを含む亜臨界水で洗浄して放射性 Cs を脱離する。次いで、脱離した Cs は MC-B 吸着剤で吸着濃縮し、MC-B の熱分解・残渣からの Cs 溶出の後、ホウ珪酸ガラスを用いて Cs 含有ガラス固化体を作製した（固化法-1）。また脱離した Cs は固体酸含有高珪酸ガラスを用いて吸着濃縮し、単一工程での直接ガラス固化を試みた（固化法-2）。

【成果概要】 **①汚染土壌からの Cs 脱離**：粘土鉱物を含む汚染土壌の細粒物を 0.5M Mg^{2+}を含む亜臨界水（250℃）を用いて液固比=100mL/g で 30 分洗浄すると、放射性 Cs が 78%脱離され、2 回繰り返すと 91%、3 回で 98%を細粒物から脱離できた。本法により粘土鉱物に強力に吸着している Cs をほぼ 100%回収できる。**②固化法-1**：亜臨界処理水に回収された Cs は MC-B で選択的に吸着濃縮できた（液固比=10mL/g の条件で Cs 吸着率は 97%）。亜臨界処理水から MC-B による Cs 吸着、MC-B の熱分解、水による分解残渣からの Cs 溶出を行った結果、MC-B に吸着された Cs の 99.8%が溶出回収され、Cs をガラスに固定化できた。**③固化法-2**：亜臨界処理で得られた Cs 含有処理水を用いて固体酸含有高珪酸ガラスへの Cs 吸着試験を行った結果、液固比=10mL/g の条件で 94%の高い Cs 吸着率が得られた。加温溶融処理によって Cs を固体酸含有高珪酸ガラスに固定化することができた。

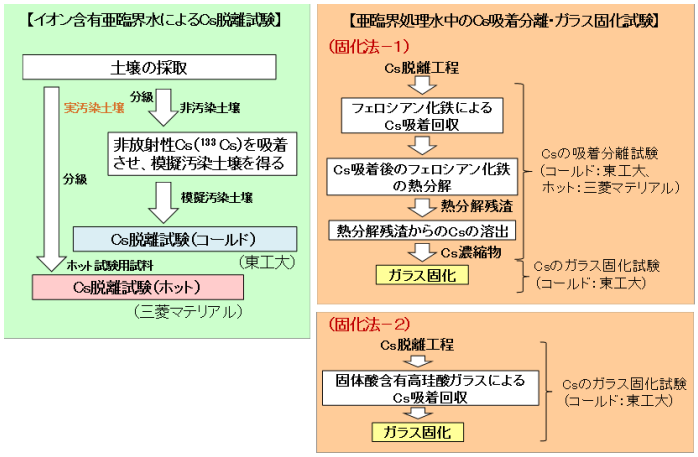


図1 試験全体のフロー

以上の試験成果から、Cs 脱離＋Cs 回収・ガラス固化の汚染土壌二次減容化システムに対する物質収支と放射能収支を評価した結果、(ⅰ) 汚染した細粒物からの放射性 Cs 脱離率 95%以上、 (ⅱ)ガラス固化体の体積が分級細粒物の 2 万分の 1 以下の減容などシステムの実用化に向けて十分な性能を有することが明らかになった。

本研究は中間貯蔵・環境安全事業株式会社（JESCO）が公募した「平成 28 年度除染土壌等の減容等技術実証事業」で実施したものである。

*Kenji Takeshita[1], Yin Xiangbiao[1], Hideharu Takahashi[1], Yusuke Inaba[1], Kazuo Utsumi[1],
Nobutake Horiuchi[2] , Takahiro Chikazawa[2]
[1]Tokyo Institute of Technology, [2] Mitsubishi Materials Corporation

金属イオン含有亜臨界水による汚染土壌からの Cs 回収と無機材料による減容固化
（2）水熱条件における高速イオン交換による実汚染土壌からの Cs 脱離

Recovery of Cs from Contaminated Soil by Subcritical Water containing Metal Ions and Its Solidification using Inorganic Materials for Volume Reduction.
(2) Desorption of Cs from Contaminated Soil by High-speed Ion Exchange under Hydrothermal Condition

*堀内伸剛[1]、近沢孝弘[1]、Yin Xiangbiao[2]、高橋秀治[2]、稲葉優介[2]、内海和夫[2]、竹下健二[2]
[1]三菱マテリアル，[2]東京工業大学

Mg^{2+}を含む亜臨界水を用いて実汚染土壌を分級した細粒物(0.075mm 未満)から放射性 Cs を脱離する試験を実施した結果、分級細粒物からほぼ全量の放射性 Cs を回収できることが分かった。実汚染土壌における放射性 Cs の脱離挙動は、粘土鉱物の層間を全て Cs で交換したバーミキュライトを用いたコールド試験によって合理的に説明することができた。

キーワード：セシウム、汚染土壌、亜臨界水、水熱処理、バーミキュライト

1. 緒言

本研究は､イオン含有亜臨界水による汚染土壌からの Cs 脱離および Cs のガラス固化を行うことにより、汚染土壌の大幅な減容化を実現し、かつ安定的に放射性 Cs を固定化する技術の実用化に資することを目的とする。ここでは、実汚染土壌を分級した細粒物(0.075mm 未満)に対してイオン含有亜臨界水による Cs 脱離試験を行い、適切な Cs 脱離条件を明らかにした。また、非放射性 Cs を吸着させた模擬汚染土壌を用いた試験も併せて実施し、その結果を比較した。

2. 実験

2-1. 実汚染土壌試験(ホット試験)

環境中の低汚染土壌を 0.075mm 以下に篩分級し、細粒物を回収した（放射性 Cs 濃度：2.0×10^4 Bq/kg)。この細粒物を圧力容器に入れ、Mg^{2+}イオン含有水を加えて昇温し(250～280℃)、30 分温度を維持して降温した。圧力容器から試料を取り出し後、固液分離を行い、液中及び固体中の放射性 Cs 濃度を測定した。

2-2. 模擬汚染土壌試験(コールド試験)

南アフリカ産バーミキュライトに非放射性 Cs を 0.73mg/g～360mg/g 吸着させ､それらの試料を実汚染土壌試験と同様に水熱条件(250℃)で Cs 脱離試験を行った。試験は 5 回繰り返し、Cs 脱離率の変化を調べた。

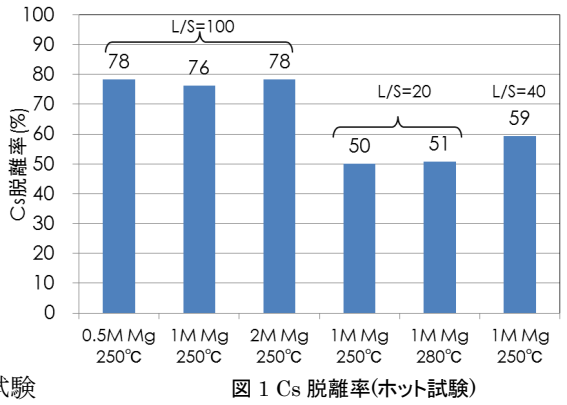


図 1 Cs 脱離率(ホット試験)

3. 結果と考察

3-1. 実汚染土壌試験(ホット試験:図 1, 図 2(b))

液固比(L/S)=100mL/g の場合、Mg^{2+}の濃度(0.5～2M)に関わらず 1 回の処理で 76～78%の放射性 Cs を脱離できた。また、L/S=20mL/g の場合は約 50%の放射性 Cs を、L/S=40mL/g の場合は約 60%の放射性 Cs を脱離できた。さらに 3 回の繰り返し処理により、L/S=100ml/g の場合は 98%の、L/S=20ml/g の場合は約 70%の放射性 Cs を脱離できた。

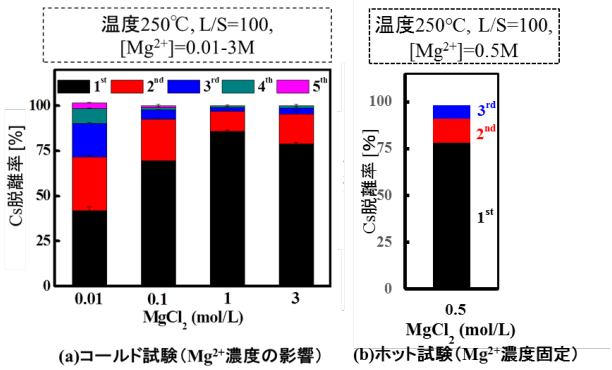


図 2 コールド試験とホット試験の比較

3-2. 模擬汚染土壌試験(コールド試験:図 2(a))

模擬汚染土壌の XRD 分析の結果、Cs 吸着量が多い場合の層間は Cs で満たされ、Cs 吸着前と比較して層間距離は短くなり、閉じた構造になっていることが分かった。Cs 吸着量が多い模擬汚染土壌を 0.1M 以上の Mg^{2+}を含む亜臨界水で Cs 脱離試験した結果、1 回の処理で 70～80%の Cs が脱離し、3 回の繰り返し洗浄で脱離率は 100%近くに達した。このことより、亜臨界条件においてバーミキュライトの層間に吸着した Cs は、層間が閉じた状態においても水和した 2 価金属イオンとの交換でき、Cs を容易に脱離できると思われる。また、模擬汚染土壌試験は実汚染土壌の試験結果をよく再現しており、高 Cs 吸着バーミキュライトによるコールド試験により実汚染土壌における放射性 Cs 脱離挙動を把握できることが分かった。

本研究は中間貯蔵・環境安全事業株式会社（JESCO）が公募した「平成 28 年度除染土壌等の減容等技術実証事業」で実施したものである。

*Nobutake Horiuchi[1], Takahiro Chikazawa[1],
Yin Xiangbiao[2], Hideharu Takahashi[2], Yusuke Inaba[2], Kazuo Utsumi[2], Kenji Takeshita[2]
[1]Mitsubishi Materials Corporation, [2]Tokyo Institute of Technology

Recovery of Cs from Contaminated Soil by Subcritical Water Containing Metal Ions and Its Solidification using Inorganic Materials for Volume Reduction
(3) Mechanism of Enhanced Cs Desorption from Clay Minerals under Hydrothermal Condition

*Xiangbiao Yin [1], Nobutake Horiuchi[2], Takahiro Chikazawa[2], Asumi Ochiai[3], Satoshi Utsunomiya[3], Hideharu Takahashi[1], Yusuke Inaba[1], Toshihiko Ohnuki[1], Kenji Takeshita [1]

[1] Tokyo Institute of Technology, 2-12-1, Ookayama, Meguro-ku, Tokyo 152-8550.

[2] Mitsubishi Materials Corp., Tokaimura, Naka-gun, Ibaraki, 319-1184

[3] Kyushu University, 744 Motooka, Nishi-ku, Fukuoka-shi, 819-0395

Abstract:

Since the widespread Cs pollution following nuclear disasters, decontamination of post-accident soil has earned much attention due to the difficulty of Cs removal for its super-retention in micaceous minerals. Herein, multivalent cations (M^{2+}/M^{3+}) was successfully used in present study to desorb Cs from its saturated vermiculized biotite (VB) to clarify the mechanism of Cs removal process on microscale. Results revealed that sorbed Cs was uniformly fixed in the collapsed interlayers of VB crystals and thus was poorly and slowly desorbed by ambient treatment with cationic solutions regardless of treating concentration, duration time and number of cycles. However, almost all Cs was effectively and efficiently removed by hydrothermal treatment at 250 °C. Further characterizations of treated Cs-VB confirmed M^{2+}/M^{3+} indeed diffused into collapsed interlayers from near-edge to interior central region with increase of treating temperature and substituted anhydrous Cs^+ through a mechanism of interlayer de-collapse.

Keywords: Cesium desorption, hydrothermal treatment, volume reduction, ion exchange, decontamination

After the Fukushima accident, radioactive Cs was widely dispersed and contaminated the north-eastern district of Japan, thus the topsoil has been stripped within the top 5 cm which is now just being stored in temporary storage sites because of its difficulty of decontamination. So it is urgently essential to develop more environmental friendly and efficient techniques performing desorption of Cs^+ ions from the clay soils.

The hydrothermal treatment (HTT) process is a newly testing method to desorb Cs from the clays/soils using the subcritical water (SCW) at high temperature. This process is much attractive because of its safety, accessibility, no any secondary waste and low cost. In our study, we clarified the effect of cation species and temperature dependence on the Cs desorption from a 2:1 clay mineral, elucidated the desorption process and discussed the mechanism.

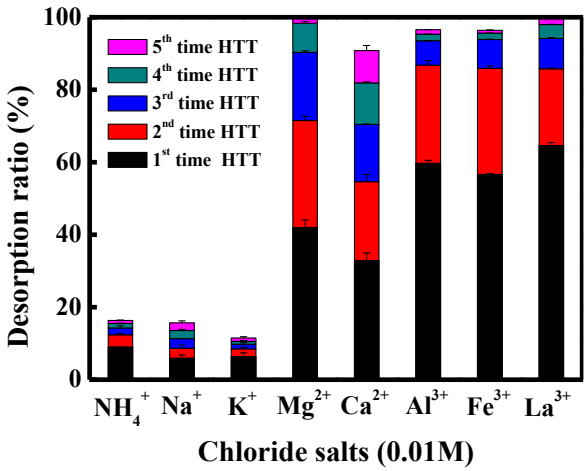


Fig. 1 HTT effect of various cations on Cs desorption from VB (V/m:50ml/0.5g; T: 250 °C; t: 30 min, Salt: 0.01M).

金属イオン含有亜臨界水による汚染土壌からの Cs 回収と無機材料による減容固化（4）亜臨界処理水からの Cs 選択回収と Cs ガラス固化

Recovery of Cs from Contaminated Soil by Subcritical Water containing Metal Ions and Its Solidification using Inorganic Materials for Volume Reduction (4) Selective Recovery of Cs from Subcritical Treated Water and Vitrification of Cs

*高橋秀治[1], 稲葉優介[1], 針貝美樹[1], 内海和夫[1], 竹下健二[1], 堀内伸剛[2], 近沢孝弘[2], 宗澤潤一[3]
[1]東京工業大学, [2]三菱マテリアル, [3]エンバイロテック開発

亜臨界処理水に回収された Cs は MC-B（フェロシアン化鉄の造粒粒子）で選択的に吸着できた。MC-B に吸着された Cs は溶出回収され、Cs をガラスに固定化できた。また、亜臨界処理水に回収された Cs は固体酸含有高珪酸ガラスで吸着された。加温溶融によって固体酸含有高珪酸ガラスへの Cs の固定化が確認された。

キーワード：セシウム、フェロシアン化物、固体酸含有高珪酸ガラス、ガラス固化

1. 緒言

本研究では、イオン含有亜臨界水による汚染土壌からの Cs 脱離および Cs のガラス固化を行うことにより、汚染土壌の大幅な減容化を実現し、かつ安定的に放射性 Cs を固定化する技術の実用化に資することを目的としている。我々は過去に、水溶液中の Cs を吸着後のフェロシアン化鉄を約 350℃で熱分解し、その熱分解残渣を水および 0.5M 希硝酸で洗浄することで 99.9%以上の Cs を溶出させることができることを確認した[1, 2]。また、溶出させた Cs をガラス固化させる基礎研究を行った[3]。ここでは、MC-B を使用した亜臨界処理水からの Cs 選択回収による Cs ガラス固化（固化法-1）および固体酸含有高珪酸ガラスを用いた Cs 回収による Cs ガラス固化に関する試験（固化法-2）の実施結果について報告する。

2. 実験

2-1. フェロシアン化鉄を用いた Cs 回収による Cs ガラス固化（固化法-1）

模擬汚染土壌試験（コールド試験）で得られた Cs 含有亜臨界処理水と吸着剤 MC-B（関東化学製）を容器に入れ振とうし（1h）、Cs を選択的に吸着させた。その後、Cs 吸着後の MC-B を空気雰囲気下で 350℃にて熱分解させた。熱分解後の MC-B と水を混合後に振とうし Cs を溶出させた（80℃）。また、実汚染土壌試験（ホット試験）で得られた Cs 含有亜臨界処理水を用いて、同様にして、MC-B による Cs 吸着、Cs 吸着後の MC-B の熱分解、Cs 溶出の操作を行った。ガラス固化試験（コールド試験）では、Cs 濃縮後の溶出液（Cs 濃縮体）を模擬した固体試薬とガラスフリット（PF798）、融剤（Na_2CO_3）を混合し加熱、自然冷却しガラス固化体を作製した。それぞれの試験の結果より、Cs の移行挙動や物質収支を評価した。

2-2. 固体酸含有高珪酸ガラスを用いた Cs 回収による Cs ガラス固化（固化法-2）

模擬汚染土壌試験（コールド試験）で得られた Cs を含有する亜臨界処理水と固体酸含有高珪酸ガラス（環境レジリエンス製）[4,5]をを容器に移し振とうし（3h）、固体酸含有高珪酸ガラスに Cs を吸着させた。ガラス固化試験（コールド試験）では、Cs の吸着後模擬塩（固体試薬）と固体酸含有高珪酸ガラス、融剤(Na_2CO_3) を混合し加熱、自然冷却しガラス固化体を作製した。固化法-1 と同様に、Cs の移行挙動や物質収支を評価した。

3. 結果と考察

3-1. フェロシアン化鉄を用いた Cs 回収による Cs ガラス固化（固化法-1）

模擬汚染土壌試験（コールド試験）から得られた処理水を用いて Cs 吸着試験を行なった結果、バッチ処理（液固比 10 mL/g）にて Cs 吸着率は 97.0%であった。吸着剤を熱分解させ残渣からの Cs 溶出を行ったところ、水のみで 99.8%の Cs を溶出させることができた。溶出液を想定した模擬塩にてガラス固化試験を行ったところ Cs の固定化が確認された(875℃、900℃、950℃では Cs 残存率 100%、99%、93%)。実汚染土壌試験（ホット試験）から得られた処理水を用いて、MC-B による吸着試験を行なったところ、Cs 吸着率は 93～94%となった。また、Cs を吸着した MC-B を熱分解し残渣からの Cs 溶出試験を実施した結果、水で約 95%の Cs を溶出でき、水溶出後の残渣から希硝酸（0.5M）により残りの Cs のほぼ全量を溶出することができることを確認した。以上の結果より、汚染土壌から亜臨界処理水中へ脱離させた Cs を MC-B で吸着し、熱分解後、溶出させ、ガラス固化させる一連のプロセスの成立性を確認した。

3-2. 固体酸含有高珪酸ガラスを用いた Cs 回収による Cs ガラス固化（固化法-2）

模擬汚染土壌試験（コールド試験）から得られた処理水を用いて Cs 吸着試験を行った結果、バッチ処理（液固比 10 mL/g）にて Cs 吸着率は 94%であった。また、ガラス固化試験により、Cs が固体酸含有高珪酸ガラスに固定化できることが確認された(850℃、950℃、1200℃では Cs 残存率 100%、100%、85%)。

参考文献

[1] 宗澤ら, 環境放射能除染学会誌, Vol.4, No.1, pp.35-44 (2016). [2] 宗澤ら, 第 5 回環境放射能除染研究発表会, S4-3, (2016). [3] 稲葉ら, 第 4 回環境放射能除染研究発表会, S5-6, (2015). [4] 長澤, 日本化学会秋季事業 第 6 回 CSJ 化学フェスタ 2016, (2016). [5] 山崎, 横浜国立大学大学院博士論文, (2015).

本研究は中間貯蔵・環境安全事業株式会社（JESCO）が公募した「平成 28 年度除染土壌等の減容等技術実証事業」で実施したものである。

* Hideharu Takahashi[1], Yusuke Inaba[1], Miki Harigai[1], Kazuo Utsumi[1], Kenji Takeshita[1], Nobutake Horiuchi[2], Takahiro Chikazawa[2], Junichi Munezawa[3]
[1]Tokyo Institute of Technology, [2]Mitsubishi Materials Corporation, [3]ETD

東京電力福島第一原発環境リスク軽減へのシロキサン結合技術の活用検討 −徐染効果確認実験−

Examination of the siloxane-bond technology to reduce Fukusima-Daiichi NPP environment risk
- Decontamination effect confirmation experiment -

*岩宮 陽子[1]，川合 將義[1,2]
[1]超越ガラス化研（株），[2]高エネ研

超越ガラス液剤を汚染土壌の表面に散布した場合、液剤は土壌が作る細隙において表面張力によって深く浸透し、シロキサン結合をつくって固まる。この特性は、除染に有効であることを渡利小学校での実験を通じて確認できた。その特性は、第一原発サイトの廃炉工事の環境汚染対策に利用できよう。

キーワード：福島、放射線、セシウム、ゾルーゲル報、シロキサン結合、除染、渡利小学校、放射性廃棄物、環境汚染。

1. 緒言

東日本大震災後、福島第一原子力発電所内外は高濃度に汚染され、除染が喫緊の課題だった。ゾルーゲル法[1)]による超越ガラスは、シロキサン結合で無機物と有機物の双方と結合する。この液剤を汚染土壌の表面に散布した場合、液剤は土壌が作る細隙において表面張力によって深く浸透し、固まるが、その際シロキサン結合で出来た網目のなかにセシウムなどを取り込む。この汚染土壌固化層はシャベル等で容易に剥げて、細かく砕け散ることがないので、効果的に除染できる。実験を通じてその除染能力を明らかにできた。

2. 渡利小学校校庭における除染実験

2-1. 実験方法

2011年5月16，17日に福島市の弁天山近くの渡利小学校の放射性セシウムで汚染された校庭の５地点を選び、それぞれの地点での表土への噴霧量を変える事で固化層の厚さを変えた。そして、その固化層を剝ぐ前と剥いだ後の地表面の空間線量率を“計るくん”を用いて測定し、空間線量率の減衰割合を調べた。

2-2. 実験結果

表１に各測定点の結果を示す。固定層の厚さは 1.3cm から 1.7cm であり、噴霧量によって厚い事が分かったが、個々の測定値を得ていないため、概略推定値を示した。噴霧量 150cc/m^2 以上で放射線の減衰率が、67%-69%とほぼ一定値になっているのは、汚染層がほぼ除去できて、除染域以外からの放射線を計数していることを意味する。また、校庭における当時の放射性セシウム沈着深さは、1.5cm 以下と考えられる。

表１　徐染効果試験結果

噴霧量 (cc/m^2)	剥離前放射線量 (μSv/hr)	剥離後放射線量 (μSv/hr)	減衰率 (%)	剥離厚概略推定値(cm)
50	3.372	2.055	39	1.3
100	3.2	1.585	50	1.4
150	3.308	1.103	67	1.5
200	3.38	1.061	69	1.6
250	4.077	1.311	68	1.7

3. 結論

以上でこの液剤が汚染土壌除染に優れている事、今後の廃炉においても汚染粉塵の舞い上がり等による環境汚染対策に期待できるものと結論できる。技術上の助言を頂きました京大名誉教授作花済夫先生に感謝申し上げます。

参考文献 1）作花済夫: ゾルーゲル法の応用、アグネ承風社(1997)

---

*Yoko Iwamiya[1] and Masayoshi Kawai[1, 2]
[1]Choetsu Glass Chemistry Research Co. Ltd, [2]High Energy Accelerator Research Organization (KEK)

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-2 Waste Disposal and Its Environmental Aspects

Fri. Sep 15, 2017 2:45 PM - 3:50 PM JST | Fri. Sep 15, 2017 5:45 AM - 6:50 AM UTC | Room I C310 - C Block

[3I06-09] Bentonite

Chair:Hitoshi Nakashima (Shimizu)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[3I06] Study about the effect of the quality of Ca type bentonite to the performance of the low permeable barrier

*Masakazu Chijimatsu[1], Hikaru Oguri[1] (1. Hazama Ando Corporation)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[3I07] Study about the factor which has an influence on a result of methylene blue adsorption test for bentonite

*Hikaru OGURI[1], masakazu chijimatsu[1] (1. Hazama Ando Corporation)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[3I08] Evaluation of colloid filtering function by compacted bentonite: Application of dendrimer

*Takashi Endo[1], Takamitsu Ishidera[1], Motoki Terashima[1], Yukio Tachi[1] (1. JAEA)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[3I09] Temperature dependencies of the deposition behavior of supersaturated silicic acid on illite, considering the alternation of backfill material.

*Shinya Oyama[1], Tsuyoshi Sasagawa[1], Taiji Chida[1], Yuichi Niibori[1] (1. Tohoku University, Graduate School of Engineering, Department of Quantum Science and Energy Engineering)

3:45 PM - 3:50 PM JST | 6:45 AM - 6:50 AM UTC

Time reserved for Chair

Ca 型ベントナイトの品質が難透水性覆土の性能に与える影響に関する検討

Study about the effect of the quality of Ca type bentonite to the performance of the low permeable barrier

*千々松正和[1]，小栗光[1]
[1]安藤ハザマ

ベントナイトの品質（モンモリロナイト含有率）がベントナイト混合土（ベントナイト混合率 30%）の透水性に与える影響について確認したが，Ca 型ベントナイトの場合，Na 型ベントナイトに比べて影響は小さいことが分かった。

キーワード：低レベル放射性廃棄物，浅地中処分施設，難透水性覆土，Ca 型ベントナイト，透水性

1. 緒言

低レベル放射性廃棄物の浅地中処分施設における難透水性覆土としてCa型ベントナイトを用いた混合土を用いることが検討されている[1]。一般的にベントナイトの品質はモンモリロナイト含有率に影響を受ける。Ca 型のベントナイトは Na 型と比べて膨潤性も小さいためモンモリロナイト含有率の差が混合土の品質にどの程度の影響を与えるのか確認することを目的に試験を実施した。

2. 試験結果

2-1. 使用したベントナイトの品質確認

メチレンブルー吸着量（MBC）の値が異なる材料（MBC100，MBC110，MBC120）を用意し，MBC の測定と土粒子密度の測定を実施した。結果を図 1 に示す。MBC が大きい（すなわち，モンモリロナイト含有率が高い）ほど土粒子密度は大きいという結果となった。

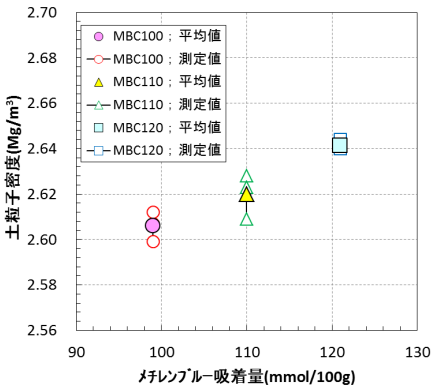


図 1　MBC と土粒子密度の関係

2-2. 混合土の締固め性

ベントナイトと砂を乾燥質量比 3：7 で混合した材料の締固め試験を実施した。各ベントナイトを用いた混合土の最適含水比ω_{opt}(%)と最大乾燥密度ρ_{dmax}(Mg/m^3)は，MBC100；ω_{opt}=15.4,ρ_{dmax}=1.795，MBC110;ω_{opt}=15.0,ρ_{dmax}=1.811，MBC120;ω_{opt}=15.8,ρ_{dmax}=1.804 で有意な差は無かった。

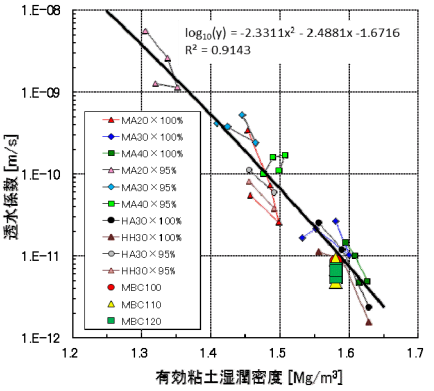


図 2　透水係数の既存値との比較

2-3. 混合土の透水性

各ベントナイトを用いた混合土を同一の初期含水比（ω_{opt}+4%；施工目標含水比），乾燥密度（C 値 100%）で締固めた供試体で透水試験を実施した。その結果，MBC が大きいほど透水係数が小さいという結果であったが，有効モンモリロナイト湿潤密度との相関があるほどの差ではなかった。図 2 に示すように有効粘土湿潤密度で整理すると既存値[1]と整合する結果であった。

3. 結論

Ca 型ベントナイトを用いた混合土の場合，ベントナイトの品質の違いによる透水性の違いは Na 型ベントナイトを用いた時ほど大きくなく，有効粘土湿潤密度を代替指標としても問題はないと考えられる。

参考文献

[1] 工藤ほか：低透水性材料であるベントナイト混合土の施工品質を評価する代替指標の提案，第 50 回地盤工学研究発表会要旨集，地盤工学会，169，pp.337-338，2015

*Masakazu Chijimatsu[1] and Hikaru Oguri[1]
[1]Hazama Ando Corporation

ベントナイトのメチレンブルー吸着量試験において結果に影響を与える要因に関する検討

Study about the factor which has an influence on a result of methylene blue adsorption test for bentonite

*小栗 光[1]，千々松 正和[1]
[1]安藤ハザマ

ベントナイトの品質管理に用いられるメチレンブルー吸着量試験において，濾紙の種類・濾紙の使用面・試料の分散方法（超音波分散および煮沸分散）による結果への影響を検討した。

キーワード：放射性廃棄物処分，ベントナイト，品質管理，メチレンブルー吸着量

1. 緒言：ベントナイトのメチレンブルー吸着量試験は手順の違いが結果に大きく影響することが経験的に知られている[1)]が，詳細な方法が決められておらず，実施機関ごとに方法が異なっている現状にある。本検討では，各項目が結果にどの程度影響を与えるのかを確認するため，比較試験を実施した。

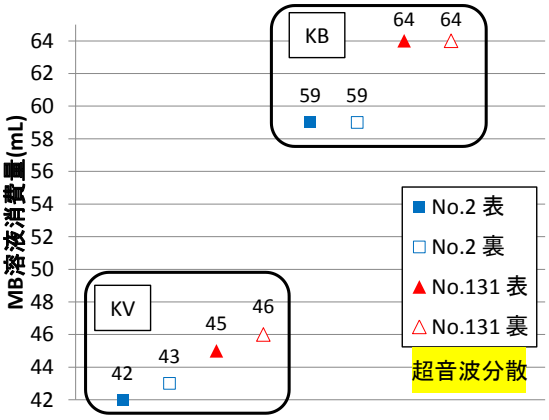


図 1 濾紙の種類による影響

2. 試験概要：試験方法は日本ベントナイト工業会標準試験方法(JBAS-107-91)に準拠した。濾紙上のスポットの直径は 10mm とし，ハロー幅が 1.5mm に達した時点を終点とした。試料にはクニゲル V1(KV:Na 型)およびクニボンド(KB:Ca 型)を用い，濾紙は ADVANTEC 定性濾紙 No.2 および No.131(JIS P 3801 に規定される 2 種および 3 種)を使用した。本稿では製品上面を濾紙の表側と定義した。

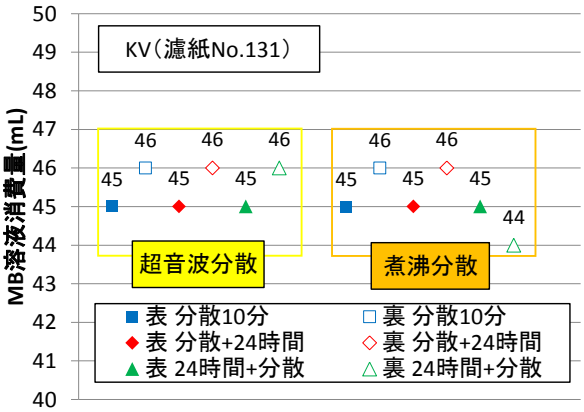


図 2 分散方法による影響

3. 試験結果：図 1 より，濾紙 No.2 と No.131 では、試料によって結果に対する影響に差があるが、No.2 の結果の方が小さくなる傾向にある。使用面の違いは結果には影響がないものの，表面ではスポットとハローの境界が不鮮明となる傾向があり，試験者によって終点の判定が異なる可能性がある。No.2 は No.131 と比較してハローが広がりやすく，読み取りにくい。また，図 2 に示すように，分散方法の違いによる結果への影響はほとんどない。JBAS-107-91 では,「異なった実験者によって試験された同一試料のメチレンブルー溶液消費量は 1mL を超えて差異を生じてはならない」と明記されており，今回の結果はほぼこの範囲内にある。実施機関によっては分散方法による影響が大きいことが明らかにされている[2)]ため，超音波分散を行なう場合は、煮沸分散により試験を実施し、同等の測定結果が得られる出力を決定した上で分散を実施する必要がある。なお，分散前に溶液中に試料を投入し 24 時間静置した場合、試料が確実に分散できることがわかった。

参考文献

[1] 千々松，西田，小栗，小峯，篠木，諸留：ベントナイトの品質管理のためのメチレンブルー吸着量試験に関する一考察（その 1．試験方法に関する検討），第 66 回年次学術講演会講演概要集, CS3-007, pp.13-14, 2011.
[2] 三好，宮腰，高木：ベントナイトのメチレンブルー吸着量試験－試験方法による結果の相違について－，粘土科学, 第 54 巻，第 2 号, pp.65-73, 2016.

*Hikaru Oguri[1], Masakazu Chijimatsu[1]
[1]Hazama Ando corporation

圧縮ベントナイトコロイドろ過性能の評価：デンドリマーを用いた検討

Evaluation of colloid filtering function by compacted bentonite: Application of dendrimer

*遠藤 貴志[1]，石寺 孝充[1]，寺島 元基[1]，舘 幸男[1]

[1]日本原子力研究開発機構

圧縮ベントナイトのコロイドのろ過性能を評価するため、樹状高分子であるデンドリマーの高塩濃度条件での安定性確認試験と透過拡散試験を実施した。試験の結果より、デンドリマーを用いることで、従来困難であった高塩濃度条件での圧縮ベントナイトのコロイドろ過性能の評価が可能であることを確認した。

キーワード：圧縮ベントナイト，コロイドろ過性能，デンドリマー，拡散試験，高塩濃度条件

1. 緒言　高レベル放射性廃棄物の地層処分において緩衝材として用いられる圧縮ベントナイトは、コロイド粒子を物理的にろ過するコロイドフィルトレーション機能により、緩衝材内側での核種移行に及ぼすコロイドの影響を排除することが期待されている。既存の研究におけるコロイドろ過性能評価では、一定の粒径を持つ単分散粒子である金コロイドが主に用いられ、圧縮ベントナイトを透過可能なコロイドの粒径が見積もられている。しかしながら、金コロイドは高塩濃度条件では凝集沈殿することから、高塩濃度条件においてもコロイドとして安定に存在しうる有機物等のナノサイズのコロイドに対して適用することは難しい[1]。本研究では、高塩濃度条件で圧縮ベントナイトを透過可能なコロイドの粒径を定量することを目的として、一定の粒径を持った樹状高分子であり、表面電荷密度が高いため、高塩濃度条件でもコロイドとして安定だと考えられるデンドリマーに着目し、デンドリマーの高塩濃度下での安定性確認試験と、その条件下でのデンドリマーの透過拡散試験を実施した。

2. 試験方法　デンドリマーとして、カルボン酸ナトリウムを表面基とするポリアミドアミンデンドリマー(Aldrich 製)を用いた。粒径については 1.9nm および 5.7nm の 2 種類のデンドリマーを使用した。ベントナイトはクニピア F®(クニミネ工業製)を 45μm 以下に粉砕したものを使用した。コロイドの安定性確認試験として、金コロイド(粒径 5nm)およびデンドリマー(粒径 5.7nm)分散溶液を NaCl 濃度 0～0.5mol dm^{-3} に調整し、動的光散乱法による粒径測定を行った。拡散試験は透過拡散法で行い、試験条件については、クニピア F®の乾燥密度を 0.8Mg m^{-3}、液性条件は NaCl 濃度を 0.005, 0.05, 0.5 mol dm^{-3} とし、デンドリマーの種類は 0.005 mol dm^{-3} の液性条件では粒径 1.9nm、0.05, 0.5 mol dm^{-3} の液性条件では粒径 5.7nm を使用した。試験開始後、一定期間ごとに TOC 濃度を測定し、デンドリマーを添加していないブランク試験における TOC 濃度を差し引くことにより、デンドリマーの積算透過量および実効拡散係数(D_e)を算出した。

3. 結果・考察　デンドリマーおよび金コロイドの粒径の塩濃度依存性を図 1 に示す。金コロイド(粒径 5nm)は、NaCl 濃度 0.1mol dm^{-3} で 319nm となり、粒径の増加が確認された。一方、デンドリマー(粒径 5.7nm)は 0.5mol dm^{-3} でも粒径が安定した状態であることが確認できた。デンドリマーの破過曲線を図 2 に示す。NaCl 濃度 0.5、0.05 mol dm^{-3} の条件で、粒径 5.7nm のデンドリマーの破過が確認された。0.5mol dm^{-3} の試験では 20 日目以降、0.05mol dm^{-3} の試験では 42 日目以降の積算透過量は直線的に増加しており、定常状態であることが確認された。定常の拡散フラックスからデンドリマーの D_e は 4.8～13.2×10^{-12} m^2 s^{-1} と評価された。一方、NaCl 濃度 0.005 mol dm^{-3} の条件においては、粒径が 1.9 nm であってもデンドリマーの有意な透過は観察されず、より低塩濃度で透過しにくいという既往の知見[2]と整合する結果が得られた。以上の結果から、高塩濃度条件においても、デンドリマーを用いることにより圧縮ベントナイト中のコロイドろ過機能が評価できる可能性が示された。

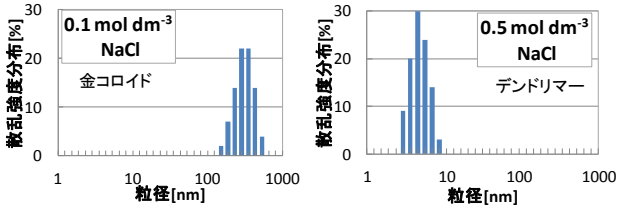


図1.コロイド粒径の塩濃度依存性

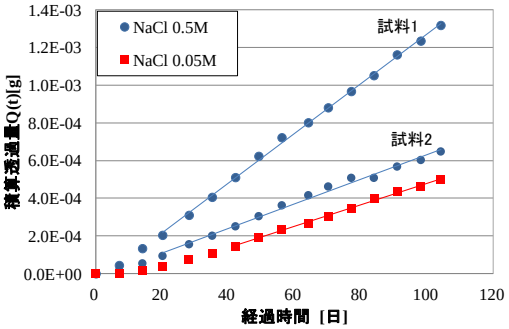


図2.デンドリマーの破過曲線

参考文献

[1]Holmboe et al.　(2010).　Clays and Clay Minerals,Vol.58,No.4, pp.532–541.

[2] Iijima et al. (2009). Materials Research Society Symposium Proceedings, 1124, pp.263–270

※本報告は、経済産業省委託事業「平成 28 年度処分システム評価確証技術開発」の成果の一部である。

*Takashi Endo[1], Takamitsu Ishidera[1], Motoki Terashima[1] and Yukio Tachi[1]　[1]JAEA.

埋め戻し材の変質を考慮したイライトへの過飽和ケイ酸析出挙動の温度依存性

Temperature dependencies of the deposition behavior of supersaturated silicic acid on illite, considering the alteration of backfill material.

*小山　伸也[1]，笹川　剛[1]，千田　太詩[1]，新堀　雄一[1]
[1]東北大学大学院工学研究科

本研究では，ベントナイトの変質によって生成するイライトへの過飽和ケイ酸の析出挙動について，処分場において想定される地温勾配を考慮した温度依存性を析出実験により検討した．その結果，見かけのケイ酸析出速度定数が温度上昇に伴い大きくなり、Ca 型化ベントナイトを用いた析出実験と同様の傾向を示した．

キーワード：温度依存性，イライト，過飽和ケイ酸，析出速度，埋め戻し材

1. 緒言　地層処分においては，坑道内の埋め戻し材の一部，および廃棄体を覆う緩衝材としてベントナイトの使用が考えられている．ベントナイトは膨潤性や低透水性に優れ，長期にわたる地下水や核種の移行抑制が期待されるが，廃棄体の発熱や地下水中の K イオンなどの影響によってイライト化変質が生じ，膨潤性が失われる可能性がある．一方，処分場建設に使用されるセメント系材料によって，地下水の pH が 12 以上から 8 程度まで連続的に変化する pH 変動場が形成される．ここでは，高 pH ではケイ酸は溶解するものの，pH の低下に伴い過飽和状態となり固相表面へ析出するために，空隙を閉塞し核種移行を抑制することが期待される．本研究では，地温勾配によって処分環境が室温に比較して高温となることを考慮し，過飽和ケイ酸のイライトへの析出に関する温度依存性を検討した．

2. 実験　バッチ式によるケイ酸析出実験では，固相試料としてイライト(オレンジフラワー社製)を使用し，パラメータとしてケイ酸溶液の初期過飽和濃度(2，6，10 mM)，溶液温度(15，25，50℃)，添加する固相量(0.5，1.0，1.5 g)を設定した．まず，ケイ酸溶液(250 ml)にイライトを添加し，pH 緩衝液および硝酸を添加することにより pH を 10 以上から 8 に調整し，溶液中のケイ酸濃度を過飽和状態とした．所定時間ごとに採取したサンプルを0.45 μmメンブレンフィルターにより固液分離し，水溶性ケイ酸の濃度はモリブデンイエロー法，溶液中の全ケイ酸濃度は ICP-AES を用いて定量した．これらを基に，固相へ析出したケイ酸の量を求め，実験開始直後の析出速度を 2 次近似により求めた．そして，添加した固相量と析出速度より各温度・初期過飽和濃度ごとの見かけの析出速度定数を評価した．

3. 結果・考察　図 1 および 2 の実験結果に示すように，本実験系におけるケイ酸の状態は水溶性ケイ酸，コロイド状ケイ酸，固相への析出と定義した．見かけの析出速度定数は初期過飽和濃度 6 mM において，15℃のとき4.98×10^{-11} m/s，25℃のとき5.76×10^{-11} m/s，50℃のとき8.65×10^{-11} m/sと評価され（見かけの活性化エネルギーは12.3 kJ/mol)，先行研究による Ca 型化ベントナイトを用いた析出実験[1]と同程度の値が得られた．以上より，比較的高温の処分環境においても Ca 型化ベントナイトと同様にイライトへのケイ酸の析出により流路空隙が狭められる可能性が示された．

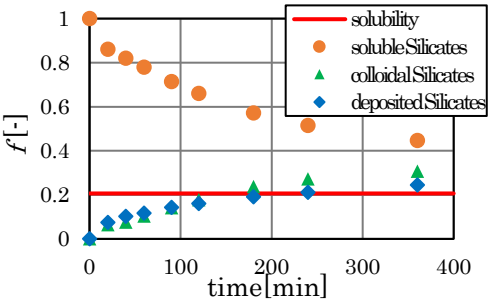


図 1　ケイ酸析出挙動(初期過飽和濃度 6 mM,温度 15℃,固相量 1.5 g

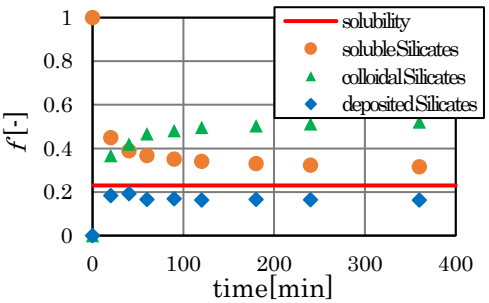


図 2　ケイ酸析出挙動(初期過飽和濃度 6 mM,温度 50℃,固相量 1.5 g)

参考文献[1] Sasagawa et al, Proc of WM2016, Paper No.16033 (2016).

謝辞：本研究の一部は科学研究費補助金 挑戦的萌芽研究 16K14532，若手研究(B)16K18345,および「文部科学省英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業－廃止措置のための格納容器・建屋等信頼性維持と廃棄物処理・処分に関する基盤研究及び中核人材育成プログラム」に拠った．

*Shinya Oyama[1]，　Tsuyoshi Sasagawa[1]，　Taiji Chida[1]，　Yuichi Niibori[1]
[1]Graduate school of Engineering，Tohoku University

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：405-2 Waste Disposal and Its Environmental Aspects

Fri. Sep 15, 2017 3:50 PM - 4:55 PM JST | Fri. Sep 15, 2017 6:50 AM - 7:55 AM UTC | Room I C310 - C Block

[3I10-13] Corrosion and Gas

Chair:Atsushi Mukunoki (JGC)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

[3I10] Corrosion behavior on the carbon steel welded joint under simulated heterogeneously geological environment.

*Kazutoshi Yamzaki[1], Hajime Takao[1], Takahiro Kikuchi[1], Yoshiro Kuriki[1], Masahiro Kawakubo[2], Masato Kobayashi[2], Gen Nakayama[3], Yumiko Iwata[3], Yoshikatsu Tochigi[3] (1. JGC Corporation, 2. RWMC, 3. IHI Corporation)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[3I11] Activation energy of Zircaloy corrosion under disposal conditions

*Tomofumi Sakuragi[1], Osamu Kato[2], Satoshi Yoshida[2], Tsuyoshi Tateishi[3] (1. RWMC, 2. Kobelco, 3. Kobelco Kaken)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[3I12] Estimation of source term for spent fuel disposal

(3)Development of methodology on estimation of fission gas release ratios for Japanese spent fuels

*Masanobu Nagata[1], Kuniaki Akahori[2], Akira Kitamura[1], Yukio Tachi[1], Takahiro Chikazawa[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Mitsubishi Materials Corporation)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[3I13] Preliminary Evaluation on Migration of Gas Generated at Disposal of Fuel Debris

*Taro Shimada[1], Yuki Nishimura[1], Seiji Takeda[1] (1. JAEA)

4:50 PM - 4:55 PM JST | 7:50 AM - 7:55 AM UTC

Time reserved for Chair

不均質な地層処分環境下におけるオーバーパックの炭素鋼溶接部の腐食挙動

Study of corrosion behavior on the carbon steel welded joint of overpack specimen under simulated heterogeneously geological environment.

*山崎一敏[1]，高尾肇[1]，菊池孝浩[1]，栗木良郎[1]，川久保政洋[2]，小林正人[2]，
岩田裕美子[3]，栃木善克[3]，中山元[3]
[1]日揮(株)，[2](公財)原子力環境整備促進・資金管理センター，[3](株)IHI

炭素鋼製のオーバーパックの腐食形態に対し､環境と材料に生じる不均質性による影響を調査した。環境の不均質性として緩衝材ブロックに隙間を設け、意図的に模擬地下水と模擬オーバーパックの母材及び溶接部が接触しやすい環境を設定した。一方、材料の不均質性として模擬オーバーパックに溶接部を付与した。低酸素雰囲気下においておよそ 1 年間浸漬試験をした結果、緩衝材ブロックの隙間及び模擬オーバーパックの溶接部付与による局在化は見られず、全面腐食が生じた。

キーワード：腐食、炭素鋼、オーバーパック、溶接部、緩衝材、隙間

1. 緒言

緩衝材の施工技術として検討されているブロック定置方式では、ブロック同士やオーバーパックとの間に施工上隙間が生じる。地下水による膨潤後に隙間に起因する緩衝材の密度分布が生じ、オーバーパックには不均質な腐食環境に置かれる可能性がある。本研究では、緩衝材ブロックに意図的に隙間を設け、不均質な環境で生じるオーバーパックの腐食挙動を調査した。

2. 試験方法・分析

緩衝材ブロック施工を模擬した試験系とした。リング形状のブロック（ベントナイト:珪砂=7:3、膨潤後乾燥密度：1.6Mg/m^3）に 50mm×23mm の隙間（図の赤字部分）を設けた。一方、模擬オーバーパックは直径 100mm の炭素鋼鍛鋼品（SFVC1 相当）で長手方向に溶接線を施した。試験装置には脱気した海水系の模擬地下水を供給した。ガラス固化体の発熱を模擬するため、模擬オーバーパック表面を 80℃になるように加熱した。模擬オーバーパックの腐食挙動は、試験前後の模擬オーバーパックの表面を 3 次元計測により評価した。

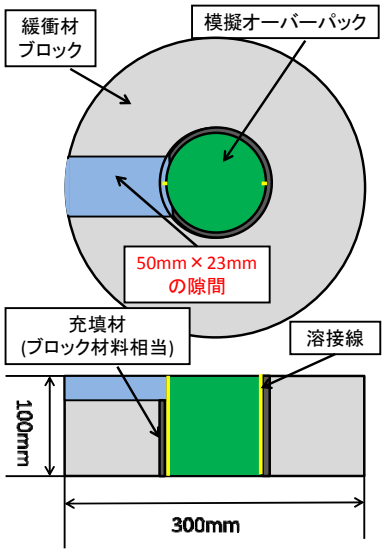


図　試験装置緩衝材ブロックイメージ

3. 結果

試験開始後 343 日目に試験装置を開封し、緩衝材のサンプリングと模擬オーバーパックを取り出した。隙間は帯水層として設けた緩衝材周辺の珪砂が流入して膨潤を妨げていた。緩衝材の密度を測定した結果、隙間付近（下段）はおよそ 1.33Mg/m^3、隙間が無い部分（下段）はおよそ 1.45Mg/m^3 であり、透水係数に換算すると 3.61×10^{-11}m/s 程度の差である。模擬オーバーパックは全面腐食を呈しており、腐食深さは 7~11μm で緩衝材の密度差の分布との関連は見られなかった。緩衝材の密度差は透水係数、すなわち物質移動の容易さの差となり、オーバーパック周囲の不均質性の一因となるが、本試験条件である低酸素雰囲気下では、オーバーパックの腐食挙動に有意な影響を及ぼさないことを確認した。

本報告は、経済産業省資源エネルギー庁からの委託事業である「平成 28 年度地層処分技術調査等事業：処分システム工学確証技術開発」の研究成果の一部である。

*Kazutoshi Yamzaki[1], Hajime Takao[1], Takahiro Kikuchi [1], Yoshiro Kuriki[1], Masahiro Kawakubo[2], Masato Kobayashi[2], Yumiko Iwata[3], Yoshikatsu Tochigi [3], Gen Nakayama [3].
[1]JGC Corporation., [2]RWMC, [3]IHI Corporation.

処分環境下におけるジルカロイの腐食の活性化エネルギー

Activation energy of Zircaloy corrosion under disposal conditions

*桜木 智史[1]，加藤 修[2]，吉田 誠司[2]，建石 剛[3]
[1]原環センター，[2]神戸製鋼所，[3]コベルコ科研

地層処分後の燃料被覆管の腐食挙動を評価するため、処分環境を模擬した溶液中でジルカロイ 4 の腐食によって生成する水素量を 30 から 80℃の温度範囲で測定した。放物線則に基づく腐食速度定数とそのアレニウスプロットから求めた腐食の活性化エネルギーは 84.4 ± 8.4 kJ/mol であった。

キーワード：TRU 廃棄物、地層処分、ジルカロイ、腐食、活性化エネルギー

1. 緒言

使用済みの燃料を再処理した際に発生する被覆管は TRU 廃棄物として地層処分される予定であり、処分後の安全評価において核種や水素ガス発生の観点から、ジルカロイの腐食挙動が重要である。原子炉内の温度領域（260℃から 400℃）では、ジルカロイの腐食増量の 3 乗は時間に比例することが知られているが（$dW^3=k_ct$）[1]、より低温である処分環境では放物線則である可能性が示唆されている[2]。本報告では、ジルカロイ 4 の腐食速度定数を、ガスフロー法による連続的な水素発生量から測定し、30 から 80℃の温度範囲におけるアレニウスプロットから腐食の活性化エネルギーを求めた。

2. 実験

ジルカロイ 4 を所定のサイズ・厚さに加工し、表面研磨した。金属容器内をテフロンコーディングし、ジルカロイを NaOH 水溶液（pH 12.5）に浸漬させた。容器内にアルゴンをキャリアガスとして通気させ、キャリアガス中の水素濃度を 90 日間連続的に測定した。

3. 結果と考察

水素発生量の経時変化はおおむね放物線則に従った。$Zr + 2H_2O = ZrO_2 + 4H$ の反応を仮定することで、水素量から腐食増量 dW（g/m^2）を算出し、放物線則の腐食速度定数 k_p（$dW^2=k_pt$、t=腐食時間）を求めた。図 1 に k_p と温度の逆数との関係を示す。アレニウスプロットは良い直線性を示し、その傾きから活性化エネルギーE_a（$k_p=Aexp(E_a/RT)$）は 84.4 ± 8.4 kJ/mol と求められた。これは原子炉運転温度での 3 乗則の E_a（113 kJ/mol [1]）より小さい。以上より、酸化膜の成長していない腐食初期（遷移点まで）については、処分環境温度での腐食は炉内腐食に比べると比較的単純な物質移行プロセス（拡散律速）で説明できることが示唆された。

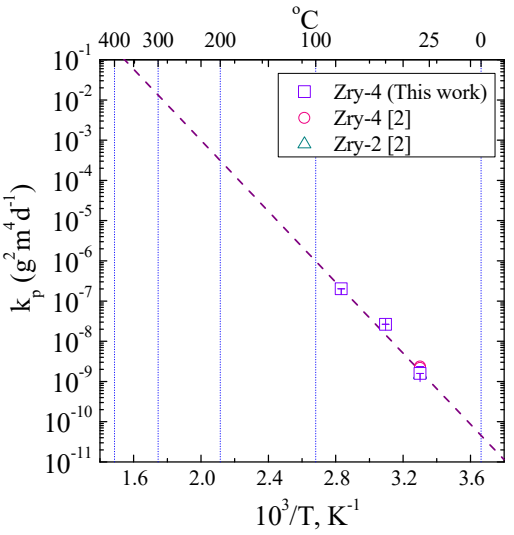


図 1　水素測定で得られたジルカロイの腐食速度定数のアレニウスプロット

※本発表は経済産業省資源エネルギー庁からの委託事業である平成 28 年度「地層処分技術調査等事業 TRU 廃棄物処理・処分技術高度化開発」の成果の一部である。

参考文献

[1] Hilner E., Zirconium in the Nuclear Industry, 3rd Int. Symp., ASTM STP 1977; 633: 211-235.

[2] Sakuragi et al., Mater. Res. Soc. Symp. Proc. 2013; 1518: 173-178.

*Tomofumi Sakuragi[1], Osamu Kato[2] Satoshi Yoshida[2] and Tsuyoshi Tateishi[3]

[1]Radioactive Waste Management Funding and Research Center, [2]Kobe Steel, Ltd., [3]Kobelco Research Institute, Inc.

使用済燃料直接処分のソースターム評価：(3) 国内使用済燃料の核分裂生成ガス放出割合導出手法の検討

Estimation of source term for spent fuel disposal:
(3) Development of methodology on estimation of fission gas release ratios for Japanese spent fuels

*長田 正信[1]，赤堀 邦晃[2]，北村 暁[1]，舘 幸男[1]，近沢 孝弘[2]
[1]（国研）日本原子力研究開発機構，[2]三菱マテリアル（株）

処分容器の閉じ込め機能喪失後に生じる使用済燃料から地下環境への放射性核種の瞬時放出挙動について、その評価指標のひとつである国内使用済燃料の核分裂生成ガス放出割合の導出手法を検討した。
キーワード：使用済燃料，直接処分，ソースターム，瞬時放出，核分裂生成ガス放出割合

1. 緒言

高レベル放射性廃棄物地層処分の代替オプションのひとつとして、使用済燃料を直接処分するための研究開発が進められている。直接処分では、閉じ込め機能喪失後に使用済燃料から地下環境へ放出される放射性核種の種類，放出量等（総称してソースターム）の評価が重要であり、諸外国の評価事例等を参考として検討を進めている。パラメータとして閉じ込め機能喪失後に速やかに放出される成分の瞬時放出割合（IRF）があり、揮発性核種（Cl, I, Cs 等）の IRF は、核分裂生成ガス放出割合（FGR）と概ね比例関係を持つことが分かった[1]。そこで、国内燃料の実態を反映した IRF 評価を行うため、国内で実施された照射後試験等の情報を基に国内向けの FGR の推奨値および不確実性を考慮した最大値の導出手法を検討した。

2. 調査結果および FGR の導出手法

調査結果および FGR 導出手法を、PWR 燃料について説明する。わが国の使用済燃料における FGR データは、高燃焼度化のための確証試験等（例えば[2]）から収集した。FGR は、燃焼度増加によるペレットへの機械的影響や運転出力で決まるペレット温度に応じた FP ガスの拡散移行挙動によって変化するため、使用済燃料を、設計燃焼度が異なる従来型（15×15 以前）、17×17 の STEP1 型および STEP2 型の 3 つの燃料仕様タイプに大別し、タイプ毎に FGR を設定することとした。得られた FGR と平均燃焼度の関係を図 1 に示す。これらの試料の平均線出力密度は、商用運転とほぼ同等の 16～24 kW/m であった。この結果から、FGR の推奨値を、従来型および STEP1 型については 1%、STEP2 型については 3%とした。

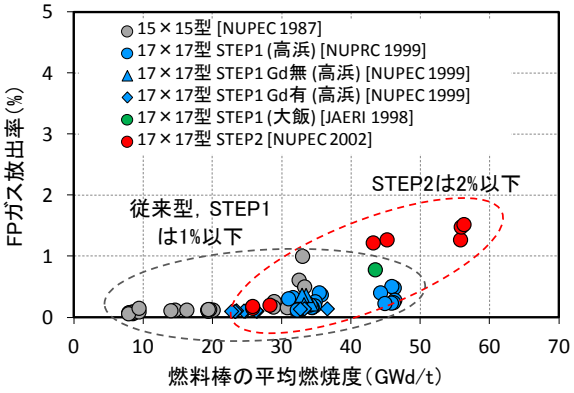


図 1　PWR 使用済燃料における FGR 測定結果

最大値は、照射履歴の不確実性を考慮した。従来型および STEP1 については、高出力を経た燃料が今後発生する可能性は低いと判断し、現状では、最大値を推奨値と同じ 1%と仮定した。現行の STEP2 型については、今後も様々な運転状態を経て発生し続けるため、最も高出力なケースとして、熱的制限値の 44 kW/m を経験する場合の FGR を評価した。FGR は平均線出力密度と直線関係にあるという報告等（例えば[3]）を参考に、STEP2 型による通常出力試験および出力急昇試験[2]や EC の FIRST-Nuclides プロジェクト[3]のデータを整理した。図 2 に示す結果から、燃焼度 55GWd/tU 前後における FGR と経験最高線出力が直線関係にあると仮定し、その関係から 44 kW/m 出力に相当する FGR を約 17 %と評価し、これを最大値とした。

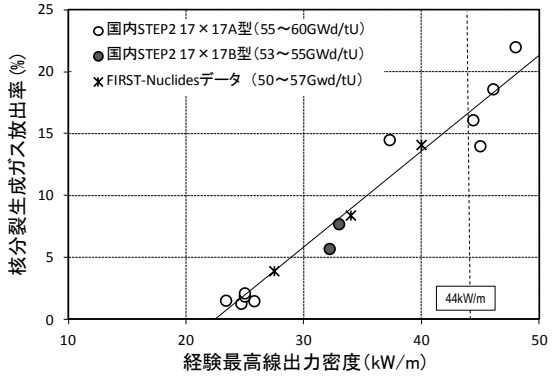


図 2　PWR 使用済燃料（17×17（STEP2）型）における FGR と経験最高線出力の関係

処分対象となる国内使用済燃料のタイプ毎の発生量は、プラントの燃料装荷状況、運転状況等を考慮したモデル計算によって推計することができる[4]。このタイプ別の発生量と、前述したタイプ別の FGR の推奨値および最大値を用いた加重平均法により、全ての PWR 使用済燃料に対する FGR の推奨値と最大値を、それぞれ(1)式および(2)式を用いて算定した。

$$F_{mean} = \sum_{k=1}^{n} (F1_k \times W_k) \Big/ \sum_{k=1}^{n} W_k \quad \cdots\cdots (1)$$

$$F_{max} = \sum_{k=1}^{n} (F2_k \times W_k) \Big/ \sum_{k=1}^{n} W_k \quad \cdots\cdots (2)$$

F_{mean}：全PWRに対するFGR推奨値　$F1_k$：燃料タイプ別のFGR推奨値
F_{max}：全PWRに対するFGR最大値　$F2_k$：燃料タイプ別のFGR最大値
W_k：燃料タイプ別の発生数

本研究は、経済産業省委託事業「直接処分等代替処分技術開発」（平成 28 年度）の成果である。

参考文献

[1] 長田正信ほか：日本原子力学会 2016 年秋の大会，3D02 (2016).
[2] (財)原子力発電技術機構：平成 13 年度高燃焼度等燃料安全試験に関する報告書（総合評価編）(2002).
[3] Kienzler, B.: FIRST Nuclides - Final scientific report, Deliverable No: 5.13, European Commission (2014).
[4] 石谷和己ほか：日本原子力学会 2015 年秋の大会，H46 (2015).

*Masanobu Nagata[1], Kuniaki Akahori[2], Akira Kitamura[1], Yukio Tachi[1] and Takahiro Chikazawa[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Mitsubishi Materials Corporation

燃料デブリ処分で発生するガスの移行に関する予察的評価

Preliminary evaluation for migration of gas generated at the disposal of fuel debris

*島田 太郎[1]，西村 優基[1]、武田 聖司[1]
[1]日本原子力研究開発機構 安全研究センター

東京電力福島第一原子力発電所で発生した燃料デブリの処分に向け、発生するガスが核種移行に与える影響について予察的に評価を行った。

キーワード：燃料デブリ、福島第一原子力発電所、地層処分、緩衝材、ガス移行

1. 緒言：福島第一原子力発電所事故で生じた燃料デブリの処分において、水の放射線分解等によるガス発生が懸念される。仮に地層処分と同様の処分形態を想定すると、オーバーパック（OP）が腐食による閉じ込め機能喪失までの期間では、ガス発生量は容器内の水分残存量に制約され、OP 健全性に大きな影響がないと確認されたが、OP 機能喪失後は内部に地下水が流入することにより再びガスが発生して、核種の移行を促進する可能性がある[1]。そこで、本報告では、これまでに評価したガスの発生速度及び発生量に基づき、燃料デブリ処分環境下におけるベントナイト緩衝材中のガス移行について予察的に解析を実施した。

2. 解析：地層処分されることを仮定して、第 2 次取りまとめにおける硬岩系岩盤（処分深度：1,000 m、横置き方式）を対象に GETFLOWS[2]を用いて解析を行った。OP が坑道の中心に一定間隔で横置きされる状態を想定し、X-Z 平面座標系で、解析領域を X 方向は 5 m（処分坑道離間距離 10 m の半分）、Z 方向は 1,200 m とした。OP と緩衝材の界面でガスが発生することから、緩衝材の最も内側 0.01 m 幅のメッシュをガス発生域とした。ガス発生速度は処分開始から OP 腐食が終了すると仮定した 19,000 年後まで金属腐食に伴い水素ガスが発生するとともに、OP 閉じ込め機能喪失を仮定した 4000 年後から地下水の OP 内側への流入による水の放射線分解に伴い水素ガスの発生が加わるものとした。評価にあたっては、内圧上昇に伴って間隙が構造力学的に変化する流路拡幅の影響を定量的に把握するため、流路拡幅を考慮するケースとしないケースを設定して、間隙圧力及び岩盤へ押し出される排水量などを評価し、HLW を想定した評価結果と比較した。

3. 結果：図 1 にケース別の累積排水量の比較を示す。燃料デブリ処分時の緩衝材中において、間隙圧力の初期値からの上昇は最大 10%程度となり、岩盤へ押し出される累積排水量は HLW と比較して約 25%増加した。また、すべてのケースで金属腐食が終了する 19,000 年では緩衝材内側の間隙圧力が低下して間隙水が逆流する結果となった。HLW では 19,000 年以降ガス発生が完全になくなるため、燃料デブリよりも累積排水量の減少量が大きい。さらに、流路拡幅を考慮するとその累積排水量の増加は約 16%に抑制されるとともに、流路拡幅時にわずかに累積排水量が減少した。図 2 に流路拡幅の効果が表れる OP 閉じ込め機能が喪失する直後の 50 年間の間隙水排水速度の変化を示す。圧力上昇に伴って流路が拡幅することにより圧力が急減して逆流するが 1 年程度で回復している。排水速度が大きく上昇する期間は 20 年程度となった。以上の結果から、上昇する排水速度の継続期間は OP 機能喪失後 20 年程度であり、処分の時間スケールと比較して短かく、排水量の増加量も大きくないことから、燃料デブリのガス発生に伴う間隙水の岩盤へ押し出しの影響は限定的であると示唆された。

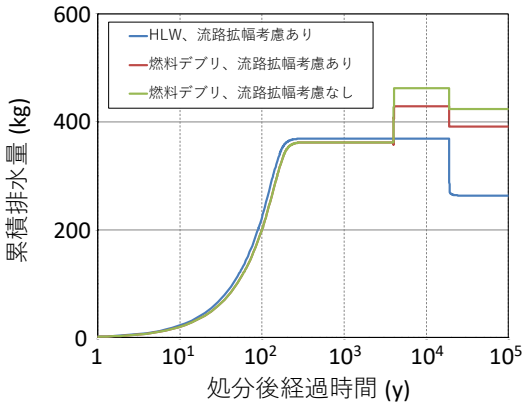


図 1 ケース別の累積排水量の比較

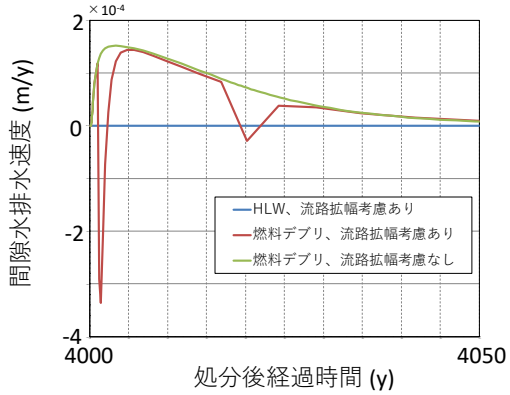


図 2 ケース別の排水速度の比較

参考文献：[1] 西村ほか、原子力学会秋の大会 2016, 1D07
[2] 登坂ほか、地下水学会誌 38(3), 1996.

*Taro Shimada[1], Yuki Nishimura[1] and Seiji Takada[1],
[1] Nuclear Safety Research Center, Japan Atomic Energy Agency,
本研究は原子力規制委員会原子力規制庁「平成 28 年度燃料デブリの処理・処分に関する予察的検討」として実施したものである。

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：401-2 Nuclear Fuel and the Irradiation Behavior

Fri. Sep 15, 2017 9:30 AM - 10:50 AM JST | Fri. Sep 15, 2017 12:30 AM - 1:50 AM UTC | Room J C309 - C Block

[3J01-05] General/Fuel Debris 1

Chair:Masahide Takano (JAEA)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[3J01] A Study on Long Term Utilization of Nuclear Fuel

Origin, Distribution and Primary Energy Supply Potential of Nuclear Fuel

*Kunihiro Itoh[1], Kazuo Ikeda[1] (1. Nuclear Development Corporation)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[3J02] Research and human resource development for analysis of fuel debris and decommissioning technology of Fukushima Daiichi nuclear power plants

(1)Thermal and mechanical properties of FeB

*Yuji ohishi[1], Fumihiro Nakamori[1], Mitsuyuki Sugizaki [1], Hiroaki Muta[1], Ken Kurosaki[1], Shinsuke Yamanaka[1] (1. Osaka University)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[3J03] Research and human resource development for analysis of fuel debris and decommissioning technology of Fukushima Daiichi nuclear power plants

(2)Thermal and mechanical properties of Chromium boride(CrB,Cr_2B)

*Mitsuyuki Sugizaki[1], Yuji Ohishi[1], Hiroaki Muta[1], Ken Kurosaki[1], Shinsuke Yamanaka[1,2] (1. Graduate School of Engineering, Osaka University , 2. Research Institute of Nuclear Engineering, University of Fukui)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[3J04] Research and human resource development for analysis of fuel debris and decommissioning technology of Fukushima Daiichi nuclear power plants

(3)Microstructural and mechanical properties of mock fuel debris of B_2O_3-UO_2

*Aikebaier Yusufu[1], Masayoshi Uno [1] (1. Research Institute of Nuclear Engineering, University of Fukui)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[3J05] Research and human resource development for analysis of fuel debris and decommissioning technology of Fukushima Daiichi nuclear power plants

(4)Pore dependence of mechanical properties of eutectic composition of Al_2O_3/ ZrO_2

*Sato Yumi[1], Aikebaier Yusufu[1], Masayoshi Uno[1], Yoshinari Anoda[1] (1. Research Institute of Nuclear Engineering, University of Fukui)

10:45 AM - 10:50 AM JST | 1:45 AM - 1:50 AM UTC

Time reserved for Chair

核燃料物質の長期利用に関する研究
核燃料物質の起源、分布、一次エネルギー供給ポテンシャル

A Study on Long Term Utilization of Nuclear Fuel

Origin, Distribution and Primary Energy Supply Potential of Nuclear Fuel

*伊藤 邦博[1], 池田 一生[1]

[1]ニュークリア・デベロップメント

核燃料物質（U、Th）は超新星爆発後の中性子星の合体で生成されて宇宙にまき散らされ、太陽系に取り込まれたとされる。地球ではUは地殻内において利用しやすい形で存在し（陸上、海水及び海底岩床中)、一次エネルギー供給ポテンシャルは極めて高い(軽水炉で100万年以上､高速炉サイクル利用で1億年以上)。

キーワード： 起源、分布、海水中U、海底岩床中U、一次エネルギー、供給ポテンシャル

1. 緒言

核燃料物質の起源、分布について基本的視点に立って検討し、核燃料物質は人類が持続する上で必要とする一次エネルギー全量を供給するポテンシャルが極めて高いことを示した。

2. 核燃料物質の起源、分布、エネルギー供給ポテンシャル

2-1. 核燃料物質の起源 核燃料物質（UとTh）のようにFeよりも重い元素は恒星内の核融合では生成できず、超新星爆発後の中性子星の合体過程で生成されて、宇宙にまき散らされたとされる。46億年前、超新星爆発が太陽系の生成を誘起し（太陽系スパイク）(1)、U、Th は他の元素とともに太陽系に取込まれた。太陽系内ではThとUの存在比（Th/U）が約2.5となっている(2)。

2-2. 地球における核燃料物質の分布状況 UとThは地球のコア（核）には無く（原子半径が大で電子も多く、コアのFe、Niやマントルの Si、Mgとの親和性が低い)、地殻とマントルの表層に存在する。Uは約20億年前頃からの大気中酸素濃度の急激な増加に伴って酸化物が形成されて水に溶け、陸地や海水及び海底の岩床に取込まれた。現在も普遍的に起こっている海底岩床（変質岩）へのU濃集はU^{6+}の還元反応によるとされる(3)。海水中Uは陸地の1000倍の45億ton、海底の岩床中Uは海水中の1000倍(4)の4.5兆tonと見積もられている。Th酸化物は水に不溶であり、Thは地殻中に万遍なく存在する。

2-3. 核燃料物質のエネルギー供給ポテンシャル 世界が使用する一次エネルギーすべてを軽水炉で賄い続けるとした場合のUの耐用年数Y_Uは170万年（$Y_U = W \times r_{UR}/w_y/ R_{n/t} = 4.5\times10^8\times0.5/5.9/(0.044)^{-1}\times10^{-4}$）となる。W：陸地、海水中、海底岩床中U量、$r_{UR}$：海水と海底岩床中のウランの回収率（0.5と暫定）、w_y：2012年生産U量、$R_{n/t}$：2012年のUによる発電量が一次エネルギーに占めた割合。高速炉サイクルによればUの利用率が軽水炉のおよそ100倍向上するので、Y_Uは1.7億年となる。

3. 結論 核燃料物質は地球が保有するエネルギー源であり、陸上、海水及び海底のUによれば一次エネルギー全てを軽水炉で100万年以上、高速炉で1億年以上賄いうる。これでも使用量は地殻中のU総量（43兆ton）の5%。地殻中の他のU及びTh（約140兆ton）の存在も考慮すれば核燃料は十分に豊富といえる。但し、軽水炉利用を続ける上で、超長寿命の放射性毒素を減らす対策が重要となる。

参考文献

[1] Minoru Ojima, Jun Korenaga and Qing-Zhu, ‘The Earth Its Birth and Growth’, Cambridge University Press

[2] Kaye and Laby, ’Tables of Physical & Chemical Constants’, National Physical Laboratory, (2005)

[3] 中村謙太郎, ‘海底熱水系における水―岩石反応の地球化学’, 地球化学46, 1-32 , (2012)

[4] K. S. デフィーズ, I. D. マグレガー, ‘世界のウラン資源’, サイエンス（1980.3.11）

*Kunihiro Itoh[1] and, Kazuo Ikeda[1]

[1]Nuclear Development Corporation

福島第一原子力発電所の燃料デブリ分析・廃炉技術に関わる研究・人材育成 (1) 鉄ホウ化物(FeB)の物性評価

Research and human resource development for analysis of fuel debris and decommissioning technology of Fukushima Daiichi nuclear power plants

(1) Thermal and mechanical properties of FeB

*大石 佑治[1]，中森 文博[1]，杉崎 光之[1]，牟田 浩明[1]，黒崎 健[1]，山中 伸介[1,2]

[1]大阪大学，[2]福井大学

燃料デブリの取り出し方法の検討のためには、デブリの物性を把握することが必要不可欠である。B_4C 制御棒由来のホウ化物は、デブリの中でも特に硬い物質である可能性が指摘されている。本研究ではホウ化物の中でも鉄ホウ化物 FeB に注目し、バルク試料を合成して物性を測定したのでその結果を報告する。

キーワード：燃料デブリ、鉄ホウ化物、FeB、ビッカース硬さ、熱物性

1. 緒言

鉄ホウ化物（FeB）は制御棒材料 B_4C とステンレス鋼との反応により生成し得る化合物で、福島第一原子力発電所の燃料デブリに含まれている可能性がある[1]。燃料デブリの取り出し作業のために燃料デブリの熱的物性や機械的物性が必要とされている[2]が、FeB については物性の報告例が限られている。そこで本研究では FeB バルク試料を作製し、物性を測定する。得られた結果を UO_2 等の燃料デブリ関連物質と比較し、燃料デブリとしての FeB の位置付けを評価することを目的とする。

2. 実験方法

放電プラズマ焼結法を用いて FeB 粉末（高純度化学研究所　純度 99%　粒径<850 μm）を焼結することで、FeB バルク試料を作製した。作製した試料は、X 線回折（XRD）測定により相状態を確認した。機械的物性は音速を測定することで弾性定数を評価するとともに、ビッカース硬さ試験を行うことでビッカース硬さ及び破壊靭性を測定した。

3. 結果と考察

XRD 測定により、得られた試料は FeB の単相であることを確認した。試料の密度は 98.4%T.D であった。図 1 に、測定した FeB のビッカース硬さと破壊靭性を他の燃料デブリ関連物質の文献値と合わせて示す。FeB は、他のホウ化物と比較的近い硬さ及び破壊靭性であることが分かる。一方、ステンレス鋼とは大きく異なる傾向を示している点に注意すべきであろうと思われる。

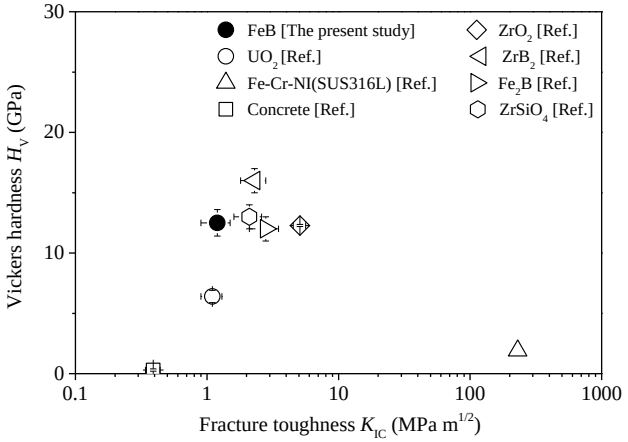


図 1　燃料デブリ関連物質の硬さおよび破壊靭性

参考文献

[1] K. Yano, T. Kitagaki, H. Ikeuchi et al., Proc. Global 2013, (2013) 1554–1559. [CD-ROM]

[2] M. Takano, T. Nishi, N. Shirasu, J. Nucl. Sci. Technol. 51 (2014) 859–875.

*Yuji Ohishi[1], Fumihiro Nakamori[1], Mitsuyuki Sugizaki[1], Hiroaki Muta[1], Ken Kurosaki[1] and Shinsuke Yamanaka[1,2]

[1]Osaka Univ., [2]Univ. of Fukui

福島第一原子力発電所の燃料デブリ分析・廃炉技術に関わる研究・人材育成 （2）クロムホウ化物（CrB、Cr_2B）の物性評価

Research and human resource development for analysis of fuel debris and decommissioning technology of Fukushima Daiichi nuclear power plants

(2) Thermal and mechanical properties of Chromium boride (CrB, Cr_2B)

*杉崎 光之[1]，大石 佑治[1]，牟田 浩明[1]，黒崎 健[1]，山中 伸介[1,2]

[1]大阪大学，[2]福井大学

制御材の B_4C とステンレス鋼（Fe-Cr-Ni 合金）との反応で生成する可能性があるホウ化物の中でも、物性に関する報告例が少ないクロムホウ化物に注目し、CrB 及び Cr_2B バルク試料を合成して物性を測定したのでその結果を報告する。

キーワード： 燃料デブリ，クロムホウ化物，CrB，Cr_2B，ビッカース硬さ，熱物性

1. 緒言

これまでに報告された模擬燃料デブリは、ホウ化物、酸化物、及び合金相から形成されていることが確認されている[1]。中でもホウ化物は一般的に非常に硬いことから、燃料デブリ中のホウ化物の物性、特に硬度や破壊靭性値といった機械的特性を把握する必要がある[2]。模擬燃料デブリ中には鉄やジルコニウム、クロムのホウ化物が確認されている。本研究ではクロムホウ化物、その中でも CrB、Cr_2B に注目し、その物性を測定するとともに、UO_2 等の燃料デブリ関連物質の物性と比較することで、燃料デブリとしての CrB、Cr_2B の位置付けを評価することを目的とした。

2. 実験方法

CrB バルク試料は放電プラズマ焼結法を用いて CrB 粉末を焼結することで作製した。また、Cr_2B バルク試料は Cr と B をアーク溶解法によって合金化し、粉砕した後放電プラズマ焼結法を用いて焼結することで作製した。作製した試料は、X 線回折測定（XRD）により相状態を確認した。機械的特性は音速を測定することで弾性定数を評価するとともに、ビッカース硬さ試験を行うことでビッカース硬さ及び破壊靭性を評価した。

3. 結果と考察

XRD 測定により、得られた試料は CrB と Cr_2B の単相であることを確認した。試料の相対密度はそれぞれ 96.2%T.D と 99.2%T.D であった。図 1 に、測定した CrB と Cr_2B のビッカース硬さと破壊靭性を他の燃料デブリ関連物質の文献値と合わせて示す。CrB と Cr_2B は、他のホウ化物と比較的近いビッカース硬さであり、UO_2 と同程度の破壊靭性であるとわかった。一方、ステンレス鋼とは大きく異なる傾向があるとわかった。

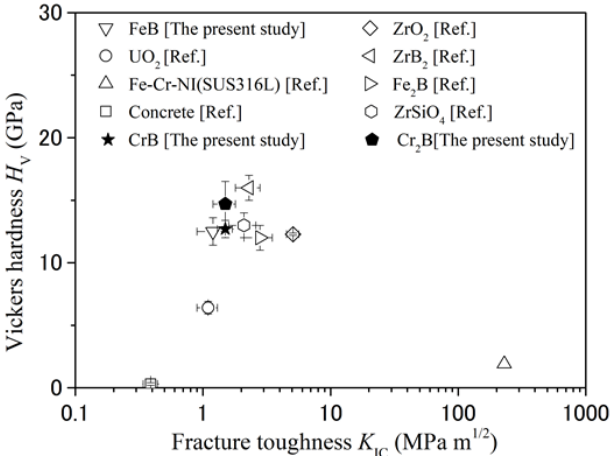


図 1　燃料デブリ関連物質の硬さおよび破壊靭性

参考文献

[1] K. Yano, T. Kitagaki, H. Ikeuchi et al., Proc. Global 2013, (2013) 1554–1559. [CD-ROM]

[2] M. Takano, T. Nishi, N. Shirasu, J. Nucl. Sci. Technol. 51 (2014) 859–875.

---

* Mitsuyuki Sugizaki[1],Yuji Ohishi[1], Hiroaki Muta[1], Ken Kurosaki[1] and Shinsuke Yamanaka[1,2]

[1]Osaka Univ., [2]Univ. of Fukui

福島第一原子力発電所の燃料デブリ分析・廃炉技術に関わる研究・人材育成

Research and human resource development for analysis of fuel debris and decommissioning technology of Fukushima Daiichi nuclear power plants

（3）模擬燃料デブリ B_2O_3–UO_2 の微細構造及び機械的特性

（3）Microstructural and mechanical properties of mock fuel debris of B_2O_3-UO_2

*エクバル ユスフ　宇埜 正美

福井大学附属国際原子力工学研究所

抄録

デブリの取り出しには、デブリの様々な特性を把握することが大変重要とされている。本研究では、B_2O_3/UO_2 共晶体を擬似燃料デブリとして合成し、機械的性質を調べた。その結果、UO_2/B_2O_3 のナノインデンターによる硬さとヤング率は、UO_2 のよりも高かったが圧縮強度は UO_2 のよりも低かった。

キーワード：デブリ、B_2O_3、共晶、機械特性

1. 緒言

切断や粉砕など手法でデブリを飛散させずに取り出しには、デブリの各物性を正確に把握することが必要ある。本研究では、種々の冷却速度を用いて B_2O_3/UO_2 共晶体を擬似燃料デブリとして合成し、機械的性質を調べた。デブリは溶けて冷えて固まったものであるため、B_2O_3/UO_2 共晶試料も、液相からの凝固によって作成された。冷却速度の減少と共に気孔率が大きくなり、それによって、機械特性が低下した。B_2O_3/UO_2 共晶体の圧縮強度は UO_2 よりも低く、気孔率が増加するにつれて減少した。

2. 実験方法

UO_2 と B_2O_3 の粉末を B_2O_3/UO_2 の共晶組成（UO_2 と B_2O_3 をモル比で 3.44:1）になるように混合し、Ar 気流中、1800℃で 10 分加熱することにより模擬燃料デブリを合成した。冷却速度を 120℃～6℃/分とすることで、種々の空隙率を持つ試料を作成した。基準となるより高密度の試料は、Spark Plazma Sintering(SPS)装置を用いて、100MPa、1400℃で 10 分間加熱することにより作成した。

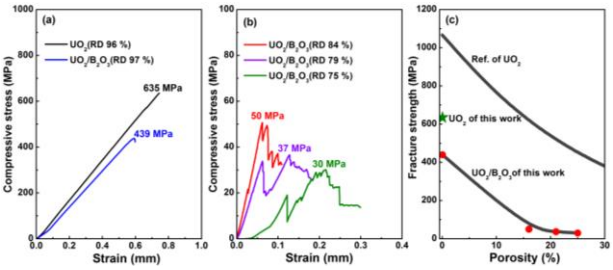


図 1 (a)高密度(b)低密度試料の圧縮強度、(c) 圧縮破壊強度 [1]

3. 結果・考察

ナノインデンターによるヤング率の値は、いずれの試料でもほぼ同じで、その平均値は 284±0.2GPa であった。この値は、報告されている UO_2 のヤング率の値、233GPa より大きかった。ビッカース硬度測定においても、荷重 0.245N による平均値は 7.8±0.14GPa であり、UO_2 の値、6.4±0.14GPa より少し高かった。図 1（a）と（b）示したように、高密度試料の圧縮強度は 439MPa で、気孔率の高い試料は、気孔率とともに減少しているのに加え、50MPa 以下と著しく低いことがわかった（図 1（c））。

謝辞

本研究は、文部科学省の英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業による委託業務として、国立大学法人 福井大学が実施した平成２８年度「福島第一原子力発電所の燃料デブリ分析・廃炉技術に関わる研究・人材育成」の成果を取りまとめたものである。

参考文献

[1] N. Igata, K. Domoto, J. Nucl. Mater. 45 (1972) 317-322.

Aikebaier Yusufu, Masayoshi Uno　Research Institute of Nuclear Engineering, University of Fukui

福島第一原子力発電所の燃料デブリ分析・廃炉技術に関わる研究・人材育成
（４）Al_2O_3/ZrO_2 の共晶生成物の機械的特性の空隙依存性

Research and human resource development for analysis of fuel debris and decommissioning technology of Fukushima Daiichi nuclear power plants

（４）Pore dependence of mechanical properties of eutectic composition of Al_2O_3/ ZrO_2

*佐藤 優美，エクバル ユスフ，宇埜 正美，安濃田 良成
福井大学付属国際原子力工学研究所

抄録

燃料デブリとコンクリートとの反応により生成する可能性のある化合物の中から、共晶反応を利用した溶融法により空隙を含んだ Al_2O_3/ZrO_2 の共晶化合物を作製し、空隙率がその共晶化合物の熱物性及び機械的特性に与える影響を評価した。

キーワード　燃料デブリ，Al_2O_3，ZrO_2，共晶組成

1. 緒言

燃料デブリは、小石状や大きな塊状，切り株状、コンクリートとの反応物など非常に複雑な組織・形状で存在していると考えられ、燃料デブリとコンクリートとの生成物の物性を調べるには、これらの成分を含んだ模擬溶融固化体を合成する必要がある。これらの中のほとんどの物質の融点が 2000℃以上であり、通常の方法では溶融させることは困難であるが、Zr 合金燃料被覆管が酸化して形成された燃料デブリの主成分の一つである ZrO_2 と、コンクリートの主な成分の一つである Al_2O_3 は共晶反応により本来の融点よりも低い温度（約 1600℃）で溶融する。以上の背景の下で、共晶を形成する ZrO_2 と Al_2O_3 に着目し、コンクリートと反応した模擬燃料デブリとして研究を行った。

2. 実験方法

Al_2O_3/ZrO_2 の共晶化合物（Al_2O_3:ZrO_2＝57.4：42.6 wt.%）の粉末を均一に混合し、1800℃で溶融させて、種々の冷却速度により空隙率が異なる試料を作製した。作製した試料を切断、研磨し、走査電子顕微鏡（scanning electron microscope: SEM）により微細構造の観察、空隙率、組織等調べ、EBSD（electron backscattering diffraction）法により、粒径サイズ、結晶方位等を調べた。また、圧縮試験等を行い、硬さ、弾性率、破壊じん性値等を求めた。

3. 結果

Al_2O_3/ZrO_2 の共晶化合物を液相から冷却速度を 150 ～ 2 ℃ /min とすることで、種々の空隙率と微細構造を持った試料を作成した。代表的な 2 試料のナノ硬度とヤング率を図 1 に示す。試料の空隙率は冷却速度が 150 ℃ /min の試料に対して 22% で、冷却速度が 5 ℃ /min の試料に対して 16% であり、空隙率は冷却速度の低下によって小さくなった。図に示すようにナノ硬度とヤング率は冷却速度が遅くなるほど低くなった。

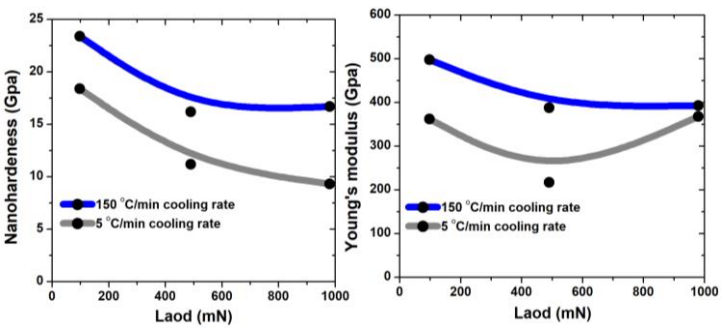


図 1 試料らのナノ硬度とヤング率の荷重依存

4. 謝辞

本研究は、文部科学省の英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業による委託業務として、国立法人 福井大学が実施した平成 28 年度「福島第一原子力発電所の燃料デブリ分析・廃炉技術に関わる研究・人材育成」の成果を取りまとめたものである。

Yumi Sato, Aikebaier Yusufu, Masayoshi Uno, Yoshinari Anoda　Research Institute of Nuclear Engineering, University of Fukui

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：401-2 Nuclear Fuel and the Irradiation Behavior

Fri. Sep 15, 2017 10:50 AM - 12:00 PM JST | Fri. Sep 15, 2017 1:50 AM - 3:00 AM UTC | Room J C309 - C Block

[3J06-09] Fuel Debris 2

Chair:Kunihiro Itoh (NDC)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[3J06] Research and human resource development for analysis of fuel debris and decommissioning technology of Fukushima Daiichi nuclear power plants
(5)Compression property of simulated nuclear fuel debris

*Masaki Teranishi[1], Osamu Kuwazuru[1] (1. University of Fukui)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[3J07] Research and human resource development for analysis of fuel debris and decommissioning technology of Fukushima Daiichi nuclear power plants
(6)X-ray CT examination of simulated fuel debris of B_2O_3-UO_2

*Akihiro Ishimi[1], Kozo Katsuyama[1], Masayoshi Uno[2] (1. JAEA, 2. Fukui Univ.)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[3J08] Research and human resource development for analysis of fuel debris and decommissioning technology of Fukushima Daiichi nuclear power plants
(7)Release and elution of fission products from simulated fuel debris

*YUJI ARITA[1], TAISEI YONEHARA[1], KIICHI OKUYAMA[1], MASAMI TAIRA[1] (1. University of Fukui)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[3J09] Research and human resource development for analysis of fuel debris and decommissioning technology of Fukushima Daiichi nuclear power plants
(8)Evaluation of melting point of fuel debris

*Tatsumi Arima[1], Yaohiro Inagaki[1], Kazuya Idemitsu[1] (1. Kyushu university)

11:50 AM - 12:00 PM JST | 2:50 AM - 3:00 AM UTC

Time reserved for Chair

福島第一原子力発電所の燃料デブリ分析・廃炉技術に関わる研究・人材育成 (5) 模擬燃料デブリの圧縮特性

Research and human resource development for analysis of fuel debris and decommissioning technology of Fukushima Daiichi nuclear power plants, (5) Compression property of simulated nuclear fuel debris

*寺西 正輝[1]，桑水流 理[1]
[1]福井大学

燃料デブリの圧縮強度特性に対する空隙の影響をイメージベース有限要素弾塑性接触解析により検討した．空隙率の異なる複数のモデルの解析から，圧縮強度特性に対する空隙率の影響を定量的に評価した．

キーワード：燃料デブリ，二酸化ウラン，空隙，圧縮強度，有限要素解析，イメージベースモデリング

1. 緒　　言

福島第一原子力発電所における核燃料デブリの取り出しに際して，デブリを分割した上で，再臨界を抑えつつ安全に取り出す必要があるため，デブリの機械的性質の把握が重要である．デブリは，一度溶融し，固化しているため，多数の凝固欠陥を含んでいると予想される．本研究では，溶融固化体の機械的性質に対する凝固欠陥の影響を明らかにすることを目的とする．

2. 有限要素解析モデル

代替欠陥としてアルミニウム合金ダイカストの凝固欠陥を用い，その 3 次元画像[1]を円柱状に切り抜き，試験片の有限要素モデルを作成した．画像の切り取り位置を変えることにより，空隙率の異なる 8 通りの解析モデルを作成した．図 1 に示すように，試験片の上下に剛体板を設置し，圧縮ひずみ 10%に相当する一様変位を与えた．剛体板と材料の間の摩擦係数は 0.1 に設定した．ソルバーには Abaqus を使用し，接触解析には Lagrange 乗数法を用いた．材料には二酸化ウランを仮定し，ヤング率 223 GPa，ポアソン比 0.3，降伏応力 82 MPa の弾完全塑性体とした[2,3].

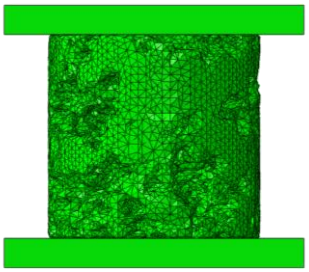
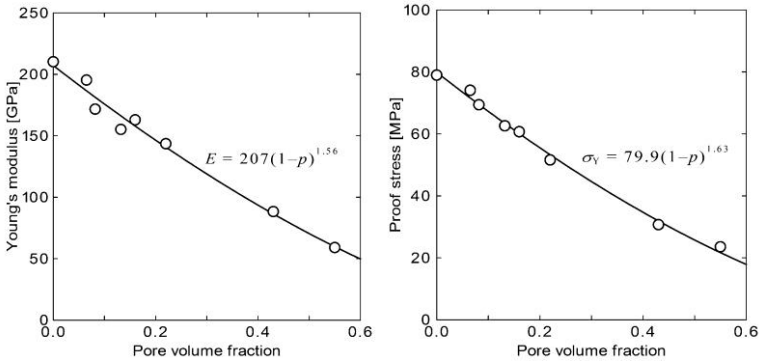


図 1　圧縮解析モデル

3. 数値解析結果

解析より得られた公称ヤング率と公称耐力に対する空隙率の影響を図 2 に示す．この結果より，溶融固化体のヤング率と耐力は空隙率に対してほぼ線形に減少することが明らかになった．



(a) 公称ヤング率　　(b) 公称耐力

図 2　空隙率の影響

謝　　辞

本研究は，文部科学省の英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業による委託業務として，国立大学法人福井大学が実施した平成 28 年度「福島第一原子力発電所の燃料デブリ分析・廃炉技術に関わる研究・人材育成」の成果の一部である．

参考文献

[1] 桑水流理，矢野貴之，半谷禎彦，宇都宮登雄，ビダハルスジット，北原総一郎，吉川暢宏，日本機械学会論文集 A 編 77 (2011) 1046-1050.
[2] K. Kurosaki, Y. Sato, H. Muta, M. Uno, S. Yamanaka, J. Alloys Compounds 381 (2004) 240-244.
[3] R. F. Canon, J. T. A. Roberts, R.J. Beals, J. American Ceramic Society 54 (1971) 105-112.

*Masaki Teranishi[1] and Osamu Kuwazuru[1]
[1]University of Fukui

福島第一原子力発電所の燃料デブリ分析・廃炉技術に関わる研究・人材育成
（6）模擬燃料デブリ UO_2/B_2O_3 の X 線 CT

Research and human resource development for analysis of fuel debris and decommissioning technology of Fukushima Daiichi nuclear power plants

(6) X-ray CT examination of simulated fuel debris of B_2O_3-UO_2

*石見　明洋[1]，勝山　幸三[1]，宇埜　正美[2]

[1]日本原子力研究開発機構，[2]福井大学

燃料デブリの物性評価の一環として、模擬燃料デブリの X 線 CT を実施して空隙率を評価した。

キーワード：模擬燃料デブリ UO_2/B_2O_3，X 線 CT，空隙率

1. 緒言

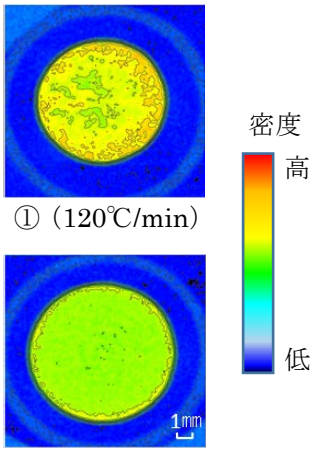
東京電力（株）福島第一原子力発電所（1F）内の燃料デブリは、圧力容器内等の広範囲に存在している可能性がある。この燃料デブリを安全に効率よく回収し、保管・管理あるいは処理・処分するためには、燃料デブリの性状を把握し、適切な取り扱い方法を検討する必要がある。本報告では、燃料デブリの空隙率と物性の相関を把握する一環として、模擬燃料デブリ UO_2/B_2O_3 の X 線 CT 撮像を実施して空隙率を評価した。

2. 試験内容

冷却条件の異なる模擬燃料デブリ UO_2/B_2O_3（冷却速度：試験体①120℃/min、②12℃/min、③6℃/min）について X 線 CT 撮像を実施した。X 線 CT 撮像では、各模擬燃料デブリ UO_2/B_2O_3 下端から上端まで軸方向に 1 ㎜ピッチにて実施して横断面 CT 画像を取得した。横断面 CT 画像より、模擬燃料デブリ UO_2/B_2O_3 内の空隙形成状況を確認するとともに、空隙率を定量的に評価した。

3. 試験結果

模擬燃料デブリ UO_2/B_2O_3 の軸方向中心位置にて撮像した横断面 CT 画像（密度分布）を図 1 に示す。試験体①では、試験体外周から中央にかけて密度が低下（黄色から緑色に変化）することを確認した。試験体①は冷却速度が大きいことから、試験体内外において冷却速度（温度）の差によって密度分布が生じた結果であると考えられる。試験体②は冷却速度が小さいことから、試験体全体が均一に降温して冷却され、試験体①と比較してほぼ均一な密度（緑色）になっていると。各試験体の空隙率を評価した結果、①約 21%、②約 29%であり、冷却速度の減少に伴い空隙率が増加することが分かった。



①（120℃/min）

②（6℃/min）

図 1　横断面 CT 画像

3. 結論

模擬燃料デブリとして合成した模擬燃料デブリ UO_2/B_2O_3 の X 線 CT を実施した結果、冷却速度が小さいほど均一な密度の試験体になるとともに、空隙率が増加することが分かった。

*Akihiro Ishimi[1], Kozo Katsuyama[1] and Masayoshi Uno[2]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Fukui Univ.

福島第一原子力発電所の燃料デブリ分析・廃炉技術に関わる研究・人材育成 (7) 模擬デブリからの主要核分裂生成物放出・溶出

Research and human resource development for analysis of fuel debris and decommissioning technology of Fukushima Daiichi nuclear power plants (7) Release and elution of fission products from simulated fuel debris

*有田 裕二[1], 米原 泰成[1], 奥山 輝一[1], 平等 雅巳[1]
[1]福井大学

模擬デブリからの主要 FP の水中への溶出及び気中への放出挙動を調べた。揮発性 FP はデブリ生成時にほとんど外部に放出されデブリ中には残留しにくいこと、Sr は水中に速やかに溶け出すが一部は安定化されていることが示された。

キーワード：模擬デブリ、FP 放出

1. 研究の背景と目的

福島第一原子力発電所事故において多量の溶融燃料が発生し、格納容器や圧力容器内に燃料デブリとして存在している。今後、燃料デブリを取り出すまでの長期間、デブリ内に含まれる放射性核分裂生成物（FP）が外部に放出されることがあれば、作業員の線量増加や環境中への放出など懸念すべき項目が多くある。本研究では、主要な放射性 FP がデブリ中にどのように存在し、それらがどのような状況で外部に放出されるかについての基礎的な知見を、模擬デブリを用いて明らかにすることを目的とした。

2. 実験概要

主要 FP として、Cs, I, Sr, Zr を選定し CeO2 を模擬燃料とし、その他構造材成分である Fe を加えた試料を 1100℃から 1800℃の温度で加熱して測定試料とした。測定試料は質量分析装置を用いた昇温脱離ガス分析と水中への溶出試験を実施して FP 成分の放出・溶出挙動を測定した。

3. 結果及び考察

図 1 に示すように、高温でのデブリ生成時に大部分の揮発性 FP が放出されていることから、測定試料からの FP 放出は観測されなかった。一方、水中への溶出試験では、Sr が短時間で溶出することが示されたが、その量は含有量の 1／3 程度であった。試料分析の結果一部 Sr は Zr と反応して SrZrO3 を形成していることがわかった。このことから Sr は水中へ溶出しやすいものの、複合酸化物を形成することで溶出が抑制されることがわかった。ただし、デブリ取り出し時にデブリの塊を粉砕すると Sr が水中に新たに溶け出すことが懸念されるため、その対策が必要となる。

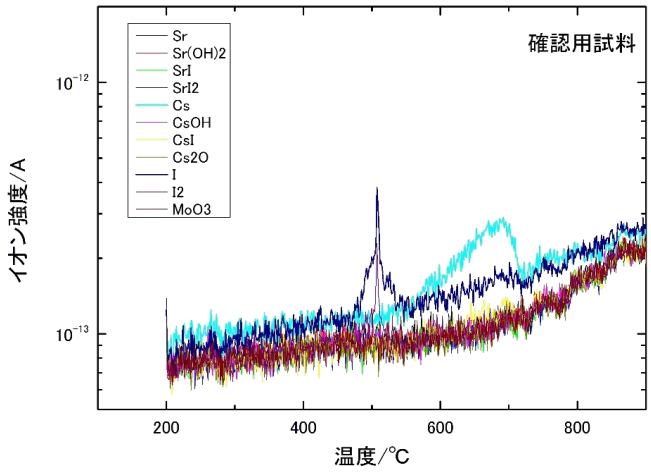


図 1 各種 FP 元素の蒸発挙動

謝辞

本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業-英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業（廃止措置研究・人材育成強化プログラム）の一環として実施している。

参考文献

[1] 有江他、原子力学会 2015 春の年会 J48, [2] 有田他、原子力学会 2015 春の年会 J50, [3] Y.Takahashi, et al. J. Nucl. Mater. 154,141-144 (1988), [4] Y.Kim, et al. J. Nucl. Mater. 445, 272-280 (2014)

---

* Yuji Arita[1], Taisei Yonehara[1], Kiichi Okuyama[1], Masami Taira[1]
[1]University of Fukui

福島第一原子力発電所の燃料デブリ分析・廃炉技術に関わる研究・人材育成: (8) 燃料デブリの融点評価

Research and human resource development for analysis of fuel debris and decommissioning technology of Fukushima Daiichi nuclear power plants:
(8) Evaluation of melting point of fuel debris

*有馬立身，稲垣八穂広，出光一哉
九州大学

燃料デブリの融点は、炉心損傷事故解析において重要な物性値となる。本研究では、デブリの融点を迅速かつ簡易に測定するための方法として、レーザー加熱を利用した無容器法を提案・開発している。併せて分子動力学法を用いたミクロな評価手法も開発している。
キーワード：燃料デブリ，融点，レーザー局所加熱，分子動力学

1. 緒言

燃料デブリの融点評価に向けて、レーザー局所加熱を用いた実験的手法の開発および分子動力学法による計算化学的手法の整備を進めている。本報告ではこれまでの開発状況について紹介する。

2. 燃料デブリの融点評価

2-1. レーザー局所加熱による融点評価

放射温度計を用いた温度計測では、放射率補正が必要不可欠である。本研究では、融点すなわち熱停留点での放射率の評価法として、積分球および近赤外分光器[1]を用いた方法を提案している。これまでに測定・評価法は、ある程度確立した。一方、放射率の定量性については更なる改善が必要である。積分球では、黒色ジルコニア（$T_{MP}(ZrO_2)$ = 2983 K）の放射率に対して妥当な値が得られたが、白金（T_{MP}(Pt) = 2042 K）は過大評価された。分光器では、黒色ジルコニアおよび白金（図 1）に対して過小評価された。

2-2. 分子動力学法による融点評価

UO_2 の融点を(1)単相法、(2)二相共存法、(3)表面融解法、(4)Isolated Boundary Condition 法（孤立したナノ粒子を計算対象とする手法）で評価し、二相共存法および IBC 法では計算体系の大きさとともに融点は上昇し、表面融解法では表面構造に依存して変化した（図 2）。但し、これらの手法で得られた融点は±100 K 以内で収束するものと判断できる。また、今後のデブリの融点評価に向けて、Pedone 等の開発した多元系酸化物用ポテンシャル関数のパラメータを検討した[2]。

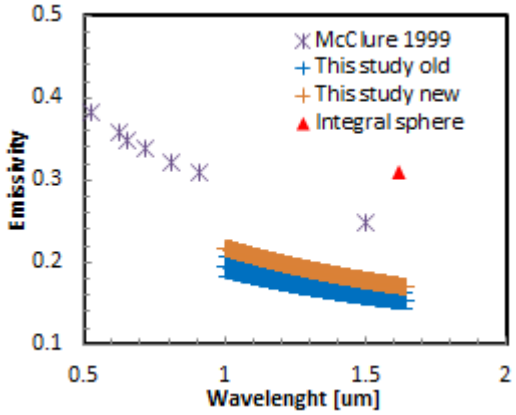


図 1　白金の熱停留点における放射率の波長依存性

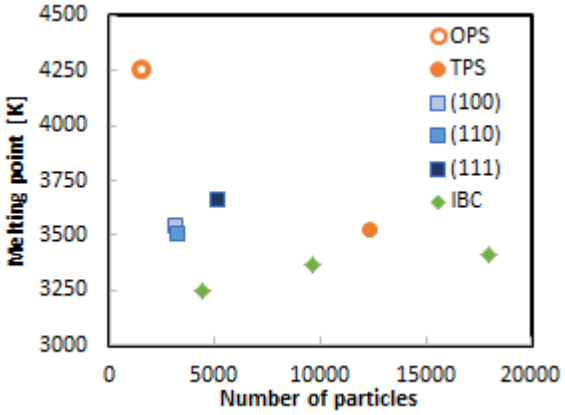


図 2　UO_2 融点の評価法による違い

参考文献: [1] D. Manara, et al.: Rev. Sci. Instrum., **79** (2008) 113901. [2] A. Pedone, et al.: J. Phys. Chem. **B 110** (2006) 11780.

本研究は、文部科学省の英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業による委託業務として、福井大学から再委託を受けた九州大学が実施した平成 27 年度「福島第一原子力発電所の燃料デブリ分析・廃炉技術に関わる研究・人材育成」の成果を含みます。

*Tatsumi Arima, Yaohiro Inagaki and Kazuya Idemitsu (Kyushu University)

Planning Lecture | Technical division and Network：Nuclear Fuel Division

Fri. Sep 15, 2017 1:00 PM - 2:30 PM JST | Fri. Sep 15, 2017 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room J C309 - C Block

[3J_PL] Utilization of thorium fuel in LWR and FBR(3)

Chair: Kunihiro Itoh (NDC)

[3J_PL01] Reactor core of thorium fuel

Review and evaluation on foreign reports & etc.

*Takanori Kitada[1] (1. Osaka Univ.)

[3J_PL02] Irradiation behavior and fuel cycle

Review and evaluation on foreign reports & etc.

*Hiroaki Muta[1] (1. Osaka Univ.)

[3J_PL03] Energy situation and role of nuclear

*Ryoichi Komiyama[1] (1. Univ. of Tokyo)

2017年秋の大会

核燃料部会セッション

軽水炉・高速炉におけるトリウム燃料の利用（その３）

Utilization of thorium fuel in light water reactor and fast reactor (3)

*北田 孝典[1], *牟田 浩明[1], *小宮山 涼一[2]
[1]大阪大学, [2]東京大学

核燃料部会に「軽水炉・高速炉におけるトリウム燃料利用に関するワーキンググループ」を設立し平成22年6月より活動を開始し、その成果として平成23年の春の年会の企画セッションにおいて炉心設計、基礎物性、社会受容性について講演を行った。東日本大震災と東京電力福島第一原子力発電所事故を受けて活動を中断したが、世界的なトリウム燃料への関心の高まりを受け、平成25年11月にワーキンググループ活動を再開し、IAEAおよび米国NRCのトリウム燃料に関する報告書のレビュー・評価結果及びまた国内外の専門家を招いて国際セミナーを開催した成果を報告書に纏めて終了した。またその成果を平成27年秋の大会の企画セッションにて報告した。

その後、OECA-NEAからトリウム燃料サイクルに関する本格的なレポート「Introduction of Thorium in the Nuclear Fuel Cycle, - Short- to long-term considerations, NEA No.7224」が公刊されたこと、また、軽水炉でのトリウム利用の研究開発として、ノルウェーの Thor Energy 社が組織した世界的なコンソーシャムのもとでハルデン炉でのトリウム燃料の照射試験が着実に進行しているという世界の状況に遅れることなく、トリウム燃料開発に係る海外との連携も視野に入れた取り組み方について議論し、トリウムの位置づけを検討･整理することを目的に、ワーキンググループを平成28年1月に再々開し、同レポートの調査に加えて、国内外における活動状況の調査を行って平成29年3月に活動を終了した。ワーキンググループが検討対象とした実施項目を以下に示す。

(1) OECD-NEAの報告書の精査、ハルデン炉照射データの分析等を通しての、課題・問題の把握と解決策の取纏め
(2) ハルデン炉等の海外機関との連携方策の検討、国際セミナー開催、学会企画セッション報告の実施等
(3) トリウム燃料の利用の形態案の整理・取纏め

今般、その成果を企画セッション(その3)として学会員に幅広く公開して、学会員の意見を取り込み、今後の更なる検討を深めることに役立てるものとする。

1. トリウム燃料利用の炉心特性 （*北田孝典[1]、[1]大阪大学)

本報告では上記OECD-NEAレポートで検討された炉心特性に関する内容について報告する。

トリウム燃料は、Thoria 燃料による高燃焼度の可能性、高い融点等の優れた熱物性による ATF、Pu/MA 生成量の少なさ、熱炉での高転換性能、Th 添加による UOX 燃料特性や炉運転特性の向上などを動機とした研究開発が進められている。特に炉心特性に対する影響する因子としては、トリウムはウランに比べて熱エネルギー領域でのα値(σ_c/σ_f)が小さくη値($\nu/(1+\alpha)$)が大きいことが良く挙げられるが、熱炉での増殖が達成(増殖比 1.014)された Shippingport では、毒物や制御棒を排した運転方法や低燃焼度などの炉心性能（経済性）低下との引き換えであるなど、トリウム燃料を導入することによるデメリットもあり将来のトリウム利用のためには克服すべき問題である。また^{233}Uの遅発中性子割合が^{235}Uと比べて小さいことによる安全特性への影響も注意を要する点としてあげられる。また新型燃料を導入するに必要となる多大な認証手続きなどを行うには、導入する動機・メリットが無いと進まないことは自明である。以上を踏まえると2030年ごろまではトリウムを U/Pu 燃料に 5-10%程度付加した燃料により、核的特性の改善や可燃性毒物の低減を図りつつ高燃焼度に向けた照射経験を蓄積することが現実的と述べられている。さらに当該レポートでは2030年頃までの既存炉(LWR, HWR)でのトリウム利用を見据えた研究開発の状況の説明に加えて、2050年以降での以降が模索されている MSR などの Gen-IV についても、トリウム燃料利用開始に不可欠となる核分裂性プルトニウムの供給と絡めて検討されており、世界のエネルギー資源情勢も踏まえた炉型戦略が必要であることが述べられている。

当日は、上記レポートのレビュー報告に対して実施された質疑・コメント内容もあわせて報告する。

2. トリウム燃料利用の照射挙動、リサイクル (*牟田浩明[1]、[1]大阪大学)

本報告ではOECD-NEAレポートで述べられたトリウム燃料の照射挙動ならびにリサイクルについて、また近年J. Nucl. Mater.誌で報告されているTh-MOX燃料の照射挙動について述べる。

トリウム燃料の許認可取得と商用利用のためには、信頼できる燃料試験と挙動解析コードが必要である。酸化物燃料の照射試験としてはカナダやEU、ノルウェーなどにおいてなされてきた。ハルデン炉では$(Th,Pu)O_2$、$(Th,U)O_2$燃料の照射が継続して行われており、修正FRAPCONコードの解析適用例が報告されている。EUでは SOLMAS 法などによって作製された$(Th,Pu)O_2$燃料について BR-2 炉で 37 GWd/tHM までの照射試験が行われ、MACROS コードによる解析例が報告されている。これらの試験より、Th 含有酸化物燃料はUO_2燃料とほぼ同等の照射特性を示し、均質燃料であればより良いFGR特性を持つことが示唆されている。また現行の挙動解析コードは照射試験結果をよく再現できているものの、照射スエリングや放射率、熱機械的特性への化学量論組成からのずれの影響など、Th燃料については物性測定やモデル化が必要なものがいまだ残されている。

既存炉で用いられる酸化物燃料の再処理については、THOREX法やフッ化物揮発法による検討がなされている。THOREX法における分離についてはPUREX法と類似であるものの、高濃度TBPを用いるときの第3相錯体形成リスクなどがある。抽出剤の開発などが行われているが、手法の成熟度はPUREX法と比べて総じて低い。フッ化物揮発法では、実験室規模の高温フッ化試験により模擬$(Th,U)O_2$燃料からのU分離が可能であることが示されている。当日は採鉱時を含めたトリウム燃料の取扱いについて報告する。

3. エネルギー情勢と原子力 (*小宮山涼一[2]、[2]東京大学)

本報告では最近の原子力を取り巻くエネルギー情勢を報告し、トリウムの位置づけについて考える。

近年、原子力発電の競争力が低下している背景要因として、原油価格・天然ガス価格の下落、電力市場自由化、再生可能エネルギーの普及などが挙げられる。米国での近年のシェールガス・シェールオイル増産により、国際的な石油・ガス需給バランスは緩和基調となり、2014年末以降、原油価格は国際的に大幅に下落し、天然ガス価格も低水準で推移している。また、電力市場自由化を実施する国や地域では、原子力発電の投資回収の予見可能性の低下により、新規建設の停滞や既設炉の運転ライセンス満了前での早期閉鎖をもたらしている。さらに、技術進歩や補助金による支援を受けて太陽光や風力など再生可能エネルギーの普及が国際的に進んでいるが、再エネ普及が卸電力価格の低迷を引き起こし、電力市場での原子力発電の競争力低下を招いている。

しかし原油価格の低下は、原油の上流開発投資の見直しや撤退を引き起こし、長期的な原油安定供給のリスクになっている。同時に油価下落は、依然として世界の石油輸出拠点である中東産油国の石油輸出収入低下と社会・政治の不安定化をもたらす可能性があり、国際的な原油安定供給のリスクが増大し、将来の世界のエネルギー安全保障に多大な影響を及ぼす懸念がある。また、2016年に発効したパリ協定では、地球の平均気温上昇を産業革命前に比べ2度未満に抑え、さらに1.5度抑制に向け努力する目標が掲げられ、その実現には世界の温室効果ガス排出を早期にピークアウトさせ、今世紀後半までに排出量を実質的にゼロにする必要があるとの見解が示された。よって、エネルギーの徹底的な低炭素化が必須の課題となる。

しかしながら、このようなエネルギー安全保障問題や気候変動問題を解決するための特効薬は存在せず、広範なエネルギー源の研究開発が不可欠であり、また、ウラン資源制約の緩和など原子力エネルギーの長期的視点での持続的利用を可能にするためには、トリウムは重要な技術オプションの一つとして考えられる。今後ともトリウムの技術的課題の克服、経済性の改善、社会的受容性の確保に向けた取り組みが重要であると考えられる。

---

*Takanori Kitada[1], *Hiroaki Muta[1], *Ryoichi Komiyama[2]

[1]Osaka Univ., [2]Univ. of Tokyo.

2017年秋の大会

核燃料部会セッション

軽水炉・高速炉におけるトリウム燃料の利用（その３）

Utilization of thorium fuel in light water reactor and fast reactor (3)

*北田 孝典[1], *牟田 浩明[1], *小宮山 涼一[2]
[1]大阪大学, [2]東京大学

核燃料部会に「軽水炉・高速炉におけるトリウム燃料利用に関するワーキンググループ」を設立し平成22年6月より活動を開始し、その成果として平成23年の春の年会の企画セッションにおいて炉心設計、基礎物性、社会受容性について講演を行った。東日本大震災と東京電力福島第一原子力発電所事故を受けて活動を中断したが、世界的なトリウム燃料への関心の高まりを受け、平成25年11月にワーキンググループ活動を再開し、IAEAおよび米国NRCのトリウム燃料に関する報告書のレビュー・評価結果及びまた国内外の専門家を招いて国際セミナーを開催した成果を報告書に纏めて終了した。またその成果を平成27年秋の大会の企画セッションにて報告した。

その後、OECA-NEAからトリウム燃料サイクルに関する本格的なレポート「Introduction of Thorium in the Nuclear Fuel Cycle, - Short- to long-term considerations, NEA No.7224」が公刊されたこと、また、軽水炉でのトリウム利用の研究開発として、ノルウェーの Thor Energy 社が組織した世界的なコンソーシャムのもとでハルデン炉でのトリウム燃料の照射試験が着実に進行しているという世界の状況に遅れることなく、トリウム燃料開発に係る海外との連携も視野に入れた取り組み方について議論し、トリウムの位置づけを検討･整理することを目的に、ワーキンググループを平成28年1月に再々開し、同レポートの調査に加えて、国内外における活動状況の調査を行って平成29年3月に活動を終了した。ワーキンググループが検討対象とした実施項目を以下に示す。

(1) OECD-NEAの報告書の精査、ハルデン炉照射データの分析等を通しての、課題・問題の把握と解決策の取纏め
(2) ハルデン炉等の海外機関との連携方策の検討、国際セミナー開催、学会企画セッション報告の実施等
(3) トリウム燃料の利用の形態案の整理・取纏め

今般、その成果を企画セッション(その3)として学会員に幅広く公開して、学会員の意見を取り込み、今後の更なる検討を深めることに役立てるものとする。

1. トリウム燃料利用の炉心特性 （*北田孝典[1]、[1]大阪大学)

本報告では上記OECD-NEAレポートで検討された炉心特性に関する内容について報告する。

トリウム燃料は、Thoria 燃料による高燃焼度の可能性、高い融点等の優れた熱物性による ATF、Pu/MA 生成量の少なさ、熱炉での高転換性能、Th 添加による UOX 燃料特性や炉運転特性の向上などを動機とした研究開発が進められている。特に炉心特性に対する影響する因子としては、トリウムはウランに比べて熱エネルギー領域でのα値(σ_c/σ_f)が小さくη値($\nu/(1+\alpha)$)が大きいことが良く挙げられるが、熱炉での増殖が達成(増殖比 1.014)された Shippingport では、毒物や制御棒を排した運転方法や低燃焼度などの炉心性能（経済性）低下との引き換えであるなど、トリウム燃料を導入することによるデメリットもあり将来のトリウム利用のためには克服すべき問題である。また^{233}Uの遅発中性子割合が^{235}Uと比べて小さいことによる安全特性への影響も注意を要する点としてあげられる。また新型燃料を導入するに必要となる多大な認証手続きなどを行うには、導入する動機・メリットが無いと進まないことは自明である。以上を踏まえると2030年ごろまではトリウムを U/Pu 燃料に 5-10%程度付加した燃料により、核的特性の改善や可燃性毒物の低減を図りつつ高燃焼度に向けた照射経験を蓄積することが現実的と述べられている。さらに当該レポートでは2030年頃までの既存炉(LWR, HWR)でのトリウム利用を見据えた研究開発の状況の説明に加えて、2050年以降での以降が模索されている MSR などの Gen-IV についても、トリウム燃料利用開始に不可欠となる核分裂性プルトニウムの供給と絡めて検討されており、世界のエネルギー資源情勢も踏まえた炉型戦略が必要であることが述べられている。

当日は、上記レポートのレビュー報告に対して実施された質疑・コメント内容もあわせて報告する。

2. トリウム燃料利用の照射挙動、リサイクル (*牟田浩明[1]、[1]大阪大学)

本報告ではOECD-NEAレポートで述べられたトリウム燃料の照射挙動ならびにリサイクルについて、また近年J. Nucl. Mater.誌で報告されているTh-MOX燃料の照射挙動について述べる。

トリウム燃料の許認可取得と商用利用のためには、信頼できる燃料試験と挙動解析コードが必要である。酸化物燃料の照射試験としてはカナダやEU、ノルウェーなどにおいてなされてきた。ハルデン炉では$(Th,Pu)O_2$、$(Th,U)O_2$燃料の照射が継続して行われており、修正FRAPCONコードの解析適用例が報告されている。EUではSOLMAS法などによって作製された$(Th,Pu)O_2$燃料についてBR-2炉で37 GWd/tHMまでの照射試験が行われ、MACROSコードによる解析例が報告されている。これらの試験より、Th含有酸化物燃料はUO_2燃料とほぼ同等の照射特性を示し、均質燃料であればより良いFGR特性を持つことが示唆されている。また現行の挙動解析コードは照射試験結果をよく再現できているものの、照射スエリングや放射率、熱機械的特性への化学量論組成からのずれの影響など、Th燃料については物性測定やモデル化が必要なものがいまだ残されている。

既存炉で用いられる酸化物燃料の再処理については、THOREX法やフッ化物揮発法による検討がなされている。THOREX法における分離についてはPUREX法と類似であるものの、高濃度TBPを用いるときの第3相錯体形成リスクなどがある。抽出剤の開発などが行われているが、手法の成熟度はPUREX法と比べて総じて低い。フッ化物揮発法では、実験室規模の高温フッ化試験により模擬$(Th,U)O_2$燃料からのU分離が可能であることが示されている。当日は採鉱時を含めたトリウム燃料の取扱いについて報告する。

3. エネルギー情勢と原子力 (*小宮山涼一[2]、[2]東京大学)

本報告では最近の原子力を取り巻くエネルギー情勢を報告し、トリウムの位置づけについて考える。

近年、原子力発電の競争力が低下している背景要因として、原油価格・天然ガス価格の下落、電力市場自由化、再生可能エネルギーの普及などが挙げられる。米国での近年のシェールガス・シェールオイル増産により、国際的な石油・ガス需給バランスは緩和基調となり、2014年末以降、原油価格は国際的に大幅に下落し、天然ガス価格も低水準で推移している。また、電力市場自由化を実施する国や地域では、原子力発電の投資回収の予見可能性の低下により、新規建設の停滞や既設炉の運転ライセンス満了前での早期閉鎖をもたらしている。さらに、技術進歩や補助金による支援を受けて太陽光や風力など再生可能エネルギーの普及が国際的に進んでいるが、再エネ普及が卸電力価格の低迷を引き起こし、電力市場での原子力発電の競争力低下を招いている。

しかし原油価格の低下は、原油の上流開発投資の見直しや撤退を引き起こし、長期的な原油安定供給のリスクになっている。同時に油価下落は、依然として世界の石油輸出拠点である中東産油国の石油輸出収入低下と社会・政治の不安定化をもたらす可能性があり、国際的な原油安定供給のリスクが増大し、将来の世界のエネルギー安全保障に多大な影響を及ぼす懸念がある。また、2016年に発効したパリ協定では、地球の平均気温上昇を産業革命前に比べ2度未満に抑え、さらに1.5度抑制に向け努力する目標が掲げられ、その実現には世界の温室効果ガス排出を早期にピークアウトさせ、今世紀後半までに排出量を実質的にゼロにする必要があるとの見解が示された。よって、エネルギーの徹底的な低炭素化が必須の課題となる。

しかしながら、このようなエネルギー安全保障問題や気候変動問題を解決するための特効薬は存在せず、広範なエネルギー源の研究開発が不可欠であり、また、ウラン資源制約の緩和など原子力エネルギーの長期的視点での持続的利用を可能にするためには、トリウムは重要な技術オプションの一つとして考えられる。今後ともトリウムの技術的課題の克服、経済性の改善、社会的受容性の確保に向けた取り組みが重要であると考えられる。

---

*Takanori Kitada[1], *Hiroaki Muta[1], *Ryoichi Komiyama[2]

[1]Osaka Univ., [2]Univ. of Tokyo.

2017年秋の大会

核燃料部会セッション

軽水炉・高速炉におけるトリウム燃料の利用（その３）

Utilization of thorium fuel in light water reactor and fast reactor (3)

*北田 孝典[1], *牟田 浩明[1], *小宮山 涼一[2]
[1]大阪大学, [2]東京大学

核燃料部会に「軽水炉・高速炉におけるトリウム燃料利用に関するワーキンググループ」を設立し平成22年6月より活動を開始し、その成果として平成23年の春の年会の企画セッションにおいて炉心設計、基礎物性、社会受容性について講演を行った。東日本大震災と東京電力福島第一原子力発電所事故を受けて活動を中断したが、世界的なトリウム燃料への関心の高まりを受け、平成25年11月にワーキンググループ活動を再開し、IAEAおよび米国NRCのトリウム燃料に関する報告書のレビュー・評価結果及びまた国内外の専門家を招いて国際セミナーを開催した成果を報告書に纏めて終了した。またその成果を平成27年秋の大会の企画セッションにて報告した。

その後、OECA-NEAからトリウム燃料サイクルに関する本格的なレポート「Introduction of Thorium in the Nuclear Fuel Cycle, - Short- to long-term considerations, NEA No.7224」が公刊されたこと、また、軽水炉でのトリウム利用の研究開発として、ノルウェーの Thor Energy 社が組織した世界的なコンソーシャムのもとでハルデン炉でのトリウム燃料の照射試験が着実に進行しているという世界の状況に遅れることなく、トリウム燃料開発に係る海外との連携も視野に入れた取り組み方について議論し、トリウムの位置づけを検討･整理することを目的に、ワーキンググループを平成28年1月に再々開し、同レポートの調査に加えて、国内外における活動状況の調査を行って平成29年3月に活動を終了した。ワーキンググループが検討対象とした実施項目を以下に示す。

(1) OECD-NEAの報告書の精査、ハルデン炉照射データの分析等を通しての、課題・問題の把握と解決策の取纏め
(2) ハルデン炉等の海外機関との連携方策の検討、国際セミナー開催、学会企画セッション報告の実施等
(3) トリウム燃料の利用の形態案の整理・取纏め

今般、その成果を企画セッション(その3)として学会員に幅広く公開して、学会員の意見を取り込み、今後の更なる検討を深めることに役立てるものとする。

1. トリウム燃料利用の炉心特性 （*北田孝典[1]、[1]大阪大学)

本報告では上記OECD-NEAレポートで検討された炉心特性に関する内容について報告する。

トリウム燃料は、Thoria 燃料による高燃焼度の可能性、高い融点等の優れた熱物性による ATF、Pu/MA 生成量の少なさ、熱炉での高転換性能、Th 添加による UOX 燃料特性や炉運転特性の向上などを動機とした研究開発が進められている。特に炉心特性に対する影響する因子としては、トリウムはウランに比べて熱エネルギー領域でのα値(σ_c/σ_f)が小さくη値($\nu/(1+\alpha)$)が大きいことが良く挙げられるが、熱炉での増殖が達成(増殖比 1.014)された Shippingport では、毒物や制御棒を排した運転方法や低燃焼度などの炉心性能（経済性）低下との引き換えであるなど、トリウム燃料を導入することによるデメリットもあり将来のトリウム利用のためには克服すべき問題である。また^{233}Uの遅発中性子割合が^{235}Uと比べて小さいことによる安全特性への影響も注意を要する点としてあげられる。また新型燃料を導入するに必要となる多大な認証手続きなどを行うには、導入する動機・メリットが無いと進まないことは自明である。以上を踏まえると2030年ごろまではトリウムを U/Pu 燃料に 5-10%程度付加した燃料により、核的特性の改善や可燃性毒物の低減を図りつつ高燃焼度に向けた照射経験を蓄積することが現実的と述べられている。さらに当該レポートでは2030年頃までの既存炉(LWR, HWR)でのトリウム利用を見据えた研究開発の状況の説明に加えて、2050年以降での以降が模索されている MSR などの Gen-IV についても、トリウム燃料利用開始に不可欠となる核分裂性プルトニウムの供給と絡めて検討されており、世界のエネルギー資源情勢も踏まえた炉型戦略が必要であることが述べられている。

当日は、上記レポートのレビュー報告に対して実施された質疑・コメント内容もあわせて報告する。

2. トリウム燃料利用の照射挙動、リサイクル (*牟田浩明[1]、[1]大阪大学)

本報告ではOECD-NEAレポートで述べられたトリウム燃料の照射挙動ならびにリサイクルについて、また近年J. Nucl. Mater.誌で報告されているTh-MOX燃料の照射挙動について述べる。

トリウム燃料の許認可取得と商用利用のためには、信頼できる燃料試験と挙動解析コードが必要である。酸化物燃料の照射試験としてはカナダやEU、ノルウェーなどにおいてなされてきた。ハルデン炉では$(Th,Pu)O_2$、$(Th,U)O_2$燃料の照射が継続して行われており、修正FRAPCONコードの解析適用例が報告されている。EUでは SOLMAS 法などによって作製された$(Th,Pu)O_2$燃料について BR-2 炉で 37 GWd/tHM までの照射試験が行われ、MACROS コードによる解析例が報告されている。これらの試験より、Th 含有酸化物燃料はUO_2燃料とほぼ同等の照射特性を示し、均質燃料であればより良いFGR特性を持つことが示唆されている。また現行の挙動解析コードは照射試験結果をよく再現できているものの、照射スエリングや放射率、熱機械的特性への化学量論組成からのずれの影響など、Th燃料については物性測定やモデル化が必要なものがいまだ残されている。

既存炉で用いられる酸化物燃料の再処理については、THOREX法やフッ化物揮発法による検討がなされている。THOREX法における分離についてはPUREX法と類似であるものの、高濃度TBPを用いるときの第3相錯体形成リスクなどがある。抽出剤の開発などが行われているが、手法の成熟度はPUREX法と比べて総じて低い。フッ化物揮発法では、実験室規模の高温フッ化試験により模擬$(Th,U)O_2$燃料からのU分離が可能であることが示されている。当日は採鉱時を含めたトリウム燃料の取扱いについて報告する。

3. エネルギー情勢と原子力 (*小宮山涼一[2]、[2]東京大学)

本報告では最近の原子力を取り巻くエネルギー情勢を報告し、トリウムの位置づけについて考える。

近年、原子力発電の競争力が低下している背景要因として、原油価格・天然ガス価格の下落、電力市場自由化、再生可能エネルギーの普及などが挙げられる。米国での近年のシェールガス・シェールオイル増産により、国際的な石油・ガス需給バランスは緩和基調となり、2014年末以降、原油価格は国際的に大幅に下落し、天然ガス価格も低水準で推移している。また、電力市場自由化を実施する国や地域では、原子力発電の投資回収の予見可能性の低下により、新規建設の停滞や既設炉の運転ライセンス満了前での早期閉鎖をもたらしている。さらに、技術進歩や補助金による支援を受けて太陽光や風力など再生可能エネルギーの普及が国際的に進んでいるが、再エネ普及が卸電力価格の低迷を引き起こし、電力市場での原子力発電の競争力低下を招いている。

しかし原油価格の低下は、原油の上流開発投資の見直しや撤退を引き起こし、長期的な原油安定供給のリスクになっている。同時に油価下落は、依然として世界の石油輸出拠点である中東産油国の石油輸出収入低下と社会・政治の不安定化をもたらす可能性があり、国際的な原油安定供給のリスクが増大し、将来の世界のエネルギー安全保障に多大な影響を及ぼす懸念がある。また、2016年に発効したパリ協定では、地球の平均気温上昇を産業革命前に比べ2度未満に抑え、さらに1.5度抑制に向け努力する目標が掲げられ、その実現には世界の温室効果ガス排出を早期にピークアウトさせ、今世紀後半までに排出量を実質的にゼロにする必要があるとの見解が示された。よって、エネルギーの徹底的な低炭素化が必須の課題となる。

しかしながら、このようなエネルギー安全保障問題や気候変動問題を解決するための特効薬は存在せず、広範なエネルギー源の研究開発が不可欠であり、また、ウラン資源制約の緩和など原子力エネルギーの長期的視点での持続的利用を可能にするためには、トリウムは重要な技術オプションの一つとして考えられる。今後ともトリウムの技術的課題の克服、経済性の改善、社会的受容性の確保に向けた取り組みが重要であると考えられる。

---

*Takanori Kitada[1], *Hiroaki Muta[1], *Ryoichi Komiyama[2]

[1]Osaka Univ., [2]Univ. of Tokyo.

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：401-2 Nuclear Fuel and the Irradiation Behavior

Fri. Sep 15, 2017 2:45 PM - 3:50 PM JST | Fri. Sep 15, 2017 5:45 AM - 6:50 AM UTC | Room J C309 - C Block

[3J10-13] Behavior of FPs 1

Chair:Ken Kurosaki (Osaka Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[3J10] Fundamental Research on Fission Product Chemistry

(1)Evaluation of oxidation and vaporization behavior of Boron compound formed in molten control rod blade

*Junpei Imoto[1], Fidelma Giulia Di Lemma[1], Shuhei Miwa[1], Masahide Takano[1], Masahiko Osaka[1] (1. JAEA)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[3J11] Fundamental Research on Fission Product Chemistry

(2)Evaluation of Oxidation and Vaporization Behavior of Ruthenium and Molybdenum Alloys in a Nuclear Fuel

*Jiazhan Liu[1], Naoya Miyahara[1], Shuhei Miwa[1], Masahide Takano[1], Masahiko Osaka[1] (1. JAEA)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[3J12] Fundamental Research on Fission Product Chemistry

(3)Effectiveness of chemical reaction kinetics in the evaluation of chemical forms of iodine and cesium vapor species

*Naoki Horiguchi[1], Naoya Miyahara[1], Shuhei Miwa[1], Osaka Masahiko[1] (1. JAEA)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[3J13] Fundamental Research on Fission Product Chemistry

(4)Evaluation of Boron chemical behavior during transport in reactor coolant system

*Shuhei Miwa[1], Naoya Miyahara[1], Naoki Horiguchi[1], Junpei Imoto[1], Kunihisa Nakajima[1], Masahiko Osaka[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

3:45 PM - 3:50 PM JST | 6:45 AM - 6:50 AM UTC

Time reserved for Chair

核分裂生成物化学挙動の解明に向けた基礎基盤研究
（1）溶融制御棒ブレード中に生成するホウ素化合物の酸化及び蒸発挙動評価

Fundamental Research on Fission Product Chemistry
(1) Evaluation of oxidation and vaporization behavior of Boron compound formed in molten control rod blade

*井元 純平[1]、Di Lemma Fidelma Giulia[1]、三輪 周平[1]、高野 公秀[1]、逢坂 正彦[1]
[1] 日本原子力研究開発機構

軽水炉シビアアクシデント時に BWR 制御ブレードが溶融・崩落することで生成される Fe-B 系化合物からのホウ素の放出挙動を実験的に評価した。Fe-B 系化合物の酸化速度は、B_4C よりも低くなり、Fe-B 系化合物からのホウ素蒸発抑制効果を B_4C との比較により実証した。

キーワード：制御棒、ホウ素、ホウ化鉄、ホウ化ジルコニウム、酸化挙動

1. 緒言

軽水炉シビアアクシデント（SA）時のソースターム評価精度向上や福島第一原発炉内の核分裂生成物（FP）挙動評価のための基礎知見の拡充に資するため、セシウム（Cs）やヨウ素（I）等の放出移行に影響を与える FP の化学挙動を評価し、モデル化するための基礎基盤研究を実施している。Cs や I は、BWR 制御材ホウ素（B）と反応して $CsBO_2$ やガス状 I が生成する[1]こと等により移行挙動が変化するため、B の放出移行挙動を把握することが重要である。BWR 制御ブレードは、SA 時にはステンレス鋼製の被覆管等との共晶反応により燃料集合体に先行して溶融・崩落し、チャンネルボックス等のジルカロイとも反応して(Fe,Cr,Ni)B、ZrB_2 等の多種多様な B 化合物を含む溶融体を形成すると言われている[2]。溶融体からの B 放出速度の評価には、現状 B_4C からの放出速度より求めた既存の放出モデルが使用されているため、不確かさが大きい。そこで、溶融体の代表的な組成の一つである Fe-B 系化合物からの B の放出挙動を明らかにするために、Fe-B 系化合物を調製し、熱分析により酸化及び蒸発挙動を実験的に調べた。

2. 実験方法

化学組成の異なる FeB、Fe_2B 焼結体を調製し、ガス吸着法による表面積測定結果と熱分析による重量変化結果をもとに酸化･蒸発挙動を調べた。焼結体は、FeB 及び Fe_2B の各々の粉末を約 450 MPa で成形し、4%H_2-Ar ガスフロー中で、それぞれ 1473 K および 1273 K で 3 時間焼結することにより調製した。熱重量・示唆熱分析（TG-DTA）は、保持温度を 1173 K ~ 1373 K とし、保持温度に到達した後に Ar ガス雰囲気から露点約 70℃の水蒸気雰囲気に切り替えることで実施した。試験中は酸化による重量増加と蒸発による重量減少が同時に生じるため、水蒸気雰囲気切り換え時点の重量を基準として初期の重量増加は酸化のみに起因すると仮定して酸化速度を算出した。この際、表面積の変化は無いとした。

3. 結果および結論

図 1 に算出した FeB 及び Fe_2B 焼結体と B_4C 焼結体及び粉末[3]の比表面積と酸化速度を示す。FeB 及び Fe_2B 焼結体の酸化速度はほぼ同じであり、B_4C の酸化速度に比べ、数桁低いことが分かった。Fe-B 系化合物からの B の放出は、表面に形成された B_2O_3 や Fe-B-O 系化合物のうち、B_4C と同様に液相の B_2O_3 が水蒸気と反応して蒸発することにより生じる可能性を以前報告している[4]。本実験結果は、FeB や FeB_2 では液相 B_2O_3 の生成速度が低くなることを示している。すなわち、溶融体中の安定な Fe-B-O 系化合物生成[4]のほか、液相 B_2O_3 の生成抑制による B 蒸発抑制効果により、現状の B_4C による放出モデルより B 放出速度が低下する可能性を確認した。今後、上記の SA 解析評価への取り込みについて、検討を進める。

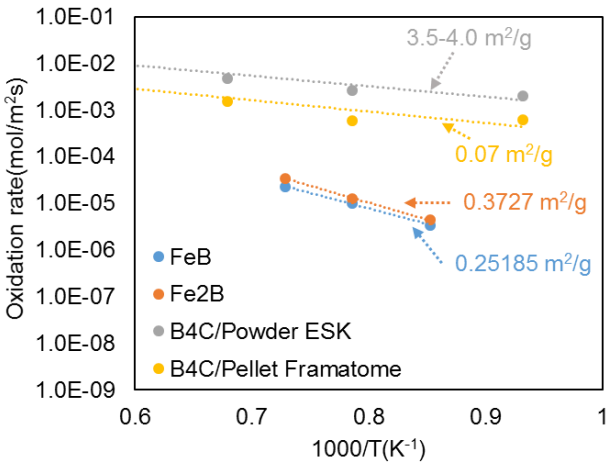


図 1　B_4C と Fe-B 系化合物の酸化速度の比較

参考文献

[1] S. Miwa, et al., PNE, 92 (2016) 254、[2] M. Steinbrück et al., FZKA 6980, 2004、[3] M. Steinbrück et al., FZKA 6979, 2004、[4] Di Lemma ら，原子力学会 2016 秋 2B17

*Junpei Imoto[1], Fidelma Giulia Di Lemma[1], Shuhei Miwa[1], Masahide Takano[1], Masahiko Osaka[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

Fundamental Research on Fission Product Chemistry
(2) Evaluation of Oxidation and Vaporization Behavior of Ruthenium and Molybdenum Alloys in a Nuclear Fuel

*Jiazhan Liu[1], Naoya Miyahara[1], Shuhei Miwa[1], Masahide Takano[1] and Masahiko Osaka[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

Abstract: For a more accurate evaluation of Ru and Mo release behavior from fuel under severe accident conditions, Ru and Mo oxidation and vaporization behaviors were investigated by thermogravimetric-differential thermal analysis (TG-DTA). The results gave fundamental data of the Ru and Mo release behavior.
Keywords: Ruthenium, Molybdenum, Oxidation, Vaporization

1. Introduction

The so-called "white inclusions" composed of molybdenum (Mo), ruthenium (Ru), palladium (Pd), rhodium (Rh) and technetium (Tc) system are formed in irradiated UO_2 and (U, Pu)O_2 fuels[1]. Among the elements in this system, Ru and Mo behaviors under severe accident conditions such as release behavior from fuel are important especially because of potentially high radiotoxicity under air and affinity with cesium, respectively. Although some data on the release behavior of Ru and Mo with atmosphere-dependence were reported, release mechanism is still unclear and the release model considering the formation of alloys has not been established. Therefore, for an accurate evaluation of release behavior of Ru and Mo from fuel under severe accident conditions, we started the research on the Ru and Mo release behavior from Mo-Ru-Rh-Pd alloys system. As the first step, we investigated the oxidation and vaporization behavior of the Mo and Ru in the oxidizing atmosphere.

2. Experimental method

The metallic powder specimens of Mo and Ru were subjected to the TG-DTA to evaluate the oxidation and vaporization properties. During the temperature rising process, Ar-5%H_2 atmosphere was adopted to avoid oxidation of the specimen. After reaching the equilibrium condition with no change in weight at a constant temperature, from 1473 to 1773 K, the atmosphere was changed to air. The samples after TG-DTA were characterized by XRD and SEM-EDS.

3. Results and discussion

Figure 1 shows the relative changes in weight for the Mo and Ru powders in air during the TG-DTA. The changes in weight gain and loss are associated with mainly oxidation and vaporization, respectively.

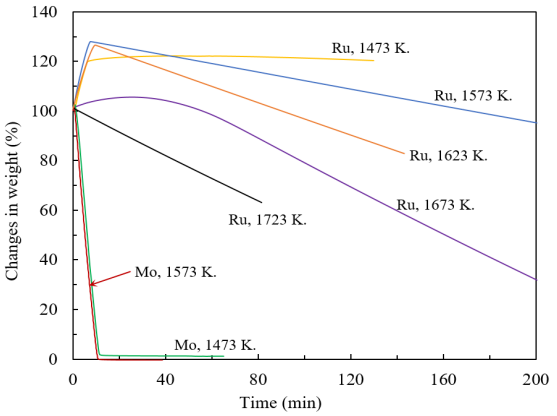


Fig. 1. Weight change of Mo and Ru powders in air.

The steep changes in weight loss for Mo powders are observed at 1473 and 1573 K. The weight loss rates are nearly the same due possibly to the instantaneous formation of high volatile $(MoO_3)_x$ (g) by oxidation of Mo.

Above 1573 K, the weight gain rates for Ru decreased with increase of temperature due to the enhancement of vaporization concurrent with oxidation. By a thermodynamic consideration, the predominant reaction products for oxidation of Ru are RuO_2(s) and RuO_3(g) below 1700 K and only RuO_3(g) above 1700 K in air, which corresponds to the results at 1723 K that weight gain was not observed. It should be noted that above 1573 K, the weight loss rates of each Ru samples became constant as shown in Figure 1, although the total surface area of powders changed with the vaporization of samples. Figure 2 shows the correlation between vaporization rates and equilibrium RuO_3 vapor pressure [2] above RuO_2 below 1700 K and Ru above 1700 K. The weight loss rates are approximately proportional to the equilibrium RuO_3 vapor pressure, which suggests that the formation reaction of RuO_3 is very fast and the gases around the sample achieve in equilibrium immediately with the sample.

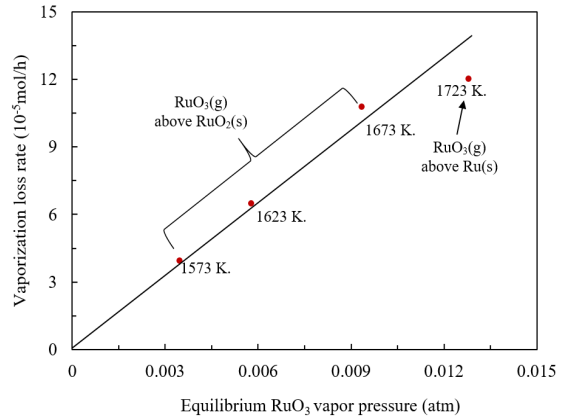


Fig. 2. Relationship between vaporizing rate and equilibrium RuO_3 vapor pressure.

4. Conclusions

The oxidation and vaporization rates of Mo powders are much bigger than that of Ru powders. The vaporization rates of Ru powders are controlled by the equilibrium RuO_3 vapor pressure.

References

[1] B.T. Bradbury, et al., J. Nucl. Mater. 17 (1965) 227-236.
[2] E.T. Turkdogan: Physical Chemistry of High Temperature Technology, Academic Press, New York, (1980).

核分裂生成物化学挙動の解明に向けた基礎基盤研究
（3）ヨウ素及びセシウム蒸気種の化学形態評価における速度論適用の効果検討

Fundamental Research on Fission Product Chemistry

(3) Effect of chemical reaction kinetics on the chemical forms of iodine and cesium vapor species

*堀口 直樹[1]，宮原 直哉[1]，三輪 周平[1]，逢坂 正彦[1]

[1]原子力機構

軽水炉シビアアクシデント時の燃料近傍(2500 K)から冷却系(700 K)への移行時を対象に、ヨウ素及びセシウム蒸気種の化学形評価における速度論適用の効果を検討した。BWR 制御材ホウ素を含むセシウム蒸気種において速度論を適用する効果が大きく表れることが分かった。

キーワード：ヨウ素，セシウム，化学反応速度論，化学形態

1. 緒言

軽水炉シビアアクシデント時のヨウ素（I）及びセシウム（Cs）等のソースターム評価精度向上のためには、核分裂生成物の放出移行に大きな影響を与える化学挙動を評価する必要がある。化学挙動評価において、炉内の比較的温度が低い箇所（< 1000 K）では、化学反応速度論を考慮することが必要であり、関連する研究が主に欧州で実施されてきた[1]。しかしながら、I 及び Cs の化学挙動に影響を与える BWR 制御材ホウ素（B）[2]を含めた系における化学反応速度に関する研究はほぼ皆無である。そこで、本研究では、I、Cs、B、O、H を含む系における化学反応速度論適用の効果を明らかにすることを目的に、化学反応速度論を考慮して温度勾配下を移行する I、Cs 蒸気種の化学挙動を解析し、化学平衡計算（瞬時に化学平衡に達すると仮定した計算）による結果と比較した。

2.化学反応速度論適用による効果の検討

I、Cs、B、O、H を含む系の素反応に対する化学反応速度定数は文献値、あるいは文献値が存在しないものについては第一原理計算を用いた遷移状態解析により計算した値を用いた。解析モデルは、2500 K から 700 K まで直線的に温度が低下する円管（図 1）とし、プラグフローにおける定常状態を仮定した。流体は、50 vol.%H_2O-Ar ガス（1 NL/min、1 atm）に微量（1×10^{-8} mol）の CsI、H_3BO_3 を含むものとした。主要な I、Cs 蒸気種のモル分率の解析結果を、化学平衡計算結果と比較した例を図 1 に示す。

B を含まない化学種については、化学反応/化学平衡の両計算結果の差異は概ね 1000k 以下で表れている。

一方、Cs と B の化学反応により生成する $CsBO_2$ の場合、1500 K 以下の温度領域で化学反応/化学平衡の両計算結果は大きく異なっており、より高温まで化学反応速度論の効果が表われていることが分かる。すなわち、B を含む系においても化学反応速度論を適用することが不可欠であると言える。

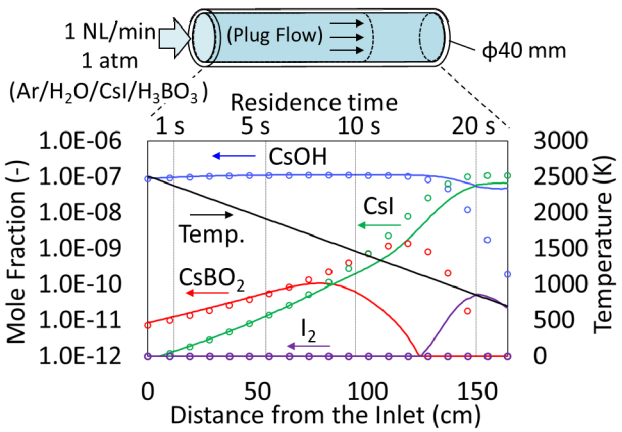


図 1 I 及び Cs 蒸気種のモル分率の解析結果
（実線：化学反応計算、プロット：化学平衡計算）

3. 結論

軽水炉 SA 時炉内の比較的低温部における Cs 及び I 蒸気種の化学形の評価において、B を含む系に対する化学反応速度論の適用要否はこれまで未検討であったが、本研究でその適用の必要性を確認した。

参考文献

[1]例：L. Cantrel, et.al., Annals of Nuclear Energy, 2013, 61, 170.　[2] S. Miwa, et.al., Progress in Nuclear Energy, 2016, 92, 254.

*Naoki Horiguchi[1], Naoya Miyahara[1], Shuhei Miwa[1] and Masahiko Osaka[1]　[1]Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

核分裂生成物化学挙動の解明に向けた基礎基盤研究
（4）炉内冷却系移行時におけるホウ素の化学挙動の評価

Fundamental Research on Fission Product Chemistry
(4) Evaluation of Boron chemical behavior during transport in reactor coolant system

*三輪 周平[1]，宮原 直哉[1]，堀口 直樹[1]，井元 純平[1]，中島 邦久[1]，逢坂 正彦[1]
[1]日本原子力研究開発機構

軽水炉シビアアクシデント時の炉内冷却系等高温部における BWR 制御材ホウ素の化学挙動を、ヨウ素及びセシウムの移行挙動への影響の観点も含めて評価した。水蒸気欠乏雰囲気下では、水蒸気雰囲気下に比べてホウ素の炉心からの放出量は低下し、低温部への移行量が低下すること等が分かった。

キーワード：ホウ素、セシウム、ヨウ素、化学挙動

1. 緒言

軽水炉シビアアクシデント（SA）時のソースタームや福島第一原子力発電所（1F）炉内の放射性物質分布の評価精度を向上するために、SA 時の放出移行時における核分裂生成物（FP）の化学挙動を解明し、モデル化することを目的とした基礎基盤研究を実施している。この中で BWR 制御材ホウ素（B）は、セシウム（Cs）と化学反応を生じる可能性や冷却系配管に堆積して移行が阻害されること等、ヨウ素（I）や Cs の移行挙動に影響を与えることが示されているものの[1]、その知見は僅少である。そこで、炉内冷却系移行時の B の移行挙動を明らかにすることを目的に、化学平衡計算により移行時の B の化学形を予測し、I 及び Cs の移行挙動への影響の観点も含めて、これまで得られた研究成果と合わせて化学挙動を評価した。

2. ホウ素の化学挙動の整理と考察（丸括弧：本シリーズ発表番号、各括弧：参考文献）

水蒸気もしくは水蒸気欠乏雰囲気において炉心から放出した B、I 及び Cs が[2]、炉心冷却系を移行（1350 K から 400 K）すると想定し、150 K 毎の化学平衡計算により移行時の B 化学形を予測した。この計算結果に、これまで得られた研究成果を合わせて、B の化学挙動を整理し、考察した。

水蒸気雰囲気において、炉心からの B の放出速度は、制御材溶融・崩落時のステンレス鋼等との反応による酸化速度の低下や安定な化合物（Fe-B-O 化合物）の生成に起因して抑制される（1）。高温で放出を開始した B は、モリブデン（Mo）の放出が水蒸気雰囲気における酸化物形成により促進された（2）後の Cs 放出後期において凝縮性の高い $CsBO_2$ 蒸気種を形成するが[2]、大部分は HBO_2、H_3BO_3 等の蒸気種となる。このため、下図中の表に示すように 750 K 程度までで B の大部分は気相において移行する。ただし、移行時の $CsBO_2$ 蒸気種量は化学平衡計算ではその生成量を過大評価しており（3）、実際はより多くの B が H_3BO_3 等として低温まで移行する可能性が考えられる。

水蒸気欠乏雰囲気において、炉心からの B 放出は、より安定な化合物（Fe-B [2]）が生成されることにより抑制される。放出される B 量が少ない上、下図のように比較的高温部で B_2O_3 や $CsBO_2$ として凝縮を開始するために、化学平衡計算による B 蒸気種の過大評価を考慮しても、750 K 以下で移行量は大きく低下する。また、これらの B_2O_3 蒸気種／エアロゾルは、水蒸気欠乏雰囲気で生成される CsI 沈着物[2]に作用して、ガス状の I を再蒸発させる可能性が示されている[3]。

3. 結言

B は、水蒸気雰囲気において大部分が低温部に移行していく一方で、水蒸気欠乏雰囲気下においては、放出量は低下し、Cs 化合物等として凝縮する等により低温部への移行量が低下することが分かった。

参考文献

[1] 例えば、T. Haste, et al., Annals Nucl. Energ. 61 (2013) 102、[2] S. Miwa, et al., PNE 92 (2016) 254, [3] 三輪ら，原子力学会秋 2016, 2G14.

*Shuhei Miwa[1], Naoya Miyahara[1], Naoki Horiguchi[1], Junpei Imoto[1], Kunihisa Nakajima[1], Masahiko Osaka[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

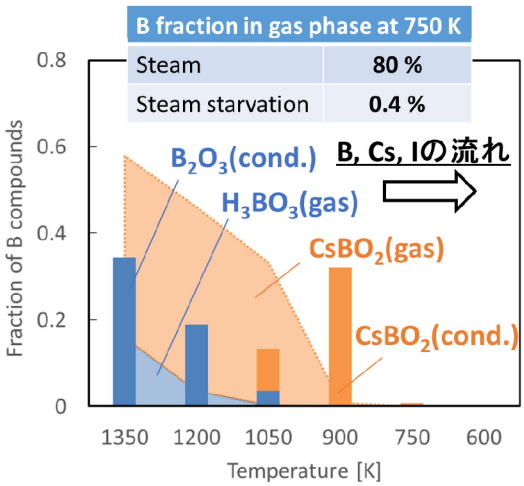


図１　水蒸気欠乏雰囲気における移行時の B の化学形（蒸気種：gas、凝縮相：cond.）

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：401-2 Nuclear Fuel and the Irradiation Behavior

Fri. Sep 15, 2017 3:50 PM - 4:40 PM JST | Fri. Sep 15, 2017 6:50 AM - 7:40 AM UTC | Room J C309 - C Block

[3J14-16] Behavior of FPs 2

Chair:Yuji Arita (Univ. of Fukui)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

[3J14] Axial migration and accumulation behavior of cesium in fast reactor fuel pins
(1)Axial migration and accumulation behavior of cesium observed in irradiation test of Joyo and foreign reactors

*Hiroshi Oka[1], Takashi Tanno[1], Yoshihisa Ikusawa[1], Tomoyuki Uwaba[1], Takeji Kaito[1] (1. JAEA)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[3J15] Axial migration and accumulation behavior of cesium in fast reactor fuel pins
(2)Evaluation of diameter change of fuel pellet by cesium local accumulation

*Takashi Tanno[1], Hiroshi Oka[1], Yoshihisa Ikusawa[1], Tomoyuki Uwaba[1], Takeji Kaito[1] (1. JAEA)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[3J16] Axial migration and accumulation behavior of cesium in fast reactor fuel pins
(3)Evaluation of cesium accumulation effect on lifetime of fuel cladding tube

*Yoshihisa Ikusawa[1], Uwaba Tomoyuki[1], Nemoto Junichi[2], Tanno Takashi[1], Oka Hiroshi[1], Kaito Takeji[1] (1. JAEA, 2. NESI)

4:35 PM - 4:40 PM JST | 7:35 AM - 7:40 AM UTC

Time reserved for Chair

高速炉燃料ピン内の Cs 軸方向移動・蓄積挙動
(1) 常陽および海外炉での Cs 軸方向移動・蓄積現象

Axial Migration and Accumulation Behavior of Cesium in Fast Reactor Fuel Pins
(1) Axial Migration and Accumulation Behavior of Cesium Observed in Irradiation Test of Joyo and Foreign Reactors

*岡 弘[1]，丹野 敬嗣[1]，生澤 佳久[1]，上羽 智之[1]，皆藤 威二[1]
[1]原子力機構

高速炉 MOX 燃料ピンにおける Cs の移動・蓄積挙動を国内外の照射試験結果を用いて評価した。

キーワード：高速炉，Cs，高燃焼度，FCMI，MOX，照射後試験

1. 緒言

高速炉で照射した MOX 燃料ピンでは、燃焼が進むと核分裂生成物の Cs が熱拡散や蒸発・凝縮などにより燃料ピン内を移動し、UO_2−MOX ペレット境界部に蓄積する場合がある。このような Cs の挙動について国内外の照射試験結果を用いて評価した。

2. 評価

2-1. 燃料ピン照射試験

「常陽」および米国 EBR-II で照射した軸方向均質燃料ピンおよび軸方向非均質燃料ピンを評価対象とした。軸方向非均質燃料は、MOX 炉心燃料の一部をブランケット（UO_2）に置き換えることにより、炉心の中性子束分布や燃焼度分布の平坦化による高燃焼度化および Na ボイド反応度の抑制が期待できる燃料概念である。これらの燃料ピンの照射後試験結果（ガンマスキャン測定（Cs 軸方向分布）、被覆管外径測定）を基に燃料ピン内の Cs 挙動を評価した。各照射試験の照射条件を表 1 に示す。

表 1　各照射試験の照射条件

照射炉/照射試験名	最大燃焼度 (GWd/t)	最大線出力 (W/cm)	最大照射量 ($\times10^{26}$n/m^2)	備考
「常陽」/AHC 照射試験	72	450	9.7	軸非均質
EBR-II/SPA 照射試験	50～120	420～490	3.7～11.6	軸均質/軸非均質

2-2. 評価結果

（1）「常陽」/AHC 照射試験：Cs の大きな移動や局所的な蓄積等は認められなかったが、内部ブランケット部で Cs の勾配がみられ、上下の炉心燃料から Cs が移動・蓄積したと考えられる。

（2）EBR-II/SPA 照射試験：燃焼が進んだ燃料ピンでは、UO_2−MOX ペレット境界部（MOX 部上下端および MOX/内部ブランケット境界部）に Cs のピークが観察された（図 1）。また、MOX 部上下端で局所的な被覆管外径増加が認められた。外径増加部では Cs が UO_2 ペレットと反応して Cs-U-O 系化合物を生成し、燃料-被覆管機械的相互作用（FCMI）が生じたと考えられる。

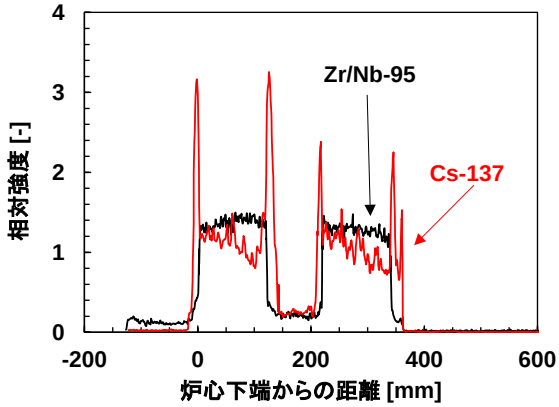


図 1　SPA 照射試験燃料ピンのガンマスキャン測定結果

（3）各照射試験燃料ピンの UO_2−MOX ペレット境界部における Cs の蓄積挙動と被覆管外径増加の有無を燃焼度で整理した。Cs の蓄積および被覆管外径増加の両者が観察されるのは、燃焼度 115GWd/t 程度の燃料ピンであり、70GWd/t 程度の燃料ピンではどちらも観察されなかった。これより、Cs 蓄積に起因した FCMI による被覆管外径増加は燃焼度 70～115GWd/t の間で生じ始める現象と考えられる。

3. 結論

高速炉燃料ピンの照射後試験結果を基に Cs 挙動を評価した。燃焼度が 70GWd/t を超えると、UO_2−MOX ペレット境界部への Cs の移動・蓄積の影響により FCMI が発生し、被覆管外径増加をもたらすと考えられる。

*Hiroshi Oka[1], Takashi Tanno[1], Yoshihisa Ikusawa[1], Tomoyuki Uwaba[1], Takeji Kaito[1]
[1]JAEA

高速炉燃料ピン内の Cs 軸方向移動・蓄積挙動
（2）Cs の局所的な蓄積による燃料ペレット外径変化の評価

Axial Migration and Accumulation Behavior of Cesium in Fast Reactor Fuel Pins
(2) Evaluation of Diameter Change of Fuel Pellet by Cesium Local Accumulation

*丹野　敬嗣[1]，岡　弘[1]，生澤　佳久[1]，上羽　智之[1]，皆藤　威二[1]
[1]原子力機構

照射後燃料ピンのガンマスキャンデータから Cs の局所的な蓄積量と燃料ペレットの外径変化を評価し、被覆管外径の実測値と比較することで、Cs の軸方向移動・蓄積挙動が FCMI に及ぼす影響を評価した。

キーワード：高速炉，Cs，高燃焼度，FCMI，MOX，燃料ペレット外径変化

1. 緒言

高速炉 MOX 燃料ピン内では、燃焼度の増加とともに生成した FP の Cs が軸方向移動し、局所的に蓄積する。蓄積した Cs は Cs-U-O 化合物を形成して局所的な燃料ペレットの体積膨張、および FCMI(燃料-被覆管機械的相互作用)を引き起こし得ることから、Cs の蓄積量と燃料ペレットの外径変化を評価した。

2. Cs 蓄積量と燃料ペレット外径変化

2-1. 評価方法

EBR-II で照射された燃料ピン(~120GWd/t)について評価を実施した。ガンマスキャンプロファイルから軸方向の Cs 量分布を、ORIGEN コード計算結果から燃料ピン内で生成した Cs 量を評価し、これらを組み合わせて軸方向の Cs 蓄積量を定量評価した。Cs は燃料ピン内で Cs_2UO_4 として存在していると仮定し、Cs と UO_2 が反応して Cs_2UO_4 を形成する際の体積増加、およびそれに伴う燃料ペレットの外径変化を求めた。評価した外径変化を考慮した推定残留ギャップ幅と被覆管の製造時内径、実際に測定された試験燃料ピンの被覆管外径増加を比較し、Cs 蓄積と FCMI の関係を検討した。

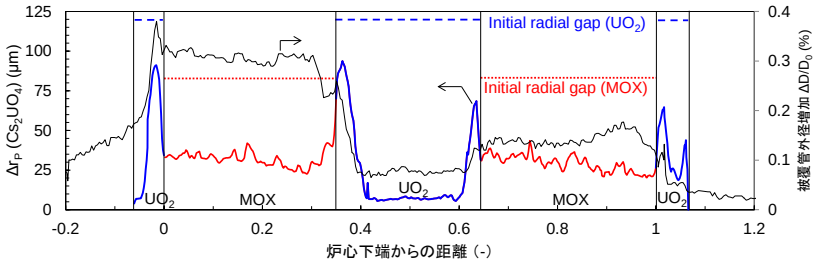


図 1　燃料ペレット半径増加評価値(Δr_P)と被覆管外径増加実測値($\Delta D/D_0$)

2-2. 結果

Cs は UO_2-MOX ペレット境界部の UO_2 側に蓄積しており、そこでは局所的に燃料ペレット半径が数 10～100μm 増加していると評価され、その位置では被覆管外径増加ピークが認められた(図 1)。燃料カラム内部に UO_2 ペレットを配した軸方向非均質燃料ピンでは、内部の UO_2-MOX ペレット境界部にも Cs の局所的な蓄積に伴う燃料ペレット半径増加が生じていると評価された。しかし、Cs による燃料ペレット半径増加量はいずれも製造時ギャップ幅(点線)を超えておらず、Cs 蓄積の影響単独では FCMI を生じていないと考えられる。

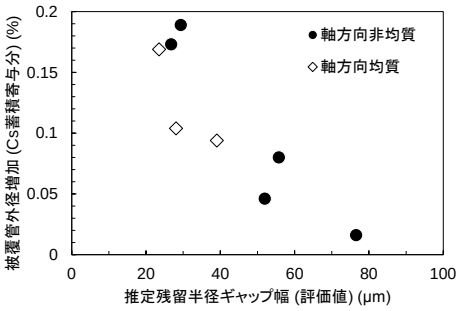


図 2　推定残留半径ギャップ幅と被覆管外径増加(Cs 蓄積寄与分)

一方、実際の被覆管外径測定では、ガンマスキャンの Cs ピークに対応する位置に局所的なピークが認められ、Cs の蓄積に伴う FCMI および被覆管外径増加が生じたと推定される。Cs ピークに対応する位置ごとに、初期半径ギャップ幅から Cs 蓄積による燃料ペレット半径増加分を差し引いた推定残留半径ギャップ幅と局所的な燃料ピン外径増加から Cs 蓄積が寄与したと考えられる分を抽出して比較した結果を図 2 に示す。今回評価した試験燃料ピンでは、この推定残留半径ギャップ幅が 80μm を下回ると他の要因との重畳によって局所的に大きな FCMI が発生したと考えられ、さらに Cs が蓄積して推定残留半径ギャップ幅が減少するとともに、より顕著になっていったと考えられる。

3. 結論

局所的な Cs の蓄積が FCMI に有意な影響をもたらすことを定量的に示すことができた。この影響を軽減するためには、Cs 蓄積も考慮した初期ギャップ幅設定が有効と考えられる。その最適値を検討するためには、より多くの試験燃料ピンの評価に加え、被覆管破損寿命への影響を検討する必要がある。

*Takashi Tanno[1], Hiroshi Oka[1], Yoshihisa Ikusawa[1], Tomoyuki Uwaba[1], Takeji Kaito[1]
[1]JAEA

高速炉燃料ピン内の Cs 軸方向移動・蓄積挙動
(3) Cs 蓄積による被覆管寿命への影響評価

Axial Migration and Accumulation Behavior of Cesium in Fast Reactor Fuel Pins
(3) Evaluation of Cesium Accumulation Effect on Lifetime of Fuel Cladding Tube

*生澤 佳久[1], 上羽 智之[1], 根本 潤一[2], 丹野 敬嗣[1], 岡 弘[1], 皆藤 威二[1]
[1]原子力機構, [2]株式会社 NESI

Cs の軸方向移動によって生じる UO_2−MOX ペレット境界部での局所的な被覆管の外径増加を基に、被覆管に生じる応力を解析し、被覆管のクリープ損傷への影響を検討した。

キーワード：高速炉、Cs、高燃焼度、FCMI、MOX、クリープ損傷

1. 緒言

高燃焼度 MOX 燃料ピンでは、UO_2-MOX ペレット境界部に Cs が蓄積し、Cs-U-O 系化合物の形成が原因と考えられる FCMI（Fuel-Cladding Mechanical Interaction：燃料-被覆管機械的相互作用）による局所的な被覆管外径増加が生じる場合がある。この FCMI による被覆管健全性への影響を検討した。

2. 解析方法

2-1. 解析対象燃料及び解析方法

EBR-Ⅱでピーク燃焼度約 120GWd/t まで定常照射した軸方向非均質燃料ピン（未破損）の被覆管外径変化率のプロファイルを図 1 に示す。内部ブランケット部の外径増加はピン内ガス圧が主要因と考えられるが、その前後の MOX 部では外径増加が大きくなっており、FCMI が寄与したと考えられる。更に、UO_2-MOX ペレット境界部では局所的な外径増加（図中の No.1~No.3）が生じている。この部分ではガンマスキャン測定から Cs が蓄積しており、Cs-U-O 系化合物による FCMI が局所的に生じたと考えられる。このような局所的な外径増加について、燃料ピン照射挙動計算コード「CEDAR」[1]を用いて再現解析を行い、被覆管クリープ損傷への影響を評価した。

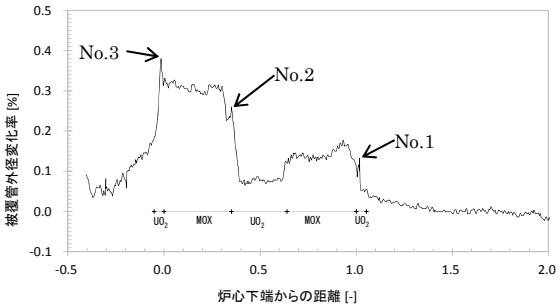


図 1　照射後被覆管外径変化率実測値のプロファイル

2-2. 解析結果

被覆管クリープ損傷量を累積寿命分数和で評価した。

$$CDF = \sum_{i=1}^{n}\left(\frac{\Delta t_i}{t_{ri}}\right)$$

Δt_i：第i区間の時間、t_{ri}：第i区間のクリープ破断時間

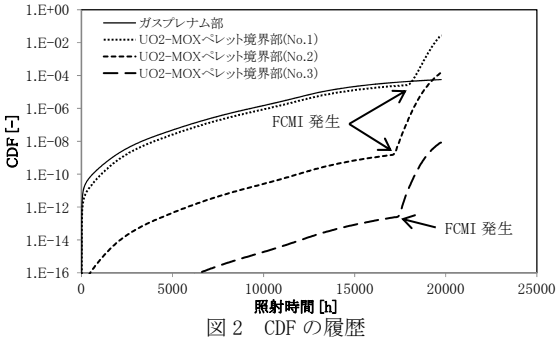


図 2　CDF の履歴

クリープ破断時間は炉内被覆管内圧クリープ破断試験の結果から評価した。図2にガスプレナム部と外径増加のピーク部（UO_2-MOXペレット境界部）のCDFの履歴を示す。外径増加が最も大きい下端部（No.3）では、FCMI発生後にCDFは増加するが、被覆管温度が低いためCDFはガスプレナム部よりも低くなった。内部ブランケット部（No.2）及び上端部（No.1）のUO_2-MOXペレット境界部では、CDFはFCMI発生により急激に増加し、照射末期にはガスプレナム部を超える結果となった。尚、CDFはFCMIで増加するが破損目安の1.0を下回り、燃料ピン破損がなかった結果と整合した。高燃焼度になるとCs移動・蓄積によるFCMIが原因でクリープ損傷が加速されるため、特に温度が高い上端部近傍では被覆管健全性に影響する可能性があると考えられる。

3. 結論

UO_2-MOX ペレット境界部での局所的な外径増加を解析し、FCMI で被覆管クリープ損傷が加速される可能性を示した。高燃焼度で被覆管健全性を確保するには、Cs が関与する FCMI を抑制する燃料仕様や、機構論的モデルによる Cs 移動とスエリング挙動の評価に加え、FCMI 荷重履歴の妥当性評価も必要である。

参考文献

[1]T. Uwaba et al., Nuclear Engineering and Design 280 (2014) 27-36.

*Yoshihisa Ikusawa[1], Tomoyuki Uwaba[1], Junichi Nemoto[2], Takashi. Tanno[1], Hiroshi Oka[1] and Takeji Kaito[1]
[1]JAEA, [2]NESI

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：404-1 Isotope Separation, Application of Isotopes, Uranium Enrichment

Fri. Sep 15, 2017 9:45 AM - 10:20 AM JST | Fri. Sep 15, 2017 12:45 AM - 1:20 AM UTC | Room K N301 - N Block

[3K01-02] Isotope Separation

Chair:Hironori Ohba (QST)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[3K01] Theoretical and experimental investigation of gallium isotopic fractionation with a crown ether extraction method

*Chizu Kato[1], Frédéric Moynier[2], Toshiyuki Fujii[1], Kurumi Asai[3], Minori Abe[3] (1. Osaka University, 2. Institut de Physique du Globe de Paris, 3. Tokyo Metropolitan University)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[3K02] Development of interference filtered ECDL system for strontium resonance ionization spectroscopy

*DONGUK CHEON[1], YOSHIHIRO IWATA[1], MASABUMI MIYABE[2], SHUICHI HASEGAWA[1] (1. University of Tokyo, 2. JAEA)

10:15 AM - 10:20 AM JST | 1:15 AM - 1:20 AM UTC

Time reserved for Chair

クラウンエーテルを用いた溶媒抽出におけるガリウム同位体分別の理論的実験的検証

Theoretical and experimental investigation of gallium isotopic fractionation with a crown ether extraction method

*加藤 千図[1], Frédéric Moynier[2], 藤井 俊行[1], 浅井 久瑠美[3], 阿部 穣里[3]
[1]大阪大学, [2]パリ地球物理研究所, [3]首都大学東京

ジシクロヘキサノ-18-クラウン 6-エーテル(DC18C6)を用いた溶媒抽出におけるガリウム(III)の同位体分別効果を理論計算値と比較した。実験値と理論値は、ほぼすべての塩酸濃度において、誤差範囲内で一致した。

キーワード：ガリウム、同位体分別、クラウンエーテル、溶媒抽出

1. 緒言

近年、地球化学分野において、地球物質のガリウム(Ga)同位体分析が盛んである[1,2]。しかし、どのような仕組みで同位体分別が起こるかは解明されていない。本研究では、化学交換反応系におけるガリウム同位体分別の基礎特性を見極めることを目的に、クラウンエーテルを用いたガリウムの溶媒抽出実験を行い、同位体分別係数の実験値と理論値とを比較した。

2. 実験

溶媒抽出実験の水相として 0.1 M 塩化ガリウム/HCl、有機相として 0.1 M DC18C6/DCE を用いた。30 分間の撹拌後、逆抽出を行った。水相へ持ち越された有機物質は、カラムクロマトグラフィーにてガリウムより分離した。ガリウムの濃度および同位体分析は、MC-ICP-MS を用いた。結果はデルタ表記 (‰) を使い、次のように定義した: $\delta^{71}Ga=\{(^{71}Ga/^{69}Ga)_{sam}/(^{71}Ga/^{69}Ga)_{IPGP\ Ga\ std}-1\}x1000$, $\Delta^{71}Ga=\delta^{71}Ga_{org}-\delta^{71}Ga_{aq}$.

3. 結果と考察

結果を図 1 に示す。誤差は 2SD である。抽出実験より得られた同位体分別と理論値は、本実験の塩酸濃度範囲(0.94～5.7 M)においてほぼ誤差範囲内で一致した。値のずれは、実験誤差であると考えられ、繰り返し再現実験を行う事で理論値に近づくと考えられる。塩酸濃度が増加するにつれ、ガリウム同位体分別が$\Delta^{71}Ga$=-0.99 から-0.41‰へと、減少する傾向にある。低塩酸濃度で存在するガリウム化学種が大きな同位体分別を起こしていることが分かった。該当化学種は、高存在度順に、Ga^{3+}、$GaCl^{2+}$、$GaCl_2$+であった。

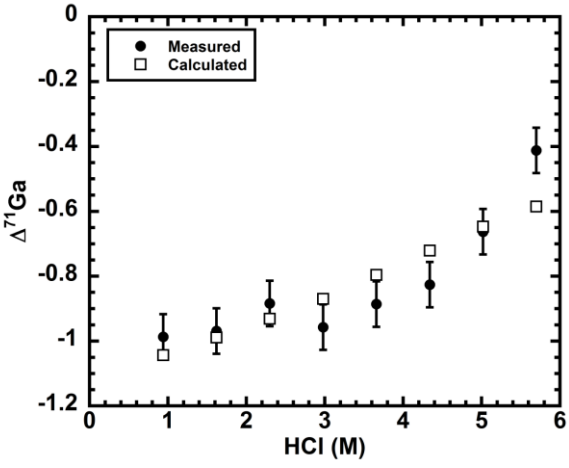


図 1 クラウンエーテルを用いたガリウム同位体分別

参考文献

[1] Zhang et al. 2016 J. Anal. At. Spectrom. 0, 1-7.
[2] Kato et al. 2017 Chem. Geol. 448. 164-172.

*Chizu Kato[1], Frédéric Moynier[2], Toshiyuki Fujii[1], Kurumi Asai[3] and Minori Abe[3]
[1]Osaka University, [2]Institut de Physique du Globe de Paris, [3]Tokyo Metropolitan University.

Development of interference filtered ECDL system for strontium resonance ionization spectroscopy

*Donguk Cheon[1], Yoshihiro Iwata[1], Masabumi Miyabe[2], Shuichi Hasegawa[1]
[1]Univ. of Tokyo, [2]JAEA

Abstract

To demonstrate higher isotopic selectivity of the strontium from the marine sample with the multi-step resonance ionization at 689.4 nm, it is required to develop narrow band output laser system. We develop 689.4 nm wavelength external cavity diode laser system (ECDL) whose mode selection is performed by interference filter instead of ordinarily used ECDL system. Based on cat's eye retroreflector, with simple mechanical system, it is expected to present kHz level linewidth..

Keywords: Interference filter, ECDL, Strontium, Resonance ionization

1. Introduction

^{90}Sr is one of radioactive isotopes, fission product from nuclear power plant. ^{90}Sr is being focused with its long half-life (28.8 years), beta emission decay (damage DNA strain), and easy to be exchanged with bone (calcium) molecules. However, due to less abundant (x10^{-9}) of ^{90}Sr in the marine samples than other stable strontium isotopes, it requires to develop high selectivity of isotopes technique. Multi-step resonance ionization is widely studied technique on isotopic spectroscopy with its rapid response, simple sampling process. To enhance selectivity of isotopes by multi step resonance ionization, we develop narrow band interference filtered ECDL (IF-ECDL) with high stability for the spin-forbidden transition at 689.4 nm. We present the long term stable with narrow band laser system with interference filtered ECDL (IF-ECDL).

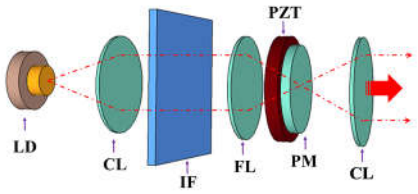


Figure. Scheme of the interference filter ECDL system.

2. Conclusion

We developed narrow band interference filtered ECDL system (689 nm) for enhancing the isotopic selectivity of Sr multi-step resonance ionization. The system was characterized by its beam power and wavelength with respect to the current elevation. And the basic characteristics such as linewidth and stability has been compared between our system and grating stabilized ECDL at 689 nm. Finally, absorption spectroscopy of strontium will be presented.

References

[1] B.A. Bushaw et. Al., Spectrochim. Acta, Part B, 52, 1839, 1997.

[2] X. Baillard et. Al., Opt. Comm., 266, 609, 2006.

[3] A. Takamizawa et. Al., App. Phys. Exp., 9, 032704, 2016.

[4] D. J. Thompson et. Al., Rev. Sci. Instrum., 83, 023107, 2012.

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：404-2 Nuclear Chemistry, Radiochemistry, Analytical Chemistry, Chemistry of Actinide Elements

Fri. Sep 15, 2017 10:20 AM - 12:00 PM JST | Fri. Sep 15, 2017 1:20 AM - 3:00 AM UTC | Room K N301 - N Block

[3K03-08] Nuclide Analysis 1

Chair:Masanobu Nogami (Kindai Univ.)

10:20 AM - 10:35 AM JST | 1:20 AM - 1:35 AM UTC

[3K03] Reduction of detection lower limit by investigation of ion trap laser cooling analysis method

*Koki Ochiai[1], Yuta Yamamoto[1], Daisuke Ishikawa[1], Shuichi Hasegawa[1] (1. Department of Nuclear Engineering and Management School of Engineering the University of Tokyo)

10:35 AM - 10:50 AM JST | 1:35 AM - 1:50 AM UTC

[3K04] Computational study on the interaction between Eu(III) and calmodulin

*Satoru Tsushima[1,4], Yuji Mochizuki[2], Yuto Komeiji[3], Koichiro Takao[1] (1. Tokyo Institute of Technology, 2. Rikkyo University, 3. AIST, 4. Helmholtz-Zentrum Dresden-Rossendorf)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[3K05] Design of automated elemental separation/purification system for radiometric analysis of radioactive wastes

*Katsue Miura[1], Soichi Sato[1], Yoshiaki Furusho[1,2], Shinichi Noguchi[1], Minoru Yonekawa[1] (1. JAEA, 2. GL Sciences Inc.)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[3K06] Determination of plutonium by using microchip separation/alpha liquid scintillation counter

*Masahiko Yamamoto[1], Shigeo Taguchi[1], Van-Khoai Do[1], Satoshi Inada[1], Takehiko Kuno[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[3K07] Development of Microfluidic Devices for Highly Efficient Separation and Detection of Selenium Ion

*Aileen Brandt[1], Takehiko Tsukahara[1] (1. Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[3K08] Direct beta-ray measurement of ^{90}Sr adsorbed on fiber surface

Preparation of 18-crown-6-ether derivative-impregnated Sr adsorptive fiber by radiation-induced graft polymerization

*Takuma Horita[1], Shiho Asai[1], Miki Konda[1], Yukiko Hanzawa[1], Kyoichi Saito[2], Kunio Fujiwara[3], Yoshihiro Kitatsuji[1] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Chiba Univ., 3. KJK)

11:50 AM - 12:00 PM JST | 2:50 AM - 3:00 AM UTC

Time reserved for Chair

イオントラップレーザー冷却分析手法の検討に依る検出下限の低減化

Reduction of detection limit by investigation of ion trap laser cooling analysis method

*落合　皓貴[1]，山元　祐太[1]，石川　大祐[1]，長谷川　秀一[1]

[1]東大院工

誘導結合プラズマ質量分析器(ICP-MS)から生成されるイオンを線形四重極トラップ中に導入し、レーザー冷却をする事で単一同位体イオンの検出を可能とする装置により新たな分析法の開発を進めている。本装置における分析手法の検討により検出下限の低減化と、同重体が混入した際の分析性能の評価に関して報告する。

キーワード：カルシウム，イオントラップ，レーザー冷却，ICP-MS，同位体分析

1. 緒言

極微量放射性同位体 ^{41}Ca の計測は、原子力におけるクリアランスレベル、年代測定、骨の代謝など様々な分野での利用が期待される一方、その低い存在比や、崩壊エネルギーが検出を困難なものとしている。

本研究室では ^{41}Ca 極微量分析を実現するための新たな手法として ICPMS-ILECS(ICPMS-Ion Trap Laser Cooling Spectroscopy)の開発を進めている。本装置では ICP-MS から生成されるイオンを高周波電場による線形四重極トラップに導入し、更にレーザー冷却をする事で単一同位体イオンの捕獲、検出が可能となる。今回は、分析時のパラメータであるバッファガスやレーザー周波数を変化させる事で、検出下限の低減化を試みた。更に本手法の特長である同重体干渉の回避に対する可能性を検証するために試料に同重体を混入させ、分析性能の評価を合わせて行った。

2. 実験

本報告では分析対象を Ca 同位体とし、以下のような手順で測定を行った。（1）大気圧での Ar プラズマによって液体試料をイオン化し、高真空中へ導入（2）NH_3 ガスを用いてビームから Ar イオンを除去（3）質量分析部にて質量選別（4）電極によってビームを変形、偏向しイオントラップ部へ導入（5）室温程度の He バッファガスによってビームを減速し捕獲（6）周波数制御された半導体レーザーによって冷却（7）ガスを排気しレーザー光周波数掃引（8）ICCD カメラと光電子増倍管により画像、信号データを取得。この手順により、単一イオン当たりの蛍光量を増加させることが可能となる。

3. 結果・考察

イオン捕獲時のバッファガス圧、レーザー光周波数が蛍光量に与える影響について評価を行った。実験結果より、条件によっては捕獲が低真空のため短時間で行われたとしても、高真空で長時間の際と同程度のイオンが捕獲できる事が分かった。同重体干渉実験では、混入する同重体量の増加と共に蛍光量の最大値の減少と最大値に達するまでの時間の増加を確認した。さらに、長時間の測定から同重体を含まない場合でも既存のイオンローディングモデルに即さない挙動を示した。そこで、今回は極低濃度におけるローディングを行い、検出下限の条件依存性について検討を行った。

---

*Koki Ochiai[1], Yuta Yamemoto[1], Daisuke Ishikawa[1] and Shuichi Hasegawa[1]

[1]Tokyo Univ.

Eu(III)とカルモジュリンの相互作用についての計算化学的研究

Computational study on the interaction between Eu(III) and calmodulin

*津島 悟[1,2]，望月祐志[3]，古明地勇人[4]，鷹尾康一朗[1]

[1]東工大先導原子力研，[2]ドイツ HZDR，[3]立教大理，[4]産総研

3 価ランタノイドイオンとタンパク質の相互作用を計算化学的に明らかにするためのモデル計算として，Eu(III)とカルモジュリンの相互作用をフラグメント分子軌道法を用いて調べた．

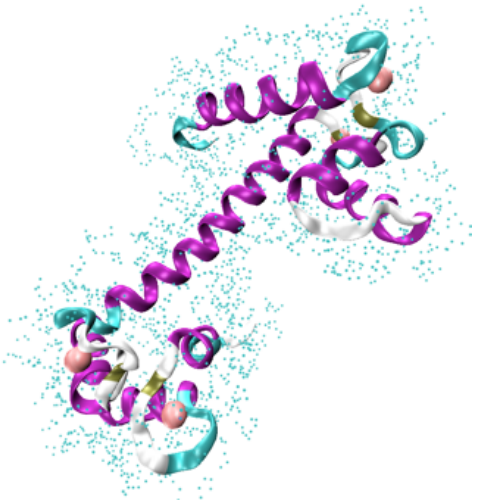
キーワード：フラグメント分子軌道法(FMO)，タンパク質，アクチノイド，分子動力学計算(MD)

1. 緒言

3 価アクチニドイオンやランタニドイオンが生体内にとりこまれた場合，カルモジュリン(CaM)やトランスフェリンなどのタンパク質と相互作用することが知られている．これらの相互作用に関する詳しい知見を得ることは，アクチニドの人体取り込みのリスクを評価する上で欠かすことができない．しかし，アクチニドイオンとタンパク質の相互作用に関する実験的研究では現象論的観測に終わっている場合が多い．我々は古典分子動力学(MD)とフラグメント分子軌道法(FMO)を連携させてアクチニドイオンと巨大生体分子の相互作用を分子レベルで調べることを試みており，本研究では Eu(III)と CaM の相互作用を調べた．

2. 計算

Ca^{2+}結合 CaM の結晶構造を初期構造として，4 箇所の Ca^{2+}を Eu^{3+}に置換した．次にプロトン化状態を調整し，さらに電荷的中和のために 12 個の Na^{+}イオンを加え，8Å 厚の水を配した系に対し，AMBER で MD 計算を実行した．昇温後の 100 ns の軌跡から 1 ns 毎に 100 個の構造を取り出し，Na^{+}を含む状態で CaM+水 4Å 厚の液滴モデルを調製した(右図)．これらのサンプルに対し，ABINIT-MP[1]によって FMO2-MP2 計算を行った．基底関数は，Ca と Eu にモデル内殻ポテンシャル，他の原子には 6-31G*を使った．



3. 結果

古典 MD 計算の解析結果では，Ca(II)から Eu(III)に置き換わった CaM ではタンパク質全体の構造に歪みが生じていることが明らかにされた．これは CaM の Ca が Eu に置換された場合に生体的な影響が起きることを示唆している．Eu(III)の配位数 9 は Ca(II)の 7 に比べてやや大きいため，Eu の配位した CaM では 1~2 個多くの水が配位し，また，アミノ酸の配位に単座から二座への変化も見られる．Eu の配位により金属とアミノ酸残基の相互作用は強くなるが構造的なゆらぎは増している．FMO 計算による解析結果からは，3 番目の金属結合サイト(EF Hand3)が 1,2,4 番目の結合サイトに比べて弱い結合サイトであることが見て取れ，その理由は Hand 3 は他に比べて負荷電残基が 1 つ少ないことでうまく説明される．

4. 謝辞

本研究は文部科学省科学研究費(16H04635)の支援を受けて行われた．

参考文献

[1] Tanaka et al., *Phys. Chem. Chem. Phys.* 16 (2014) 10310.

---

*Satoru Tsushima[1,2], Yuji Mochizuki[3], Yuto Komeiji[4], and Koichiro Takao[1]

[1]Tokyo Institute of Technology, [2]Helmholtz-Zentrum Dresden-Rossendorf, [3]Rikkyo University, [4]AIST

放射性廃棄物分析のための自動化技術開発

Design of automated elemental separation/purification system for radiometric analysis of radioactive wastes

*三浦克恵[1]、米川実[1]、野口真一[1]、佐藤宗一[1]、古庄義明[1,2]
[1]日本原子力研究開発機構、[2]ジーエルサイエンス株式会社

福島第一原子力発電所（1F）の廃止措置に係る放射性固体廃棄物の処理、処分に資する放射性核種の分析の自動化を図るために、前処理における単位操作を洗い出し、操作ごとに装置の最適化を実施している。さらに、装置ごとに最適化した装置を組み合わせ、一連の操作を自動で実施することにより、人為的なミスを最小限に抑えることが可能となり、分析精度及び安全性の向上が期待できる。

キーワード：自動前処理装置、放射性廃棄物分析、福島第一原子力発電所、廃止措置

1. 緒言　日本原子力研究開発機構が整備中の大熊分析・研究センターでは、1F の廃止措置に係る放射性廃棄物の処理、処分及び保管管理に資するため、年間数百の放射性固体廃棄物に対して 30 核種以上の放射能濃度を測定する予定である。試料数が多く分析法が複雑である場合、人為的なミスの可能性を上昇させ、結果的に分析精度や安全性の低下の原因となる。これらの課題を解決するために、放射性廃棄物試料の分析作業において、最も複雑である前処理に係る自動化システムの構築を行った。

2. 実施内容および結果　放射性固体廃棄物中の放射性核種の分析は、主に 4 つの工程により実施される。すなわち、①固形物の粉砕処理、②粉砕した粉末の溶液化処理、③固相抽出等によるターゲット核種の分離精製、④測定および分析結果の解析、である。このうち、③の操作は 4 つの工程の中で、もっとも複雑な工程であるとともに、技術と経験を持った分析作業者が十分に集中しながら実施しなければならない作業である。すなわち、固相抽出操作の自動化が本研究の最大の課題であった。自動化された固相抽出装置については、有機分析の分野では汎用装置が使用されているが、無機分析の分野においては、高濃度の無機酸の使用が必須であることから、新たに装置の腐食対策が必要であった。また、分離方法がより複雑で同様な操作が繰り返されるということから、効率的な複数装置間のインターフェースの構築という課題があった。これらの課題を克服するために、a) 高濃度の無機酸の使用に耐えられる固相抽出の自動化システムの開発、b) 自動化システムをさらに安定的に運用するための局所排気システムの開発、c) 固相抽出処理と加熱濃縮を交互に行うような作業の効率的なインターフェースの構築の 3 点に研究テーマを設定し、以下の基本的な結果を得た。

a) 耐酸性自動固相抽出装置を製作し、操作の最適化及び自動化を行った。この結果、分析者に起因する操作のばらつきを最小限に抑え、さらに、分析者の被ばくを低減化することを可能とする。

b) 効果的な局所排気システムを試作し、自動化システムを長期間安定して稼動させる環境を構築した。

c) 各ステップの自動化装置を効率よく連携させるために、一連の操作を共通の容器で行える環境を構築した。



図 1 固体放射性廃棄物分析の 4 工程

参考文献

[1] 関晃太郎, 佐々木誉幸, 秋元友寿, 徳永貴仁, 田中究, 原賀智子, 上野隆, 石森健一郎, 星亜紀子, 亀尾裕, 福島第一原子力発電所の廃止措置に向けた瓦礫・植物などの放射性核種分析手法に関する検討, JAEA Technology, 2016-013.

[2] Y. Furusho, IMM. Rahman, H. Hasegawa, N. Izatt (2016) In: RM. Izatt (ed), Metal Sustainability: Global Challenges, Consequences, and Prospects, First Edition, pp271-294, Wiley & Sons, Ltd., New York.

*Katsue Miura[1], Minoru Yonekawa[1], Shinichi Noguchi[1], Soichi Sato[1], and Yoshiaki Furusho[1,2]　[1] JAEA, [2]GL Sciences Inc.

マイクロ化学チップ分離/α液体シンチレーションカウンタによるプルトニウムの定量

Determination of plutonium by using microchip separation/alpha liquid scintillation counter

*山本 昌彦[1]，田口 茂郎[1]，Do Van-Khoai[1]，稲田 聡[1]，久野 剛彦[1]
[1]日本原子力研究開発機構

微細流路を有する数センチ角のガラス基板であるマイクロ化学チップを、分析前処理の分離場に応用したオンラインα液体シンチレーション測定システムを開発し、プルトニウムの定量を試みた。

キーワード：マイクロ化学チップ，液体シンチレーションカウンタ，プルトニウム，分離

1. 緒言

再処理プロセスにおける微量プルトニウム(Pu)の分析では、測定に先立ち、妨害成分を分離するために溶媒抽出法がよく用いられる。この方法は、抽出剤を溶解した有機溶媒を Pu と直接接触させるため、汚染された溶媒を含む分析廃液が多量に発生し、その処理･処分が問題となる。この問題を解決するため、本研究ではマイクロ化学チップ(MCC)に着目した。MCC とは、数 cm 程度のガラス基板に幅百 μm 以下の微細流路を作製したものであり、この流路内で化学操作を行うことができる。取り扱う試料量は μL オーダーと極微量であるため、これを溶媒抽出分離に適用することで、廃液発生量の大幅な削減が期待できる。さらに、試料をオンラインで測定できれば、分析時間の短縮も可能となる。本研究では、MCC から得られる微小容量の試料の検出に適するα液体シンチレーションカウンタ(αLSC)をフローセル型に改造し、MCC と組み合わせた Pu 定量のためのオンライン測定システムを構築した。

2. 実験

MCC は、流路幅 100μm、深さ 40μm、長さ 20cm のもの(IMT 製 ICC-DY200)を使用した。有機相には 30%TBP(n-ドデカン希釈)、水相には原子価を 4 価、硝酸濃度を 3M に調整した硝酸 Pu 溶液を用いて、シリンジポンプ(YMC 製 YSP-202)の設定流量 5μL/min で MCC へ供給した。試料とシンチレーションカクテル(Perkin Elmer 製 Ultima Gold AB)のオンラインでの混合には T 型コネクタ(GL サイエンス製 6010-48632)を使用した。また、αLSC には ORDELA 製 PERALS を使用し、250 秒間測定した。

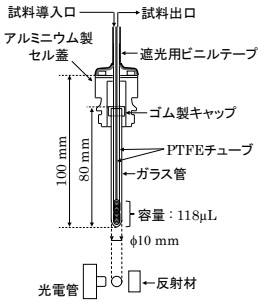


図 1　αLSC 用フローセル

3. 結果及び考察

MCC からの試料中の Pu をオンラインで測定するため、αLSC 用のフローセルを製作した(図 1)。セルは、その材質、肉厚等を検討した結果、ポリテトラフルオロエチレン(PTFE)製チューブ(外径 1.59mm、内径 0.80mm)を使用し、コイル状にしてガラス管に詰めて、容量を 118μL に調整した。そこで、MCC とαLSC を接続し、図 2 に示すようなオンライン測定システムを構築した。接続にあたっては、MCC 内の圧力バランスを調整するため、水相側出口にコイルチューブを取り付けた。MCC 内で抽出した Pu は有機相出口部の T 型コネクタ内で Ultima Gold AB と混合し、αLSC のフローセルに導入して検出した。Pu 濃度を 55.7Bq/mL～556.8Bq/mL に調整して作成した検量線は、図 3 に記すように相関係数 R=0.997 と良好な直線関係を示した。ブランクの繰り返し測定の標準偏差を基に評価した検出限界は 6.5Bq/mL、硝酸 Pu 溶液(278.4Bq/mL)の繰り返し測定の相対標準偏差は 2.2%(n=5)であり、本測定システムで Pu を良好に測定できることがわかった。また、本測定システムを再処理プロセスからの低レベル放射性廃液中の Pu 分析に適用した結果、測定に要した時間は約 30 分、発生した廃液量は約 290μL であり、Pu を迅速かつ簡便に分析可能で、廃液量は μL オーダーにまで低減することができた。

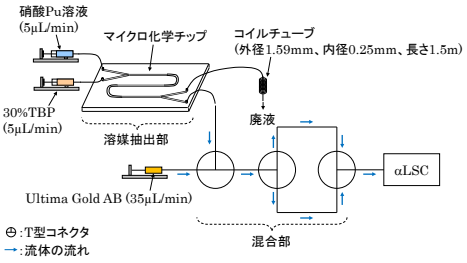


図 2　オンライン MCC/αLSC 測定システム

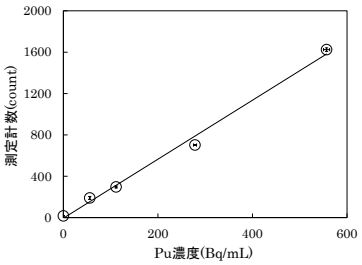


図 3　Pu の検量線

*Masahiko Yamamoto[1], Shigeo Taguchi[1], Van-Khoai Do[1], Satoshi Inada[1] and Takehiko Kuno[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

Development of Microfluidic Devices for Highly Efficient Separation and Detection of Selenium Ion

*Aileen Brandt[1] and Takehiko Tsukahara[1]
[1] Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology

This research developed a novel microfluidic system for high speed selenium separation and detection. Formation of selenium complex and microscale extraction of the complex in a hydrophobic-hydrophilic patterned microfluidic chip were achieved.

Keywords: Selenium-79, microfluidic device, solvent extraction, surface modification

Selenium-79 (Se-79) is a β-emitted and a kind of long-lived fission products (LLFPs) and is essential for waste management in decommissioning sites and for geological disposal. However, since trace amounts of Se-79, about 5g/MTU[1] are included in the fission products, separation and analysis of 79-Se are often difficult by means of conventional techniques. On the other hand, microfluidic technologies should be suitable analysis tool due to unique features such as microliter solution volumes, large surface to volume ratios, and highly efficient mass transfer. Several researches on analysis of actinide and lanthanide ions using micro/nano fluidics have been already performed [2]. Therefore, in this work, we aim to realize high speed separation and online determination of Se ion by combination of microfluidic flows and fluorescence detection.

The chelating agent DAN (2,3-diaminonaphthalene) has good chelating ability with Se(IV), resulting in fluorescent Se complex. A novel microfluidic chip was fabricated by photolithography and wet-etching techniques on a fused-silica substrate. A toluene solution containing octadecyltrichlorosilane (ODS) was introduced into the microchannel, converting the channel surface from hydrophilic to hydrophobic. Additionally, the outlet area of the channel was hydrophilically patterned using 0.1 M sodium hydroxide. An aqueous solution containing Se(IV) and DAN and a cyclohexane solution were simultaneously into the microchannel. Two phase parallel flow was formed and microextraction of Se complex into the cyclohexane phase occurs along the length of the channel. The cyclohexane phase was completely separated from aqueous phase at the hydrophilic/hydrophobic patterned outlet area. The extracted Se complex was *in-situ* detected using a fluorescence microscope.

The microscale results showed that there was almost 100% Se complex extraction into the cyclohexane phase at a contact time of 0.4 sec compared to bulk scale of 3 min. In addition the cyclohexane phase from the aqueous phase could be completely separated. Further improvement to these results involve development of plug flow droplets which is currently in progress.

References

[1] S. Asai *et al.*, *J. Nucl. Sci. Technol.*, 48, 851–854, **2011**. [2] T. Tsukahara, *Rad. Inter. Mat. Technol.*, 65-66, **2014.**

*Aileen Brandt [1] and Takehiko Tsukahara[1]
[1]Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology

繊維表層部に吸着させた ^{90}Sr の直接 β 線測定 -放射線グラフト重合により 18-crown-6-ether 誘導体を担持した Sr 吸着繊維の作製-

Direct beta-ray measurement of ^{90}Sr adsorbed on fiber surface
- Preparation of 18-crown-6-ether derivative-impregnated Sr adsorptive fiber by radiation-induced graft polymerization -

*堀田 拓摩[1]，浅井 志保[1]，今田 未来[1]，半澤 有希子[1]，斎藤 恭一[2]，藤原 邦夫[3]，北辻 章浩[1]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]千葉大学，[3]環境浄化研究所

本研究では ^{90}Sr の β 線測定に不可欠な前処理分離操作の効率化を目的として，Sr を選択捕集する 18-crown-6 誘導体を基材表層部に担持した Sr 吸着繊維を作製した。樹脂内部にも吸着相を持つ Sr Resin® (市販材料) に比べ，Sr 吸着繊維は単位表面積あたり 1000 倍高い密度で Sr を吸着でき，選択的に分離できた。

キーワード：Strontium-90，β-ray，Crown ether

1. 緒言　東京電力福島第一原子力発電所事故により発生した汚染水から，告示濃度限度 (30 Bq/L) の 9,500 倍[1]を超える高濃度の ^{90}Sr が検出されている。^{90}Sr による汚染の状況を迅速に把握する必要があるが，従来の ^{90}Sr 分析では，①Sr 分離，②Y 分離という 2 段階の β 線測定前処理分離操作を要するため，一連の ^{90}Sr 分析におよそ 1 ヶ月かかる。そこで本研究では，前処理分離操作の効率化を目的とし，Sr 分離を迅速に行い，かつ直後に β 線測定できる Sr 吸着繊維の開発を目指している。Sr 吸着繊維には，繊維表面にだけ 18-crown-6-ether 誘導体が高密度に担持されている。これを前処理分離操作に適用することで，試料溶液に繊維を浸して取り出すという簡単な操作で ^{90}Sr を分離・濃縮できるだけでなく，β 線測定時の基材による自己吸収を低減できる。そのため溶出操作が必要なく，また ^{90}Y との放射平衡を待たずに，迅速に ^{90}Sr の β 線を測定できると期待できる (Fig. 1) 。本報告では，作製した Sr 吸着繊維の Sr 吸着容量および Sr 選択性について検討した結果を述べる。

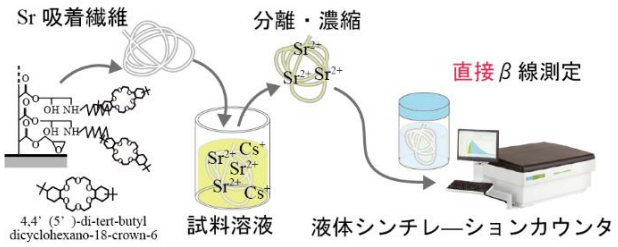


Fig. 1　^{90}Sr の直接 β 線測定フロー

2. 実験　放射線エマルショングラフト重合法によりポリエチレン繊維 (φ13 μm) 表面に疎水相を形成させ，Sr を選択的に捕集する 4',4''(5'')-ジ-t-ブチルジシクロヘキサノ-18-クラウン-6 を疎水性相互作用により担持させた。Sr 吸着繊維 0.05 g（乾燥重量）を，予め 7.5 M HNO_3 に 10 分間浸漬した後，Sr 500 ppm を含む 7.5 M HNO_3 溶液 1 mL に 10 sec～240 min 浸漬して Sr を吸着させた。試料溶液上澄み液の Sr 濃度を ICP-AES で測定し吸着量を求めた。同様の実験を Sr Resin® (φ50-150 μm : Eichrom 製) を用いて行い吸着挙動を調べた。つぎに，硝酸濃度を 0.25~10.00 M に変えた Sr 含有混合元素溶液に，Sr 吸着繊維を 120 min 浸漬し，試料溶液上澄み液の各元素濃度を ICP-AES で測定し，Sr 選択性を調べた。

3. 結果・考察　Sr 吸着繊維と Sr Resin®の吸着容量を比較した結果，担持させた 18-Crwon-6 誘導体あたりの Sr 吸着容量は同等であることがわかった。Sr 吸着繊維は，Sr Resin®に比べ比表面積 (Sr Resin® : 500 m^2/g, Sr 吸着繊維 : 0.5 m^2/g) が 1,000 倍小さい。このため，Sr 吸着繊維は Sr Resin®に比べ 1,000 倍濃縮できると考えられる。選択性については，高硝酸濃度 (5～10 M) で共存する Cs, Y から Sr を高い選択性で分離できた。これらのことから，Sr 吸着繊維は ^{90}Sr の直接 β 線測定に必要な吸着容量と選択性を有することを確認した。

参考文献 [1] 東京電力株式会社 福島第一港湾内，放水口付近，護岸の詳細分析結果 (2017.02.10)

Takuma Horita[1], Shiho Asai[1], Miki Konda[1], Yukiko Hanzawa[1], Kyoichi Saito[2], Kunio Fujiwara[3], Yoshihiro Kitatsuji[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Chiba Univ., [3]KJK Co.

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：404-2 Nuclear Chemistry, Radiochemistry, Analytical Chemistry, Chemistry of Actinide Elements

Fri. Sep 15, 2017 2:45 PM - 3:35 PM JST | Fri. Sep 15, 2017 5:45 AM - 6:35 AM UTC | Room K N301 - N Block

[3K09-11] Nuclide Analysis 2

Chair:Satoru Tsushima (Tokyo Tech)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[3K09] Development of laser spectroscopic system using glow discharge

*Daisuke Ishikawa[1], Yuta Yamamoto[1], Shuichi Hasegawa[1] (1. Univ. of Tokyo)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[3K10] Development of analytical method for metal elements in reprocessing solution by optical emission spectrometry based on liquid electrode plasma

(1)Measurement of liquid electrode plazma optical emission spectra of reprocessing solution

*Shigeo Taguchi[1], Khoai Van Do[1], Mashiko Yamamoto[1], Satoshi Inada[1], Yuzuru Takamura[2], Takehiko Kuno[1] (1. JAEA, 2. JAIST)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[3K11] Development of analytical methods for metal elements in reprocessing solution by optical emission spectrometry based on liquid electrode plasma

(2)Determination of cesium and technetium in highly radioactive liquid waste

*Van-Khoai Do[1], Masahiko Yamamoto[1], Shigeo Taguchi[1], Satoshi Inada[1], Yuzuru Takamura[2], Takehiko Kuno[1] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Japan Advanced Institute of Science and Technology)

3:30 PM - 3:35 PM JST | 6:30 AM - 6:35 AM UTC

Time reserved for Chair

グロー放電を用いたレーザー吸収・発光システムの開発

Development of laser spectroscopic system using discharge plasma

*石川大裕 [1]，山元祐太 [1]，長谷川秀一 [1]

[1] 東大院工

東京電力福島第一原子力発電所の事故により発生した放射性廃棄物を分析するために，高電圧印加による放電プラズマとレーザーを用いた分光分析システムの開発を行っている。今回はプラズマセルの改良及び発光分光に関する報告を行う。

キーワード：放電プラズマ，発光スペクトル，LabVIEW

直流高電圧印加により発生する放電プラズマは励起断面積及び電子密度に依存するものの，電子衝突により原子を様々なエネルギー準位へ励起できる。これにより励起準位間の光遷移を達成することが可能であるほか，放電電極近傍は電位差が大きく変化することによる電極へのイオン衝突を起点とした電極表面近傍の原子を叩き出しであるスパッタリングが起こる。これはイオンインプランテーションを主な目的とするイオンビームにはないような放電プラズマ特有の利点であり，物質加工の表面改質や二次イオン質量分析法(SIMS)などに用いられ，装置系が小規模ながらも硬い試料や溶解しにくい試料などを比較的純粋な原子の状態で供給可能である。

昨年度の春の大会で報告したプラズマセルの放電では印加可能な電源電圧は 200 V 程度に過ぎなかった。そこで，ホーロー抵抗を電圧印加回路に組み込んだほか，プラズマの擾乱によるインピーダンス変化を高感度に検出可能なオプトガルバノ回路を組み込むことで，印加電圧を安定化させた。なお，電極部に印加される電圧および電流の測定を直流 2 kV まで測定可能なアナログ電圧計および直流 100 mA まで測定可能なアナログ電流計により行えるようにした。また，懸案であった想定箇所以外での放電は絶縁耐力の大きいセラミックによる遮蔽により，防ぐことが可能なことが確認された。

分光器(波長分解能 1.02 nm, 250-800 nm)を導入することで放電プラズマの発光スペクトルを取得した。この結果，作業ガスの Ar 由来の Ar(Ⅰ)および Ar(Ⅱ)のほか，電極の構造材である Fe(Ⅰ)の存在も確認された(図 1)[1]。この結果から Fe がスパッタリングされていることが示唆された。このほか，LabVIEW(National Instruments)を用いて実験装置をコンピュータで制御できるようシステム構築を進めている(図 2)。また，U の模擬元素である Tm 溶液の発光信号の取得を目指しており，詳細は当日報告する。

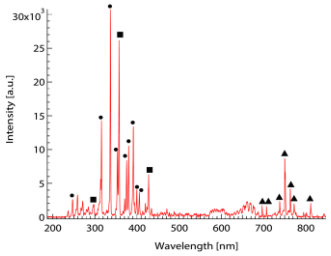


図 1　プラズマの発光スペクトル

(▲：Ar(Ⅰ)，■：Ar(Ⅱ)，●：Fe(Ⅰ))

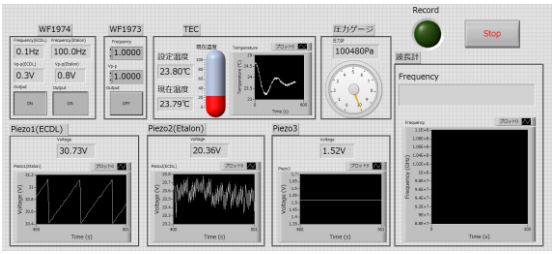


図 2　構築したプログラム環境

参考文献

[1] NIST Atomic Spectra Database

*Daisuke Ishikawa[1], Yuta Yamamoto[1] and Shuichi Hasegawa[1]

[1] Univ. of Tokyo

液体電極プラズマ発光分光法による再処理工程試料中の金属元素の分析技術開発
（1）再処理工程試料の液体電極プラズマ発光スペクトルの測定

Development of analytical method for metal elements in reprocessing solution by optical emission spectrometry based on liquid electrode plasma

(1) Liquid electrode plasma optical emission spectra of reprocessing solution

*田口 茂郎[1]、Do Van-Khoai[1]、山本 昌彦[1]、稲田 聡[1]、高村 禅[2]、久野 剛彦[1]

[1]日本原子力研究開発機構，[2].北陸先端科学技術大学院大学

模擬高放射性廃液の液体電極プラズマ（LEP）による発光スペクトルを測定した結果、セシウム、テクネチウムなどの主要 FP、鉄等の良好な発光ピークが観測され、LEP 発光分光法を再処理工程試料中の金属元素分析に適用できる見通しを得た。

キーワード：液体電極プラズマ、発光分光法、再処理、テクネチウム、セシウム

1. 緒言　再処理工程内試料中の金属元素分析には、ホットセルやグローブボックス（GB）内に導入した誘導結合プラズマ発光分析装置（ICP-OES）が主に適用されるが、ICP-OES は装置自体が大型かつ冷却システムやアルゴンガスを必要とする装置であることから、GB 等への設置にあたっては、装置の大掛かりな改造や専用 GB が必要となり、設置後も、グローブや遠隔での保守が難しいことが課題とされてきた。これらの課題を解決できれば、放射性試料の金属元素分析の飛躍的な向上が見込まれる。本研究では、プラズマガスや冷却が不要で、発光分析装置の小型化に有効な液体電極プラズマ(LEP)[1)]に着目し、LEP に基づく発光を分光分析する LEP 発光分光法（LEP-OES）の再処理工程試料への適用を試みた。適用評価にあたり、模擬高放射性廃液(HAW)の LEP 発光スペクトルを測定した。

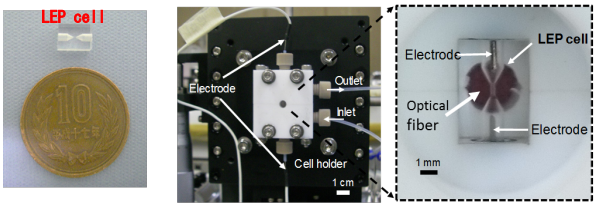


図 1 LEP 発光部

2. 実験　LEP 発光分析システムは、発光部、高圧電源（共にマイクロエミッション製）、分光部から構成される。LEP 発光部(図 1)を GB 内に設置し、LEP 発光を、光ファイバーを介して GB 外の分光器に導入した。試料溶液は、ポンプにより流量 0.8 mL/min で LEP セル内に連続的に供給し、LEP セルに 800 V を印加して発光スペクトルを測定した。

3. 結果及び考察　模擬 HAW の LEP 発光スペクトルの測定結果を図 2 に示す。観測された各 LEP 発光ピークと模擬 HAW 中の含有金属元素を、NIST のデータ[2)]に基づき帰属した結果、Cs, Pd, Sr, Ba, Ag, Rh, Ru, Ni, Na, K, Fe については、分光干渉の影響を受けず、定量に利用できると考えられる発光ピークの存在が確認できた。また、LEP による測定報告例のない、Tc 及び U, Pu, Np を測定した結果、Tc は、LEP による発光を確認できた。U, Pu, Np については、今回の測定条件では LEP による発光は見られず、FP 元素の測定に影響しないことが確認できた。

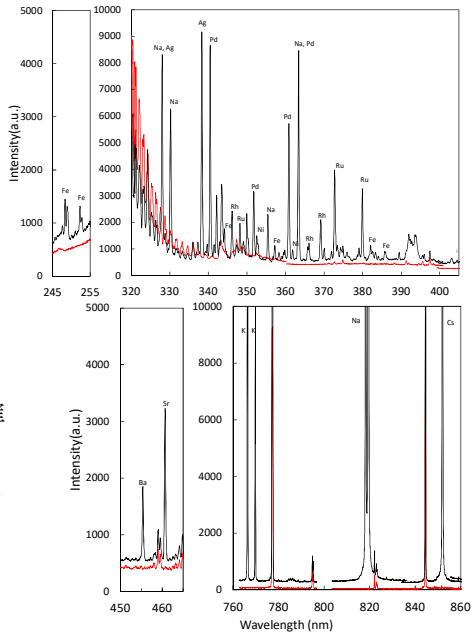


図 2 模擬 HAW の LEP 発光スペクトル

4. まとめ　HAW 中の金属元素分析に LEP-OES が適用できる見通しを得た。次の報告では、良好な発光ピークが観測できた Cs, Tc の定量分析結果について述べる。

参考文献　(1) 山本保，高村禅：ぶんせき，32，2009.

(2) NIST Atomic Spectra Database Home page, https://physics.nist.gov/PhysRefData/Handbook/periodictable.htm, (2017 年 7 月 12 日引用)

*Shigeo TAGUCHI[1], Van-Khoai Do[1], Masahiko YAMAMOTO[1], Satoshi INADA[1], Yuzuru TAKAMURA[2], and Takehiko KUNO[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Japan Adv. Inst. Tech.

液体電極プラズマ発光分光法による再処理工程試料中の金属元素の分析技術開発 （2）高放射性廃液中のセシウム、テクネチウムの定量

Development of analytical methods for metal elements in reprocessing solution by optical emission spectrometry based on liquid electrode plasma

(2) Determination of cesium and technetium in highly active liquid waste

*Do Van-Khoai[1], 山本 昌彦[1], 田口 茂郎[1], 稲田 聡[1], 高村 禅[2], 久野 剛彦[1]

[1] 日本原子力研究開発機構, [2] 北陸先端科学技術大学院大学.

A simple and rapid method for determination of Cs and Tc in highly radioactive liquid waste (HALW) using liquid electrode plasma (LEP) has been developed. Effects of pulsed voltage sequence and nitric acid concentration on emissions of these elements are investigated. The method is applied to the quantitative analysis of Cs and Tc in HALW samples at Tokai reprocessing plant.

Keywords: Liquid electrode plasma, cesium, technetium, highly radioactive waste, elemental analysis.

1. Introduction The introduction to our LEP system was presented in the first part. The second section focuses on the employment of the novel technique for determination of Cs and Tc, two important fission products in HALW samples.

2. Experiment The measurement method was systematically developed. The basic condition for generating plasma was optimized including voltage, pulse sequence (on-time, off-time and number of pulses). The effect of nitric acid concentration was investigated. The developed method was validated using a simulated sample in comparison with reference method, and finally applied for real HALW samples obtained from Tokai reprocessing plant.

3. Results and discussion We found the best condition for the quantification of Cs. There is no significant interference found at emission line of 852.11 nm using LEP. The voltage, on-time, off-time and number of pulses were 800 V, 2 ms, 1 ms and 30 pulses, respectively. Nitric acid with a concentration of 0.4 M offered the best reproducibility for Cs emission. Limit of detection (LOD) and limit of quantification (LOQ) were determined to be 0.005 mg/L and 0.02 mg/L, respectively. The effect of matrices of HALW was negligible under the measurement condition. Repeatability and intermediate precision were 2.5% and 3.1%, respectively. It was successfully applied for measuring Cs in real HALW samples (see table 1). It should be noted that sensitive measurement of Cs by ICP-AES is not possible, while LEP offers a simple technique to measure it.

Table 1: Measurement result of Cs in HALW

Sample	Dilution factor	LEP-OES (g/L)	γ-spectrometry + ORIGEN (g/L)	Correlation
HAW-01	10.000	3.61 ± 0.47	3.60 ± 0.02	good
HAW-02	10.000	0.28 ± 0.04	0.257 ± 0.003	good

Emission lines of Tc in LEP have been found at 254.3 nm (1.0), 261.0 nm (0.87), 264.7 nm (0.5), 363.6 nm (0.18), 371.9 nm (0.11), 403.3 nm (0.15), 423.8 nm (0.06), 426.2 nm (0.1), 429.7 nm (0.15). The figures in parentheses present relative emission intensities considering the emission intensity at 254.3 nm as 1.0. This result indicates that LEP method can be applied to determination of Tc, which is presently in process.

4. Conclusion The analytical method using LEP is very promising in the field of radiochemical analysis. In the study, we have demonstrated its successful applications to measurement of Cs and Tc in HALW samples.

---

*Van-Khoai DO[1], Masahiko YAMAMOTO[1], Shigeo TAGUCHI[1], Satoshi INADA[1], Yuzuru TAKAMURA[2], Takehiko KUNO[1]

[1] Japan Atomic Energy Agency, [2] Japan Adv. Inst. Sci. Tech.

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：404-2 Nuclear Chemistry, Radiochemistry, Analytical Chemistry, Chemistry of Actinide Elements

Fri. Sep 15, 2017 3:35 PM - 5:00 PM JST | Fri. Sep 15, 2017 6:35 AM - 8:00 AM UTC | Room K N301 - N Block

[3K12-16] LIBS Analysis

Chair:Noriko Asanuma (Tokai Univ.)

3:35 PM - 3:50 PM JST | 6:35 AM - 6:50 AM UTC

[3K12] Development of Quick and Remote Analysis for Severe Accident Reactor-4
(1)Remote Analysis of Gadolinium in Mixed Oxide by Fiber-Optic Probe LIBS

*Hironori Ohba[1,2], Koji Tamara[1,2], Morihisa Saeki[1,2], Ayumu Matsumoto[2], Katsuaki Akaoka[2], Ikuo Wakaida[2] (1. QST, 2. JAEA)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

[3K13] Development of Quick and Remote Analysis for Severe Accident Reactor-4
(2)Characteristics of fiber-optic probe LIBS using a long duration ns pulse (4)

*Ayumu Matsumoto[1], Hironori Ohba[1,2], Katsuaki Akaoka[1], Ikuo Wakaida[1] (1. JAEA, 2. QST)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[3K14] Development of Quick and Remote Analysis for Severe Accident Reactor-4
(3)The effects of focus optimization for Laser Induced Breakdown Spectroscopy.

*Katsuaki Akaoka[1], Masaki Ohba[1], Masabumi Miyabe[1], Ikuo Wakaida[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[3K15] Development of Quick and Remote Analysis for Severe Accident Reactor-4
(4)The Effects of Shock Wave Propagation for Laser Induced Breakdown Spectroscopy

*Koji Tamura[1], Hironori OHBA[1], Ayumu MATSUMOTO[2], Morihisa SAEKI[1], Ikuo WAKAIDA[2] (1. QST, 2. JAEA)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[3K16] Development of Quick and Remote Analysis for Severe Accident Reactor-4
(5)Emission characteristics of microwave LIBS by various microwave electrode

*Masaki Oba[1], Katsuaka Akaoka[1], Masabumi Miyabe[1], Ikuo Wakaida[1] (1. JAEA)

4:50 PM - 5:00 PM JST | 7:50 AM - 8:00 AM UTC

Time reserved for Chair

過酷事故炉を対象とした迅速遠隔分析技術開発-4
(1) ファイバー伝送 LIBS による混合酸化物中 Gd の遠隔分析

Development of Quick and Remote Analysis for Severe Accident Reactor-4

(1) Remote Analysis of Gadolinium in Mixed Oxide by Fiber-Optic Probe LIBS

*大場 弘則[1,2]，田村 浩司[1,2]，佐伯 盛久[1,2]，松本 歩[2]，赤岡 克昭[2]，若井田 育夫[2]

[1]量研機構，[2]原子力機構

燃料デブリを模擬した混合酸化物(Ce, Zr, Fe)中にガドリニウムを少量添加させてファイバーLIBS を行った。放射線環境下でも検出可能な候補波長を選定し、検出下限および定量性について検討した。

キーワード：廃炉措置，レーザー誘起ブレークダウン分光，レーザーアブレーション，模擬燃料デブリ

1. 緒言

東京電力福島第一原子力発電所の廃炉措置における燃料デブリ取出しに向けた位置・性状把握のための手段の一つとして、ファイバー伝送レーザー誘起ブレークダウン分光（LIBS）による遠隔その場分析が期待されている[1]。燃料デブリの構成は核燃料物質、構造材および被覆管等が主であるが、中性子吸収材である酸化ガドリニウム(Gd_2O_3)も含まれており、燃料デブリ中の Gd 存在有無の情報は事故進展解析や臨界管理上非常に重要である。本研究では、燃料デブリを模擬した混合酸化物(Ce, Zr, Fe)中にガドリニウムを少量添加させて検出下限および定量性について調べた結果を報告する。

2. 実験方法

燃料デブリ試料の構成元素割合は、Ce(U 模擬) : Fe : Zr ＝ 60 % : 35 % : 5 %とし[2]、これら酸化物粉末にGd_2O_3 粉末を 0~5 wt%混合させて圧縮成形後、1375 ℃で５時間焼成した。5 m 長ファイバーを有する LIBS 装置を用いて、波長 1064 nm、エネルギー10 mJ、スポット径 0.35 mm のレーザー光をターゲットに照射してプラズマを生成した。光ファイバーケーブルは強い放射線環境下では紫外可視波長領域の光透過量が大幅に減少するが、放射線の影響を受けながらも光を透過する波長域（430~540 nm）が存在する。この波長域に着目し、EMCCD 付き高波長分解能エシェル型分光器を用いてレーザー照射から 1.0 μs 後の発光スペクトルを測定した。

3. 結果および考察

定性分析の結果、5 wt% Gd_2O_3 において、690 nm よりも長波長側では Gd 発光線は観測できなかったが、500 nm 近傍では他の元素発光線との干渉の無い識別可能な３本の Gd I 発光線(476.7, 501.5, 510.3 nm)が確認できた。これらの波長では 0.1 wt%の Gd_2O_3 も検知可能であった。４つの元素の互いの上位準位が近い波長において Ce I(474.5, 516.4 nm)を選定し、定量性評価として Gd I と Ce I のピーク強度比と Gd 濃度の関係を調べた。その結果、**Fig. 1** に示すように、相関係数 $R^2 > 0.99$ となり優れた直線性が得られることがわかった。また、この強度比では 0.04 %の検出下限が得られ、遠隔その場分析におけるファイバーLIBS の有用性が示された。

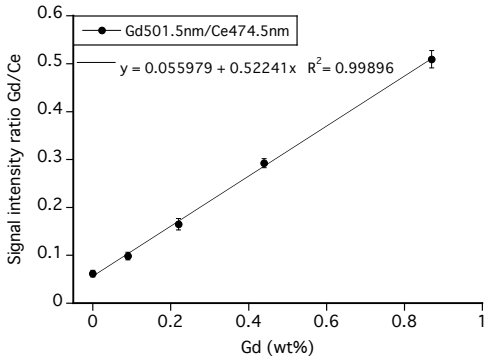


Fig.1 Calibration curve using intensity ratio of gadolinium and cerium.

参考文献

[1] M. Saeki, et al., J. Nucl. Sci. Technol. **51** (2014) 930.　[2] T. Nagatani, et al., INMM57, (2016)

* Hironori Ohba[1,2], Koji Tamura[1,2], Morihisa Saeki[1,2], Ayumu Matsumoto[2], Katsuaki Akaoka[2] and Ikuo Wakaida[2]　[1]QST, [2]JAEA

過酷事故炉を対象とした迅速遠隔分析技術開発-4
(2) ロングパルスレーザー適用ファイバー伝送 LIBS 特性(4)

Development of Quick and Remote Analysis for Severe Accident Reactor-4

(2) Characteristics of fiber–optic probe LIBS using a long duration ns pulse (4)

*松本 歩[1]，大場 弘則[1,2]，赤岡 克昭[1]，若井田 育夫[1]

[1]原子力機構，[2]量研機構

ファイバー伝送 LIBS 装置を用いて Al 原子の共鳴線を観測し、ロングパルス LIBS における自己吸収の効果およびプラズマの空間分布について検討した。

キーワード：廃止措置，レーザー誘起ブレークダウン分光，ロングパルス，レーザーアブレーション

1. 緒言

東京電力福島第一原子力発電所の廃炉を効率的に行うための手段の一つとして、ファイバー伝送レーザー誘起ブレークダウン分光（LIBS）による遠隔その場分析が期待されている[1]。我々はこれまで、ロングパルスレーザーを光源として導入し、伝送エネルギーおよび発光強度が著しく増大することを見出した[2]。また、Zr の発光スペクトルを解析し、ロングパルス LIBS の基礎的な特性を明らかにしてきた[3,4]。本研究では、プラズマ中で励起された原子からの発光が基底状態の原子に吸収される自己吸収の効果を調べるために、自己吸収が起こりやすい Al 原子の共鳴線を観測した。

2. 実験方法

ファイバー伝送 LIBS 装置を用いて、波長 1064 nm、エネルギー12.5 mJ、スポット径 0.35 mm のノーマルパルス（6 ns）およびロングパルス（100 ns）を空気中の Al ターゲットに照射し、プラズマを生成した。EMCCD 付きエシェル型分光器を用いて、レーザー照射から 1.0 μs 後に発光スペクトルを測定した。

3. 結果および考察

Fig. 1 に、ノーマルパルスおよびロングパルスを照射して得られた Al 原子の共鳴線を示す。**Fig.1** に示すように、先鋭な発光線が得られるノーマルパルスの場合とは異なり、ロングパルスでは、自己吸収により発光線が大きく変形することがわかった。自己吸収が起こると、プラズマ中の原子密度に比例して発光線強度が変化しないため、ロングパルスを用いて定量分析を行う際は、非共鳴線を用いることが望ましいといえる。また、この結果は、ロングパルスによって生成するプラズマの密度が著しく高いことを示唆している。さらに、発光線の中央で鋭い吸収が観測されたことから、プラズマの中心部と周縁部の密度勾配が十分に大きいと考えられる。

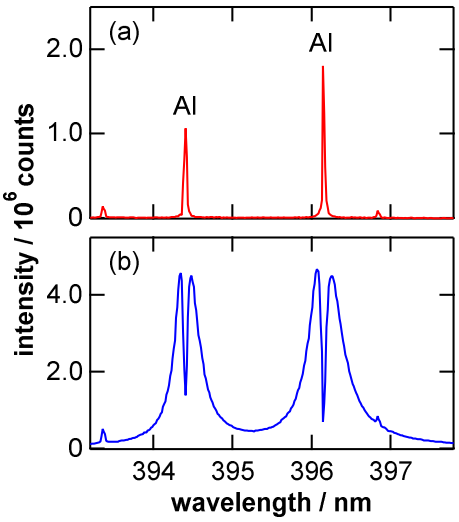


Fig.1 Resonance emission lines of Al atoms at 394.4 nm and 396.1 nm obtained for (a) 6-ns pulse laser and (b) 100-ns pulse laser.

本報告は、文部科学省の英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業により実施された委託業務「先進的光計測技術を駆使した炉内デブリ組成遠隔その場分析法の高度化研究」の成果を含みます。

参考文献

[1] M. Saeki, et al., J. Nucl. Sci. Technol. **51** (2014) 930.　[2] 大場ら，日本原子力学会 2016 年秋の大会, 1H01.
[3] 松本ら，日本原子力学会 2016 年秋の大会, 1H02.　[4] 松本ら，日本原子力学会 2017 年春の年会, 2I17.

*Ayumu Matsumoto[1], Hironori Ohba[1,2], Katsuaki Akaoka[1] and Ikuo Wakaida[1]　[1]JAEA, [2]QST

過酷事故炉を対象とした迅速遠隔分析技術開発–4
(3) レーザー誘起ブレークダウン発光分光法のフォーカス最適化による効果

Development of Quick and Remote Analysis for Severe Accident Reactor–4

(3) The effects of focus optimization for Laser Induced Breakdown Spectroscopy.

*赤岡　克昭[1]，大場　正規[2]，宮部　昌文[1]，若井田　育夫[1]

[1]原子力機構

レーザーブレークダウン発光分光(Laser Induced Breakdown Spectroscopy: LIBS）を用いた元素の分析では、集光したレーザー光の焦点位置によって、発生するプラズマの温度やスペクトルの発光強度が変化する。このような不安安定性は定量分析の精度に影響を与える。そこで、我々は、このような焦点位置の変化に伴う不安定性を低減するためにフォーカスの最適化による効果について検証した。

キーワード：東京電力福島第一原子力発電所事故、レーザーブレークダウン発光分光、フォーカス最適化

1. 緒言

東京電力福島第一原子力発電所事故で損傷炉内外に発生した燃料デブリや不明物などは凹凸等の表面形状が不明であり、集光状態が変化する恐れがある。そこで、我々は、このような焦点位置の変化に伴うスペクトル強度の不安定性を低減することを目的にフォーカスの最適化による効果について評価した。

2. 実験

試験は、出力 4mJ、繰返し 10Hz の NdYAG レーザー光の 2 倍高調波(532nm)を、ダイクロイックミラーを通して対物レンズに入射し、回転試料台上の試料の表面に集光する。試料として用いるステンレス（SUS）はショット毎に新しい面にレーザー照射するために回転させている。レーザーアブレーションで発生したプラズマ発光は対物レンズ横に固定したファイバー集光器により集められ、光ファイバーを通してエシェル型 CCD タイプ分光器でスペクトルが測定される。レーザー照射のフォーカスは対物レンズの上下によって行われ、観察用 CCD カメラによりリアルタイムで試料表面を観測することができる。

3. 試験結果

試料が回転することにより焦点位置が変動するのを利用して、焦点位置を最適化していないLIBS スペクトルとショット毎に焦点に位置を最適化した LIBS スペクトルの違いを評価した。レーザー光 9 ショットを積算した SUS のスペクトルをそれぞれ 19 回、エシェル型 CCD タイプ分光器で測定した。測定した波長範囲 250~950nm のうち、SUS の主成分である鉄のスペクトル(FeII:540.5663nm)とクロムのスペクトル(CrI:540.9772nm)が同時に見える範囲の LIBS スペクトルを Fig.1 に示す。それぞれのスペクトルは 19 回の測定スペクトルを重ね合わせて描いている。図の a)は焦点位置非最適化時のスペクトルで b）が最適化時のものである。上図は測定スペクトルをそのまま重ねたスペクトルであり、下図は Cr のスペクトルのピーク値で規格化したスペクトルを示している。上図より最適化時には、スペクトル強度全体の変化が小さいこと、下図より、Cr スペクトルに対する Fe のスペクトル強度の変動率を算出すると 1/2 になることが判った。

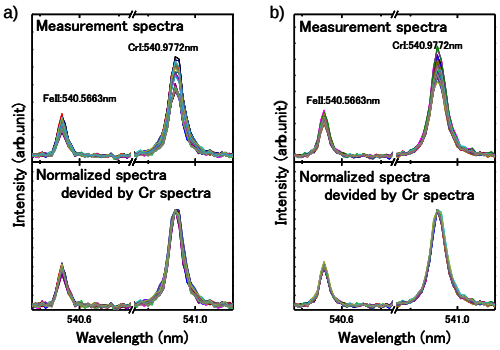


Fig. 1 SUS の LIBS スペクトル
a） 非最適化時　　b）最適化時

---

*Katsuaki Akaoka[1], Maski Ohba[1], Masabumi Miyabe[1] and Ikuo Wakaida[1]

[1]JAEA

過酷事故炉を対象とした迅速遠隔分析技術開発-4
（4） レーザー誘起ブレークダウン発光分光法における衝撃波伝播効果

Development of Quick and Remote Analysis for Severe Accident Reactor-4

(4) The Effects of Shock Wave Propagation for Laser Induced Breakdown Spectroscopy

*田村 浩司[1,2]，大場 弘則[1,2]，松本 歩[2]，佐伯 盛久[1,2]，若井田 育夫[2]

[1]量研機構，[2]原子力機構

For the laser-induced breakdown spectroscopy, the spectral intensity is influenced by the shockwave propagation. In this study, laser induced shock wave propagation and LIBS spectral ratio were measured for the Zr metal and oxide for detectable information of surface characteristics desirable for the search.

キーワード：迅速遠隔分析，廃止措置，レーザー誘起ブレークダウン分光，衝撃波

1. 緒言

レーザー誘起ブレークダウン発光分析法（LIBS）は、有効な遠隔その場燃料デブリ分析手法として期待されている[1]。ここでレーザー光照射による発生衝撃波伝播による発光スペクトル信号への影響が生じうる。伝播挙動は表層物性等に影響されるため、LIBS 信号からの表層特性情報抽出可能性が期待される。そこで、パルスレーザー照射による発生衝撃波観察及び LIBS スペクトル測定を行った結果を報告する。

2. 実験方法

Nd:YAG レーザー光（波長 1064nm, 出力 5mJ, パルス幅 7ns, 繰り返し 1Hz）を試料(Zr 金属及び ZrO_2)表面に凸レンズ(*f*=100mm)により垂直集光照射した。LIBS 信号をレンズで集光し、ICCD カメラ付分光器(ANDOR, SR-500)により測定した。衝撃波は時間分解シャドーグラフ法に基づき、10 倍対物レンズ(Mitutoyo M Plan Apo NIR)付 ICCD カメラ(ANDOR, DH334T Gen2)を用いて観察した。ここで照明光として Nd:YAG レーザーの第二高調波を用い、干渉フィルター(532nm)を介して像観察を行った。すべての試験は大気中で行った。

3. 結果

Zr 金属へのレーザー照射 0.742 μs 後の観察像から（図１）、アブレーションによる衝撃波形成が確認出来る。観測遅延時間を変えた撮影により伝播挙動を比較した。LIBS スペクトルでは ZrI及びII 発光線に関し各遅延時間における信号強度を比較し、金属で ZrII比率が高い傾向があることがわかった。これら結果を基に、遠隔その場で試料表層特性情報が取得可能か検討を行っている。

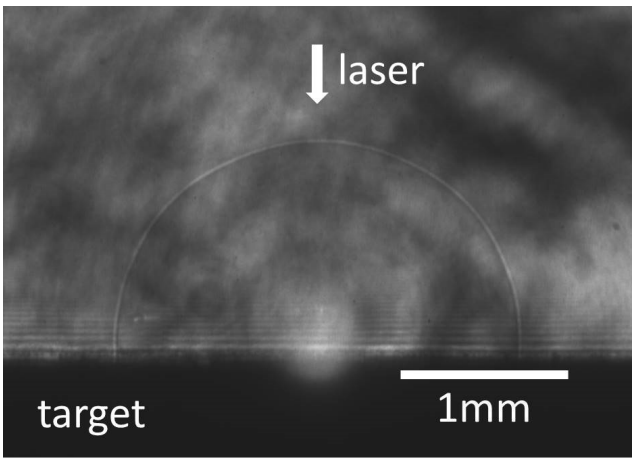


Fig. 1 Shock wave image by laser shadow

参考文献

[1] M. Saeki *et al*., *J. Nucl. Sci. Technol*., **51** (2014) 930.

*Koji Tamura[1,2], Hironori Ohba[1,2], Ayumu Matsumoto[2], Morihisa Saeki[1,2] and Ikuo Wakaida[2]

[1]National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology, [2]Japan Atomic Energy Agency.

過酷事故炉を対象とした迅速遠隔分析技術開発-4
（５）様々なマイクロ波電極によるマイクロ波 LIBS の発光特性

Development of Quick and Remote Analysis for Severe Accident Reactor - 4

(5) Emission characteristics of microwave LIBS by various microwave electrode

*大場　正規[1]，赤岡　克昭[1]，宮部　昌文[1]，若井田　育夫[1]

[1]原子力機構

様々な型式の電極やアンテナを用いて、マイクロ波パルスをレーザープラズマにカップリングさせ、プラズマの持続時間の延長による発光強度の増強を観測した。

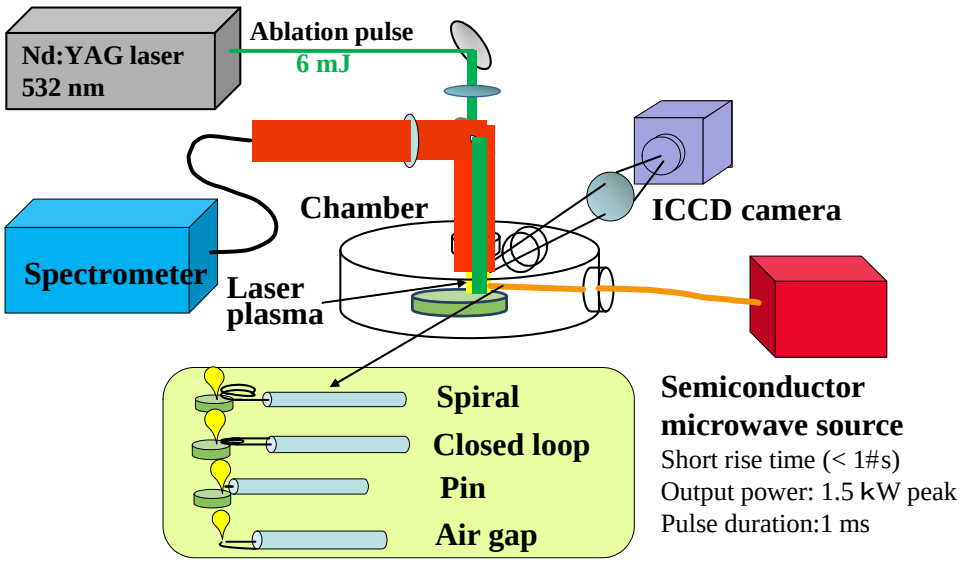
キーワード：LIBS，マイクロ波，電極

1. 緒言

近年、レーザー誘起ブレークダウン発光分光法は、元素分析法として有望視されている。高感度化の方法として、発光強度を上げる研究開発が行われている。その一方法としてマイクロ波とレーザープラズマと相互作用することにより発光時間を延ばし、発光量を増加される技術も開発されており、発光量の増加が確認されている。しかし、メカニズムの解明や最適化法などの道筋はまだ途上であり、今後、明らかにされなければならない。今回は、様々なマイクロ波電極を用いて発光量の特性を測定し、メカニズム解明、最適化等に資する。

2. 実験装置及び結果

パルスエネルギー6mJ，パルス幅 10ns の Nd:YAG レーザー光を集光して試料 Gd_2O_3 に照射し、発生したプラズマに半導体マイクロ波源のマイクロ波パルス（ピークパワー1500W，パルス幅 1ms、発振周波数 2.45GHz）を、セミリジッドケーブルを介して、ヘッド電極から注入した。ヘッド電極には様々な形状（スパイラル、閉ループ、ピン、エアギャップ、など、実験装置図参照）を試用した。



Experimental　apparatus

発光強度の比較には Gd の中性原子の 422nm 発光線を用いた。スパイラルと閉ループ形状の場合、アブレーションスポットをループの外側に 0.5mm 離れた位置にした時に、発光強度が 40 倍以上増加した。同様の方法で、他の形状の電極でも発光強度の増加率を観測し、比較した。

---

*Masaki Oba[1], Katsukaki Akaoka[1] , Masabumi Miyabe[1] and Ikuo Wakaida[1]

[1]JAEA.

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：202-2 Radiation Physics, Radiation Detection and Measurement

Fri. Sep 15, 2017 9:30 AM - 10:35 AM JST | Fri. Sep 15, 2017 12:30 AM - 1:35 AM UTC | Room L N302 - N Block

[3L01-04] Evaluation of Dose Rate Distribution and Search for Fuel Debris Submerged in Water

Chair:Hideki Tomita (Nagoya Univ.)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[3L01] Technology Development to Evaluate Dose Rate Distribution and to Search for Fuel Debris Submerged in Water for Decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station
(4)Development of Nuclear Data Library for Evaluation of Dose Rate Distribution

*Jun-ichi Katakura[1], Keisuke Okumura[2], So Kamada[3] (1. NUT, 2. JAEA, 3. NMR)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[3L02] Technology Development to Evaluate Dose Rate Distribution and to Search for Fuel Debris Submerged in Water for Decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station
(5)Prediction of Dose Rate Distribution in Primary Containment Vessel

*Keisuke Okumura[1], Eka Sapta Riyana[1], Wakaei Sato[2], Hirobumi Maeda[2], Jun-ichi Katakura[3] (1. JAEA, 2. NESI, 3. NUT)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[3L03] Technology Development to Evaluate Dose Rate Distribution and to Search for Fuel Debris Submerged in Water for Decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station
(6)Development on Local Dose Rate Monitoring by Optical Emission of Finite Volume Sintered Oxide

*Ikuo Wakaida[1], Hironori Ohba[1,2], Chikara Ito[1], Keisuke Okumura[1], Jun-ichi Katakura[3] (1. JAEA, 2. QST, 3. Nagaoka Univ. Tech.)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[3L04] Technology Development to Evaluate Dose Rate Distribution and to Search for Fuel Debris Submerged in Water for Decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station
(7)Development of ROV to map the debris in the primary container vessel

*SO KAMADA[1], Michio Kato[1], Kazuya Nishimura[1], Barry Lennox[2], Malcolm Joyce[3], Jun-ichi Katakura[4] (1. National Institute of Maritime, Port and Aviation Technology, 2. The University of Manchester, 3. Lancaster University, 4. Nagaoka University of Technology)

10:30 AM - 10:35 AM JST | 1:30 AM - 1:35 AM UTC

Time reserved for Chair

福島第一原子力発電所廃炉のためのプラント内線量率分布評価と水中デブリ探査に係る技術開発
（4）線量率分布評価のための核データライブラリの整備

Technology Development to Evaluate Dose Rate Distribution and to Search for Fuel Debris Submerged in Water for Decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station
(4) Development of Nuclear Data Library for Evaluation of Dose Rate Distribution

*片倉 純一[1]，奥村 啓介[2]，鎌田 創[3]
[1]長岡技科大，[2]原子力機構，[3]海技研

核燃料の燃焼計算及び線量率分布評価のために使用されるORIGEN2用の崩壊及び光子ライブラリをJENDL崩壊データファイル 2015(JENDL/DDF-2015)を基に作成した。測定された崩壊熱や光子スペクトルと比較し、妥当性を確認した。

キーワード：福島第一原子力発電所，線量率分布，ORIGEN2，崩壊ライブラリ，光子ライブラリ

1. 緒言

福島第一原子力発電所の廃炉のために原子炉内の線量率分布評価のために用いる ORIGEN2[1)]用の崩壊データ及び光子スペクトルデータを JENDL 崩壊データファイル 2015(JENDL/DDF-2015)に基づき作成した。JENDL/DDF-2015 は日本で評価した崩壊データファイルであり元となったデータの素性が良く分かっており、計算結果の振る舞いに問題があった場合、その元に戻って検討が出来、信頼性が期待できる。

2. ライブラリの作成

2-1. 崩壊ライブラリ

JENDL/DDF-2015 には半減期、崩壊形式、その分岐比、崩壊エネルギー等、ORIGEN2 の崩壊データライブラリで必要なデータが全て揃っており、ORLIBJ40 のデータを置き換えることで作成した。但し、JENDL/DDF-2015 には含まれてないが、ORLIBJ40 に含まれている核種については特別に取り扱った。

2-2. 光子ライブラリ

光子ライブラリには崩壊に伴い放出されるガンマ線や X 線が含まれるが、これらは JENDL/DDF-2015 では線スペクトルとして与えられている。ORIGEN2 ではこの他 UO_2 や H_2O の下での制動輻射のスペクトルを含んだライブラリが用意されている。このため、これらのスペクトルを崩壊に伴い放出されるベータ線スペクトルを元にして計算し、制動輻射のスペクトルとした。これらのスペクトルを ORIGEN2 の 18 群構造に合うように変換し、光子ライブラリとした。

2-3. ライブラリの妥当性確認

作成したライブラリの妥当性は、核分裂後に測定された崩壊熱や光子スペクトルと比較し確認した。その結果の例を図 1 に示す。これは、^{235}U を中性子で 1 秒間照射した後 2.2 秒後の光子スペクトルである。この他、崩壊熱や他の燃焼条件の下でのスペクトル等について測定値と計算値の比較を実施した。

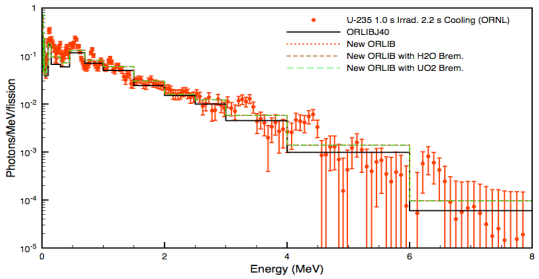


図 1 光子スペクトルの比較

3. まとめ

線量率分布評価に使用される ORIGEN2 用の崩壊、光子ライブラリを作成した。崩壊熱やスペクトルの測定値と比較し、その妥当性を確認した。

なお、本発表は文部科学省の英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業による委託業務として実施した「プラント内線量率分布評価と水中デブリ探査に係る技術開発」の成果である。

参考文献

[1] A.G. Croff, ORNL-5621 (1980).

*Jun-ichi Katakura[1], Keisuke Okumura[2] and So Kamada[3]
[1]Nagaoka University of Technol., [2]Japan Atomic Energy Agency, [3]National Maritime Research Inst.

福島第一原子力発電所廃炉のための プラント内線量率分布評価と水中デブリ探査に係る技術開発 （5）格納容器内の線量率分布予測

Technology Development to Evaluate Dose Rate Distribution and to Search for Fuel Debris Submerged in Water for Decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station
(5) Prediction of Dose Rate Distribution in Primary Containment Vessel

*奥村 啓介[1]，Eka Sapta Riyana[1]，佐藤 若英[2]，前田 裕文[2]，片倉 純一[3]
[1]原子力機構，[2]NESI，[3]長岡技科大

1 号機をモデルとして、燃料燃焼計算、構造材放射化計算および IRID 等による内部調査や事故進展解析等の結果をもとに、PHITS コードを用いて格納容器内の 3 次元線量率分布を予測した。

キーワード：福島第一原子力発電所、線量率分布、原子炉格納容器、粒子輸送モンテカルロ計算、PHITS

1. 緒言

原子力機構では、高度なシミュレーション技術と実測値とを組み合わせて、時々の最も確からしい原子炉格納容器(PCV)内の線量率分布を評価する手法を開発している[1]。本発表では、この手法を福島第一原子力発電所(1F)の 1 号機に適用した結果について述べる。

2. 手法及び結果

燃料の燃焼計算や炉内構造物の放射化計算などにより得られた核種組成に基づく線源計算の結果と、国際廃炉研究開発機構(IRID)が H28 年度までに実施した過酷事故進展(SA)解析や内部調査等の研究成果[2]に基づき、1 号機の炉内状況を模擬した 3 次元プラントモデルを構築した（図 1）。現状では、線源の不確かさが大きいため、線量率分布$D(\vec{r})$の計算では、PCV 内に設定した複数の線源（燃料デブリ、放射化物、部位ごとのセシウム汚染など）に対し、各単位線源による線量率分布$d_i(\vec{r})$を粒子輸送モンテカルロコード PHITS[3]により予め求めておき、時々の最新知見に基づいて推測・更新される線源強度(S_i)を用いて、$D(\vec{r}) = \sum_i S_i d_i(\vec{r})$として評価する。

本件では、線源強度S_iを、ロボットによる 1 号機の線量率が実測された 2015 年 4 月（B1 調査）時点に合わせて線源核種の崩壊計算を行って設定した。更に、これにより得られた$D(\vec{r})$と B1 調査によるグレーチング上の線量率実測値とを比較し、実測値を再現するように原子炉圧力容器(RPV)外の SA 解析に基づくセシウム汚染濃度を調整し、図 2 に示す PCV 内線量率分布の推定結果を得た。

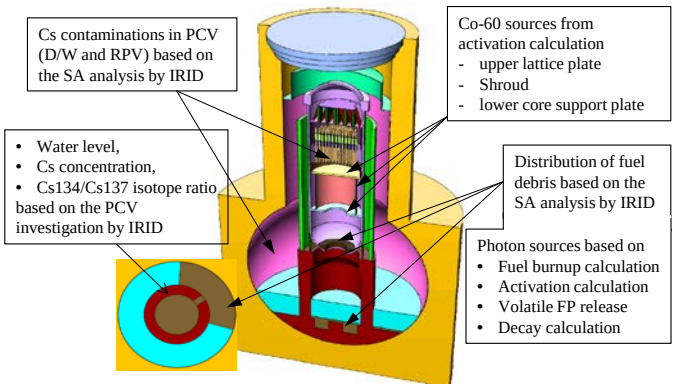


図 1 線量率分布計算モデル(PHITS)

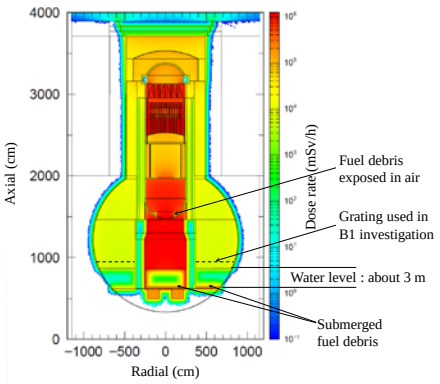


図 2 線量率分布予測結果(1 号機 B1 調査時)

3. 結言

1 号機をモデルとして PCV 内の線量率分布を推定した。現状では、2017 年 3 月に実施された B2 調査[4]の結果は反映されていないが、図 2 の水中における線量率分布の傾向は、定性的には B2 調査の結果と整合している。今後、SA 解析コードの高度化や内部調査の進展により、本手法による線量率分布の予測精度も向上し、1F 廃炉戦略の検討や今後の内部調査の方針決定に貢献することが期待できる。

なお、本発表は文部科学省の英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業による委託業務として実施した「プラント内線量率分布評価と水中デブリ探査に係る技術開発」の成果を含みます。

参考文献：[1] 奥村他，日本原子力学会 2016 年秋の大会[2C17], [2] IRID, http://irid.or.jp/_pdf/20160000_01.pdf, [3] T. Sato, et al., J. Nucl. Sci. Technol. 50:9, pp913-923 (2013), [4] IRID,TEPCO,“ 1 号機原子炉格納容器内部調査について(2017 年 3 月 27 日)”, http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/handouts/2017/images1/handouts_170327_14-j.pdf

*Keisuke Okumura[1], Eka Sapta Riyana[1], Wakaei Sato[2], Hirobumi Maeda[2], Jun-ichi Katakura[3]
[1]Japan Atomic Energy Agency (JAEA), [2]NESI, [3]Nagaoka University of Technology

福島第一原子力発電所廃炉のための プラント内線量率分布評価と水中デブリ探査に係る技術開発

(6) 小型酸化物焼結体を用いた局所線量率観測手法の開発

Technology Development to Evaluate Dose Rate Distribution and to Search for Fuel Debris Submerged in Water for Decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(6) Development on Local Dose Rate Monitoring by Optical Emission of Finite Volume Sintered Oxide

*若井田 育夫[1]，大場 弘則[1,2]，伊藤 主税[1]，奥村 啓介[1]，片倉 純一[3]
[1]原子力機構，[2]量研機構，[3]長岡技科大

極小体積高密度酸化物からの放射線励起蛍光を耐放射線性光ファイバで伝送し、これを検出することで、損傷炉内の局所線量評価手法の開発を進めている。高密度極小酸化物として Lu 酸化物焼結体を用い、ガンマ線照射による発光特性を取得した結果、線量計数率モニタに使用できる可能性があることが確認された。

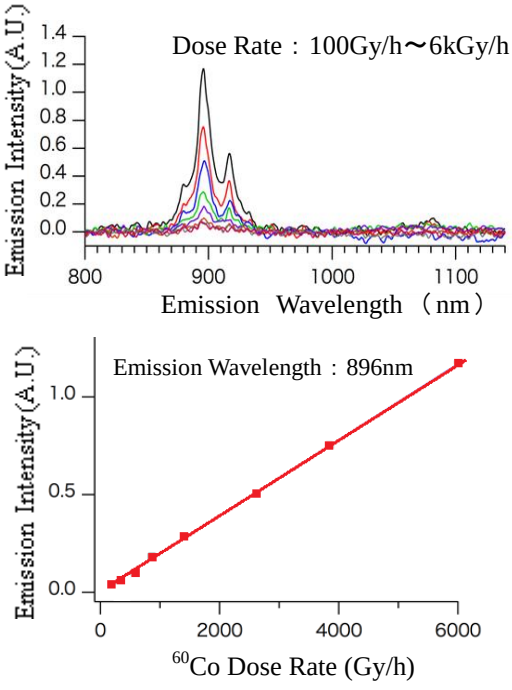
キーワード：福島第一原子力発電所，炉内局所線量，酸化物焼結体，耐放射線性光ファイバ，遠隔観測

1. はじめに

福島第一原子力発電所事故炉の廃炉作業を安全に実施するためには、デブリ位置を把握するとともに、プラント内の線量率分布を正確に把握することが重要であることから、最新の知見を反映した核データの整備、プラント内の線量率分布を推定する評価手法の開発、炉内局所の線量率を実測する手法の開発並びに水中内部観察技術の開発を進めている。ここでは、エネルギー分析の可能性を念頭とした極小体積高密度酸化物からの放射線励起蛍光による局所線量評価手法の開発について報告する。

2. 高密度酸化物の発光特性

高密度酸化物である Nd 含有 Lu 酸化物を作製し、ガンマ線による発光特性を取得した。利用した酸化物焼結体は、直径約 6mm、厚さ 5mm で、Nd^{3+}を 0.5%含有させた Lu 酸化物（Lu_2O_3）で、比重は約 9.4 である。本焼結体を長さ 50m、コア径 600 μ m、NA 0.12、OH 基含有耐放射線性光ファイバの先端に取り付け、高線量率 ^{60}Co 線源で照射し、多チャンネル CCD 付き回折格子型分光器で観測した。発光波長分布及び代表的発光波長に対する発光強度の線量率依存性を右図に示す。



3. まとめ

極小体積高密度酸化物として Nd 含有 Lu 酸化物のガンマ線発光特性を取得した。発光波長である 896nm は、耐放射線性光ファイバの透過波長領域であること、発光強度はガンマ線線量率に対して良い線形性があることを確認した。

本発表は文部科学省の英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業による委託業務として実施した「プラント内線量率分布評価と水中デブリ探査に係る技術開発」(日英共同研究)の成果を含みます。

---

*Ikuo Wakaida[1], Hironori Ohba[1,2], Chikara Ito[1], Keisuke Okumura[1] and Jun-ichi Katakura[3]
[1]JAEA, [2]QST, [3]Nagaoka Univ. Tech.

福島第一原子力発電所廃炉のためのプラント内線量率分布評価と水中デブリ探査に係る技術開発
（7）格納容器内デブリ調査用 ROV の開発

Technology Development to Evaluate Dose Rate Distribution and to Search for Fuel Debris Submerged in Water for Decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station
(7) Development of ROV to map the debris in the primary containment vessel

*鎌田 創[1]，加藤道男[1]，西村和哉[1]，Barry Lennox[2]，Malcolm Joyce[3]，片倉純一[4]
[1]海上・港湾・航空技術研究所，[2]The University of Manchester，[3]Lancaster University，
[4]長岡技術科学大学

原子炉格納容器内の燃料デブリ探査技術に係る技術開発の一環として、燃料デブリの分布及び表面状態を調査するための水中探査ロボット(ROV：Remotely Operated Vehicle)に搭載するソナーの探査性能試験を実施した。試験では、燃料模擬デブリを製作し、2 種類のサイズの水槽にて、ソナーによるデブリ分布、表面状態探査性能特性評価を実施した。

キーワード：福島第一原子力発電所，ROV，Sonar

1. 緒言

本研究では、平成 27 年度に実施したデブリ模擬試験体を対象としたマルチビームプロファイリングソナーDT-100（以下 DT-100）の探査性能試験[1]に引き続き、回転式ビーム・スキャンソナー831L（以下 831L）の探査性能試験を実施した。2016 年秋の大会での発表[1]でも指摘した通り、狭小な空間でのソナーを用いた探査では、壁、床面等で音波の反射がマルチパスを形成する確率が大きいため、マルチパスによるゴースト画像として検出され、音響探査に大きく影響する。そこで、DT-100、831L の 2 種類のソナーについて、大小 2 種類の水槽（大：直径 5 m、深さ 10 m、小：2 m、1 m、深さ 1 m）でマルチパス特性、探査性能試験を実施した。

2. 特性評価

2-1.試験

特性評価項目として、ソナー探査性能、マルチパス特性、吸音材によるマルチパス事象低減能試験を実施した。また小型水槽試験では、新たに製作した原子炉格納容器（以下 PCV）のモックアップを併用しマルチパス特性、探査性能を評価した。さらに、吸音材でそれぞれのソナーヘッド（受信素子）を囲むことで、マルチパス事象の低減能を評価した。ソナーの探査性能試験については、平成 27 年度に製作した性状模擬デブリ、音響模擬デブリ、岩石、金属パイプをソナーでスキャンして得た画像によって探査精度を評価した。

2-2.試験結果

マルチパス特性試験の結果、空間が狭小になるに従いマルチパス事象によるゴーストとなって画像に混入する割合が増加することがわかった。実際の PCV 直径が約 6 m 程度と比較的広いことや、発泡スチロール製の吸音材をソナーヘッドに囲むことで、マルチパスによるゴースト画像が大幅に解消することが判った。また、探査性能試験から、831L ソナーがデブリ模擬試験体の探査精度から最も有効だと示した。

3. 結論

特性試験の結果によって ROV に搭載するソナーは、831L ソナーが有効であることが示された。ソナーを ROV に搭載した様子を図に示すが、今後は、ROV に搭載して、国内試験水槽にて、総合デモンストレーションを実施する予定である。

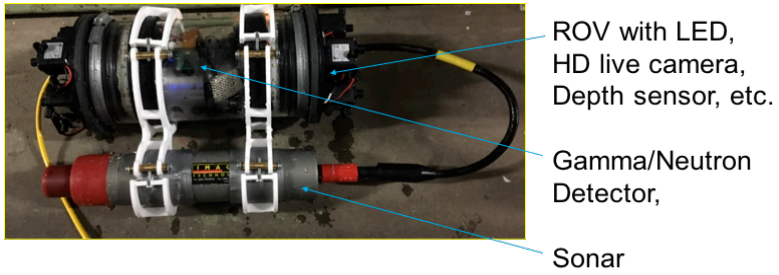


図 ROV をソナーに搭載した図

尚、本発表は、文部科学省「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」を受託して実施した「プラント内線量率分布評価と水中デブリ探査に係る技術開発」の成果の一部である。

参考文献

[1] 澤田健一他、日本原子力学会秋の大会 2016　2C18

---

*So Kamada[1], Michio Katoh[1], Kazuya Nishimura[1], Barry Lennox [2], Malcolm Joyce[3] and Jun-ichi Katakura[4]
[1]National Institute of Maritime, Port and Aviation Technology., [2]The University of Manchester, [3]Lancaster University and [4]Nagaoka University of Technology

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：202-2 Radiation Physics, Radiation Detection and Measurement

Fri. Sep 15, 2017 10:35 AM - 11:55 AM JST | Fri. Sep 15, 2017 1:35 AM - 2:55 AM UTC | Room L N302 - N Block

[3L05-09] Radiation Physics and Analysis Technique

Chair:Keisuke Maehata (Kyushu Univ.)

10:35 AM - 10:50 AM JST | 1:35 AM - 1:50 AM UTC

[3L05] Characteristic evaluation for laser spectrochemistry using arcjet plasma

*Akira Kuwahara[1,2], Yasuaki Aiba[2], Takuya Nankawa[1,3], Makoto Matsui[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Shizuoka University, 3. The University of Liverpool)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[3L06] Resonance Ionization Scheme Development for Actinide Elements using an Automated Wide-Range Tunable Ti:Sapphire Laser System

*Hideki Tomita[1,2], Kosuke Saito[1], Atsushi Nakamura[1], Daiki Matsui[1], Volker Sonnenschein[1,2], Ilkka Pohjalainen[4], Iain Moore[4], Tetsuo Sakamoto[5], Klaus Wendt[3], Tetsuo Iguchi[1] (1. Nagoya Univ., 2. RIKEN Nishina Center, 3. Johannes Gutenberg-University Mainz, Germany, 4. University of Jyväskylä, Finland, 5. Kogakuin Univ.)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[3L07] Dual Energy X-ray CT for Material Analysis by High Energy X-ray Source

*Junya Fukuoka[1], Mitsuru Uesaka[1], Yuki Mitsuya[1], Hiroyuki Takahashi[2], Kenji Shimazoe[2], Naoki Nakada[2] (1. Uesaka Lab, University o Tokyo, 2. Takahashi Lab, University of Tokyo)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[3L08] Development of identification method of directivity using characteristic X-ray generation

*Masayuki Umeda[1], Yutaro Aoki[1], Toshiharu Sakura[2], Mitsumasa Taguchi[3], Kazufumi Taniguchi[4], Takeyoshi Sunagawa[1] (1. Fukui Univ. of Tec., 2. Nuclear Technology Inc., 3. QST, 4. CHIYODA Technol Corp.)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[3L09] Shorten the Decay Time of Long-lived β-decay Nuclei

*Ryoichi Taniguchi[1], Motoki Shirai[1], Norio Ito[1], Hiroyuki Miyamaru[1], Takao Kojima[1], Ken-ichi Okamoto[1], Tadashi Tsujimoto[2] (1. Osaka Prefecture University, 2. Reassurance Science Academy)

11:50 AM - 11:55 AM JST | 2:50 AM - 2:55 AM UTC

Time reserved for Chair

アークジェットプラズマを用いたレーザー分光分析の特性評価

Characteristic evaluation for laser spectrochemistry using arcjet plasma

*桑原 彬[1,2]，相羽 祇亮[2]，南川 卓也[1]，松井 信[2]

[1]原子力機構，[2]静岡大学

従来の質量分析では、同重体干渉を回避するため複雑な前処理が必要となる。本研究では、試料の前処理工程を省略できる直接分析を実現するため、プラズマ風洞を用いたレーザー分光分析法を開発した。

キーワード：同位体分析，レーザー分光，プラズマ風洞

1. 緒言

従来の同位体分析では、質量分析装置が広く用いられているが、同重体干渉を回避するため、複雑な前処理により妨害元素を取り除いたクリーンな試料を装置内に導入する必要がある。そのため、近年では、レーザーアブレーションを用いたレーザー分光法が開発されてきたが、プルームの高温高圧環境によって同位体スペクトルが干渉してしまう等の課題がある[1]。そこで、本研究では、元素毎の高い波長選択性を利用するレーザー分光により、前処理を省略した直接分析を実現するため、試料のプラズマ化のための高温部と同位体識別のための低温部を同時に達成し得るプラズマ風洞を用いた分光分析装置を開発した[2]。

2. アークジェットプラズマを用いた分光分析装置

アークジェットプラズマを用いた分光分析装置の概要を図 1 に示す。電極間のアーク放電により生成されたプラズマは、超音速ノズルによりプラズマジェットを形成する。この断熱膨張に伴い、プラズマの温度及び圧力が急激に低下するため、プラズマジェットに対して、狭線幅の半導体レーザーを用いて分光を行うことで、同位体を識別するシャープな吸収スペクトルを得ることができる。

3. 実験結果及び結論

キセノンガスの供給流量及び吸収率の関係を図 2 に示す。従来型のレーザー分光において、ダイナミックレンジは 3 桁程度であることが示された。また、スペクトルを検出できる最小の供給流量は約 18sccm であることから、キセノンの検出感度は約 14ppm（モル分率）であることがわかった。キセノン分析においては、レーザー素子の制約により励起準位の吸収信号を対象とするが、ストロンチウムやウラン分析では、基底準位を対象にできるため、検出感度が 2、3 桁程度向上すると期待される。

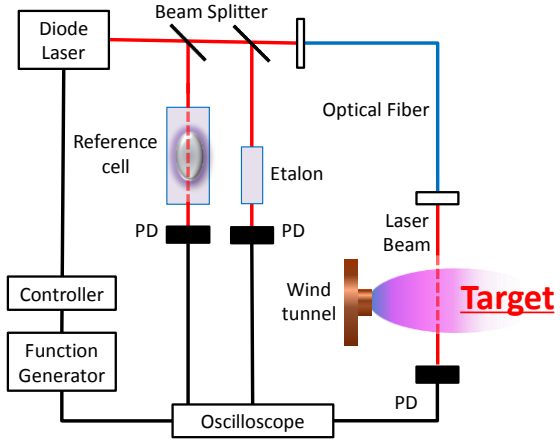


図 1　レーザー分光分析装置の概要図

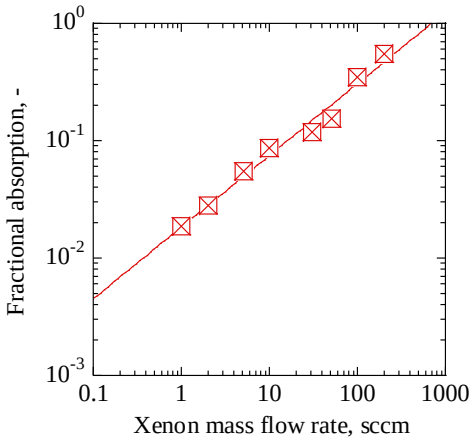


図 2　キセノン流量と吸収率の関係

参考文献

[1] H. Liu, A. Quentmeier and K. Niemax, *Spectrochimica Acta Part B*, No. 57, Issue 10, 1611-1623, 2002

[2] P. Jacquet, A. Pailloux, *Journal of Analytical Atomic Spectroscopy*, No. 28, 1298-1302, 2013

*Akira Kuwahara[1,2], Yasuaki Aiba[2], Takuya Nankawa[1] and Makoto Matsui[2]

[1]JAEA, [2]Shizuoka University

広帯域波長可変チタンサファイアレーザーを用いたアクチノイド元素の共鳴イオン化スキーム開発

Resonance Ionization Scheme Development for Actinide Elements using an Automated Wide-Range Tunable Ti:Sapphire Laser System

*富田英生[1,2]，齊藤洸介[1]，中村敦[1]，松井大樹[1]，Volker Sonnenschein[1,2]，加藤弘太郎[1]，鈴木颯[1]，Klaus Wendt[3]，Ilkka Pohjalainen[4]，Annika Voss[4]，Iain Moore[4]，森田真人[5]，坂本哲夫[5]，井口哲夫[1]
[1]名古屋大学大学院工学研究科，[2]理化学研究所，
[3]ヨハネスグーテンベルグ大，[4]ユバスキュラ大，[5]工学院大

共鳴イオン化に基づく微量放射性核種分光・分析を念頭に、広帯域波長可変チタンサファイアレーザーを開発し、アクチノイド元素に対する２色共鳴イオン化スキームの開発を行った。

キーワード：共鳴イオン化、放射能分析、アクチノイド、質量分析、マイクロイメージング

1. 緒言　単原子のエネルギー準位において２つの準位間の差に相当する波長（共鳴波長）を持ったレーザーを単原子に照射すると、共鳴的に対象原子のみを励起させ、元素選択的なイオン化を行うことができる。このレーザー共鳴イオン化により、特定の元素のイオンを取り出すことができるため、集束イオンビームと組み合わせた微小領域の放射性核種イメージングや、加速器によって生成される短半減期放射性核種の低速イオンビーム（RI ビーム）源、および、そのレーザー分光などに利用される。アクチノイド元素（Th, U, Pu など）のエネルギー準位は密集しており、真空下で原子化した場合には、３台のチタンサファイアレーザーを用いた最適なイオン化スキーム（３色スキーム）が知られている。一方、放射性核種の分析などの用途では、効率が比較的高いのであれば、より簡便な装置構成となる２色スキームが有用である。また、イオンビームで生成される２次中性原子やRI ビーム源で用いられる低圧ガス内で生成された原子に対する、既存のイオン化スキームの適用性を明らかにする必要がある。そこで、本研究では、回折格子を用いた広帯域な波長可変チタンサファイアレーザーを開発し、アクチノイド元素の２色共鳴イオン化スキームについて検討を行った。

2. アクチノイド元素の２色共鳴イオン化スキームの探査
標準型チタンサファイアレーザーと回折格子型チタンサファイアレーザーの第二高調波を用いた２色共鳴イオン化スキームの探査を行った。Th に対しては、Th 含有の硝酸溶液（ICP 用標準溶液）を滴下したフィラメントや酸化トリウム含有 W ワイヤーを用いた抵抗加熱原子源にて真空下で Th 原子を生成し、２色のレーザーを照射することで共鳴イオン化させ、飛行時間型質量分析計により質量毎にイオン計数を行った。基底準位からの共鳴励起用レーザーの波長を 372.05 nm に固定し、回折格子型レーザーを 380-430 nm の範囲でスキャンすることにより、複数の共鳴を確認した（図１参照）。２段目が 401.03 nm となる２色共鳴イオン化スキームの効率は、３色スキームと比較し、約 1/3 であると見積もられ、放射性核種の分析への適用可能性が示された。また、ユバスキュラ大での実験をもとに、低圧ガス内で生成された Pu 原子に対する２色共鳴イオン化スキームの検討を行った。

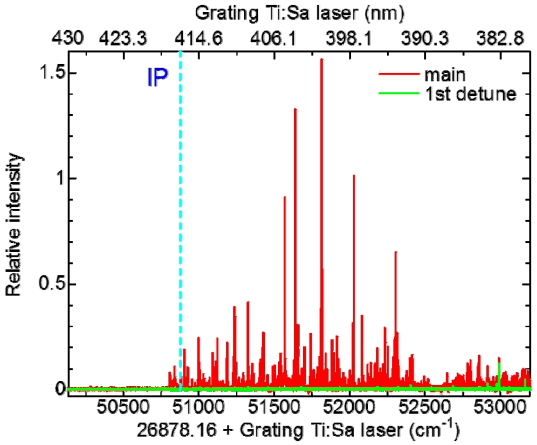


図１Th イオン化ポテンシャル(IP)近傍の共鳴

謝辞　本研究は JSPS 科研費　基盤(C)26420868、科学技術振興機構 研究成果展開事業（先端計測分析技術・機器開発プログラム）の助成を受けて実施されました。

H. Tomita[1,2], K. Saito[1], A. Nakamura[1], D. Matsui[1], V. Sonnenschein[1,2], K. Kato[1], S. Suzuki[1], K. Wendt[3], I. Pohjalainen[4], A. Voss[4], I. Moore[4], M. Morita[5], T. Sakamoto[5], and T. Iguchi[1]
(1.Nagoya Univ., 2.RIKEN Nishina Center, 3.Johannes Gutenberg-University Mainz, Germany, 4.University of Jyväskylä, Finland, 5.Kogakuin Univ.)

可搬型加速器 X 線源による燃料デブリのオンサイト元素分析

Study on On-site Material Inspection of Nuclear Fuel Debris by Portable X-ray Lianc Source

*福岡　潤哉[1], 上坂　充[1], 三津谷　有貴[1], 高橋　浩之[1], 島添　健次[1], 中田　直樹[1]

[1]東京大学

抄録: 可搬型加速器 X 線源によるその場での非破壊燃料デブリ CT 元素分析手法の開発を行う。模擬デブリについて化学分析との比較をすることで、本元素分析手法の妥当性を確認する。

キーワード：2 色 X 線 CT, 可搬型加速器 X 線源, 燃料デブリ, 非破壊検査

1. 緒言

東京電力福島第一原子力発電所（1F）の廃止措置等に向けた中長期ロードマップによれば、2021 年には燃料デブリ取り出しが始まる。しかしながら、実際の燃料デブリ取り出し作業に伴う問題点としては、対象とする燃料デブリの塊全体の性状が不確かであり、取り出し作業自体が難航すると予想される。故に、本研究では炉内に存在する燃料デブリについての、可搬型加速器 X 線源を用いた物性解析を目的としている。

2. 2 色 X 線 CT による燃料デブリの物性解析の可能性

2 色 X 線 CT 技術は、現在、医療分野等で用いられているが、そのほとんどの対象となる元素は比較的原子番号が小さいものだけである。というのも、図 1 から分かるように、100keV 以下程度の低エネルギー領域では原子番号の大きい元素が吸収端を持つため、これらの元素には 2 色 X 線技術を適用できない。そこで、重元素が吸収端を持たない数 100keV 程度のエネルギー領域を用いて、燃料デブリへの 2 色 X 線 CT 技術の適用を検討した。また数値解析からも有用であることを示した。

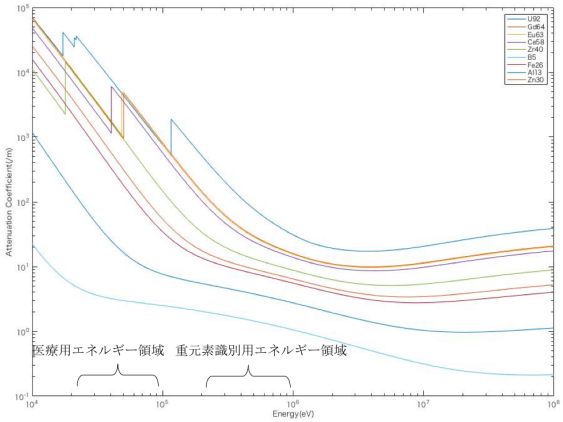


図 1 デブリ内に存在する可能性のある元素の線源弱係数

3. 基礎実験

基礎実験として、当研究室が持つ 950keV X バンドライナックと photon counting 式の Ce:GAGG X 線識別カメラを用いて鉄釘サンプルの CT 実験を行った。結果、検出器のカウントレートを加速器の光子のパルスの繰り返し数が大きく上まわり、パイルアップが確認された。そこで、パルス数を減らすために遮蔽材として鉛を加速器と検出器の間に置いたところ、図 2 のようにパイルアップすることなくエネルギースペクトルがとれ、鉛の特性 X 線が確認された。

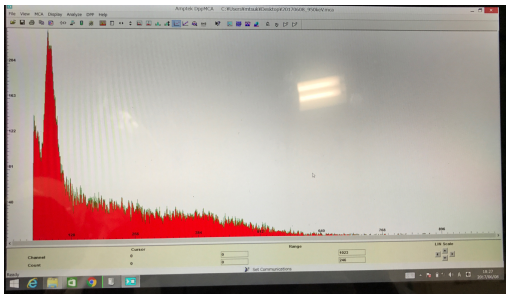


図 2 鉛遮蔽を置いたときのエネルギースペクトル

3. 結論

2 色 X 線 CT 技術の燃料デブリへの適用可能性を検討した。また、その数値解析を行った。基礎実験として、可搬型加速器 X 線源と Ce:GAGG X 線識別カメラを用いて実験を行い、パイルアップが起こることを確認し、それに対して鉛遮蔽が有効であることを実証した。

参考文献

[1] M. Torikoshi, et el, “Features of dual-energy X-ray computed tomography”, Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A, 548, (2005), 99-105

*Junya Fukuoka[1], Mitsuru Uesaka[1], Yuki Mitsuya[1], Hiroyuki Takahashi[1], Kenji Shimazoe[1] and Naoki Nakada[1]

[1]University of Tokyo

特性 X 線の発生を利用した飛来方向の特定手法の開発

Development of identification method of directivity using characteristic X-ray generation

*梅田 昌幸[1], 青木 祐太郎[1], 佐倉 俊治[2], 田口 光正[3], 谷口 和史[4], 砂川 武義[1]
[1]福井工業大学,[2]ニュークリアテクノロジー,[3]量子科学技術研究開発機構,[4]千代田テクノル

本研究では検出器正面にあたる部分にピンホールを開けた鉛カバーを検出器に取り付け、ガンマ線の飛来に伴って鉛カバーより発生する特性 X 線(75keV 付近)と放射線源による全吸収ピークとのカウント比をとることでガンマ線の飛来方向の特定を試みた。

キーワード：放射線計測，特性 X 線，ガンマ線スペクトロメーター，指向性

1. 緒言

放射線計測の手法において、遠方からの測定によって放射線源の核種同定や線量率を推定することができれば、被ばく線量と作業環境の測定労力の低減に寄与することが期待される。しかし、放射線測定器は本来全方位に対し同等の感度を示すため、検出器に入射したガンマ線の情報から飛来方向を特定することは難しい。そこで本研究では、ガンマ線の飛来に伴って鉛カバーより発生する特性 X 線と放射線源に起因する全吸収ピークとのカウント比をとることでガンマ線の飛来方向を特定するという手法を考案し実験を行った。

2. 実験

ガンマ線スペクトロメーターは Kromek 社製 GR-1 CZT (Cd,Zn,Te) 結晶の半導体型の測定器を使用し、鉛カバーは大きさを 80x40mm、厚さを 6mm として、正面にピンホール(0.8mm)を設けた構造のものを用いた。福井工業大学アイソトープ研究所が所有する Co-60 及び Cs-137 の単一線源を用いて、放射線の飛来方向と鉛カバーより発生する特性 X 線の発生数及び検出器（Cd,Zn,Te）による全吸収ピークのカウント数との関係性を明らかにした。また、高崎量子応用研究所の Co-60 ガンマ線食品照射施設を利用し、散乱ガンマ線が多い環境中での飛来方向の特定を試みた。さらに、モンテカルロシミュレーションで計算したスペクトル結果と比較し、整合性の確認を行った。

3. 結論

放射線源に Cs-137 を用いて、検出器正面に線源を置いた場合を 0°として、検出器を左右に振り測定を行った。Fig.1 に角度ごとのカウント面積の変化を示す。オレンジで示した点は線源の全吸収ピーク(662keV)のカウント面積で、鉛カバーより発生する特性 X 線(75keV)のカウント面積は青色で示した。この結果より、放射線飛来方向に対し検出器が正面を向いている場合、鉛カバー正面に設けたピンホールの効果によって特性 X 線の発生数が抑えられることがわかった。また、線源に起因するガンマ線がコンクリートなどの構造体によって散乱されエネルギーピークが軟化した環境中においても、放射線の飛来方向が特定可能であることを明らかにした。さらに、モンテカルロシミュレーションで計算したスペクトル結果と比較を行い、整合性を確認することができた。

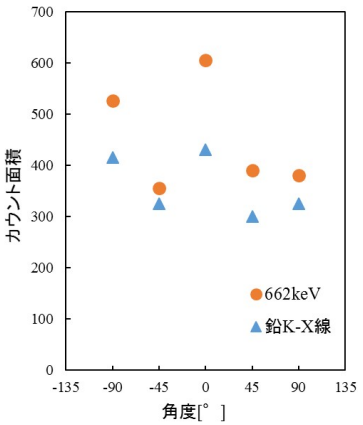


Fig.1 飛来方向とカウント面積

* Masayuki Umeda [1], Yutaro Aoki [1], Toshiharu Sakura [2], Mitsumasa Taguchi[3], Kazufumi Taniguchi[4] and Takeyoshi Sunagawa[1]
[1] Fukui Univ. of Tec., [2] Nuclear Technology Inc., [3]QST,[4]CHIYODA Technol Corp.

長寿命ベータ崩壊核種の短寿命化

Shorten the Decay Time of Long-lived β-decay Nuclei

*谷口良一[1]、白井志樹[1]、伊藤憲男[1]、宮丸広幸[1]、小嶋崇夫[1]、岡本賢一[1]、辻本　忠[2]
[1]大阪府立大学放射線研究センター,　[2]安全安心科学アカデミー

Cs-137 による環境汚染問題の解決をめざして長寿命β核種の短寿命化の検討を行っている。本研究では、半減期 1000 億年の La-138 を試料としてγ線照射、電子線照射を行い、短寿命化の評価を行っている。
キーワード：核励起、β崩壊、短寿命化

[原理]　β崩壊は崩壊前の原子核の状態と崩壊後の状態によって崩壊確率が決まるとされている。ただし核の内部構造の大半が不明であることから主要な状態因子である核スピンとパリティを用いて統計的に議論されているのが現状である。表１に測定例を示す。表の右端の log(ft) はβ崩壊のエネルギーと半減期を乗じた値の常用対数値で、β崩壊の確率を示している。パリティもスピンも変化しない遷移が最も起こり易く、変化の度合いが大きいほどβ崩壊は起こりにくくなる。図１は今回、研究対象としている La-138 の崩壊図である。La138 は天然 La の 0.09%を占める同位体であるが、半減期 1000 億年という超長寿命核である。崩壊は分岐しているが、どちらもスピン変化３であり、第 3 禁制遷移に分類される。ところが La-138 には低エネルギーの核レベルが多く存在し、これらに励起した場合は禁制度が劇的に下がり、許容遷移あるいは超許容遷移になる。この結果、半減期は 1 時間以下になると予想される。核レベルの寿命が測定されているのは第一励起レベルのみであるが、約 0.1μsec と比較的長い。

表１　原子核パラメータとベータ崩壊確率の関係

	スピン変化	パリティ変化	log(ft)
超許容遷移	0	なし	3.5±0.2
許容遷移	0,±1	なし	5.7±1.1
第１禁制遷移	0,±1	あり	7.5±1.5
第２禁制遷移	±2	なし、あり	12.1±1
第３禁制遷移	±3	あり	18.2±6

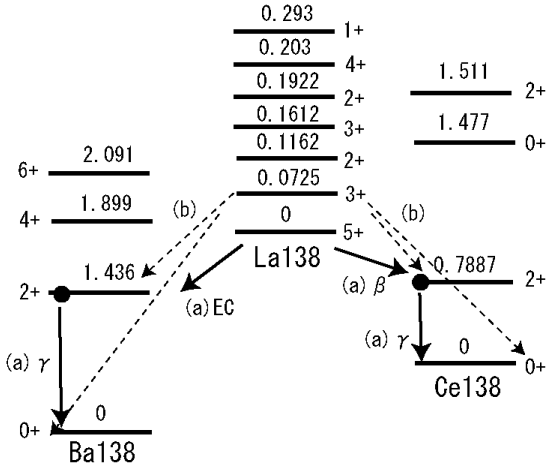


図１　La-138 のβ崩壊図

[実験]　現在 La を府立大学が所有するコバルト線源で照射しているが若干の変化を観測している。今後、8MeV 程度の電子線、X 線照射も行う予定である。

本研究の一部は平成 28-29 年度科学研究費助成金による。

[参考文献]　1)「La 中に含まれるアクチニウム系列核種の分析」白井志樹、宮丸広幸、伊藤憲男、岡本賢一、谷口良一、第 54 回アイソトープ放射線研究発表会要旨集（2017 年７月、東京）p28

*Ryoichi Taniguchi[1], Motoki Shirai[1], Norio Ito[1], Hiroyuki Miyamaru[1], Takao Kojima[1], Ken-ichi Okamoto[1] and Tadashi Tsujimoto[2],
[1]Radiation Research Center, Osaka Prefecture University, [2]Reassurance Science Academy

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：202-2 Radiation Physics, Radiation Detection and Measurement

Fri. Sep 15, 2017 2:45 PM - 3:50 PM JST | Fri. Sep 15, 2017 5:45 AM - 6:50 AM UTC | Room L N302 - N Block

[3L10-13] Nuclear Material Analysis (Technology)

Chair:Ryoichi Taniguchi (OPU)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[3L10] Space-time-energy distribution analysis of the neutron in the delayed gamma ray measurement system using a 14MeVD-T neutron source

*Jun Takamine[1], Fabiana Rossi[1], Rodriguez Chase Douglas[1], Mitsuo Koizumi[1], Michio Seya[1] (1. Integrated Support Center for Nuclear Nonproliferation and Nuclear Security)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[3L11] R&D of differential die-away system for nuclear non-proliferation and nuclear security

*akira ohzu[1], makoto maeda[1], masao komeda[1], yosuke toh[1] (1. JAEA)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[3L12] Development of neutron scintillator detector and neutron measurement technique under high gamma dose environment

*Youichi Sakuragi[1], Keiichi Yoshiwaka[1], Kentaro Fukuda[2], Yuichi Ikeda[2], Akifumi Koike[3], Kenichi Watanabe[4] (1. TEPCO Holdings, Inc., 2. Tokuyama Corporation, 3. ANSeeN Inc., 4. Nagoya University)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[3L13] Consideration of remote nuclear waste monitoring by neutrino observation

*Kyohei Nakajima[1], Izumi Ogawa[1], Yoichi Tamagawa[1] (1. University of Fukui)

3:45 PM - 3:50 PM JST | 6:45 AM - 6:50 AM UTC

Time reserved for Chair

14MeVD—T 中性子源を用いた遅発ガンマ線測定システムにおける中性子の時間・空間・エネルギー分布解析

Space-time-energy distribution of neutron in a delayed gamma ray measurement system with a 14-MeV D-T neutron source

*高峰 潤，ロッシ ファビアナ，ダグラス ロドリゲズ，小泉 光夫，瀬谷 道夫
日本原子力研究開発機構

原子力機構では、小型パルス D-T 中性子を用いた遅発ガンマ線分析法の開発を進めており、その一環として装置の減速体を最適化するために、中性子束分布についてシミュレーションを用いた研究を進めている。

キーワード：遅発ガンマ線，核不拡散，14MeV 中性子，中性子減速材，モンテカルロシミュレーション

1. 緒言

核燃料物質の中でも使用済燃料や超ウラン元素を含む新燃料材料等は高い放射能を含み、これがバックグラウンドとなるため、非破壊測定による検認測定は確立されていない。我々は、そのような試料を非破壊測定するため、D-T 中性子源を用いたアクティブ法による手法の研究開発を進めている。遅発ガンマ線分析法（DGA）はその技術の一つで、核物質中に含まれる核分裂性核種の組成比を測定する技術である。DGA 測定での分析を行うためには、高速中性子による核反応を少なくし、熱中性子による核反応を増やす必要があり、装置に導入する減速体を最適化する必要がある。本研究では、概念設計を行うため、図 1（左）に示すような簡易モデルを導入し、減速材に比較的導入が容易な、タングステン、高密度ポリエチレン（HDPE）、グラファイトの 3 つの物質を組み合わせ、シミュレーションを行った。

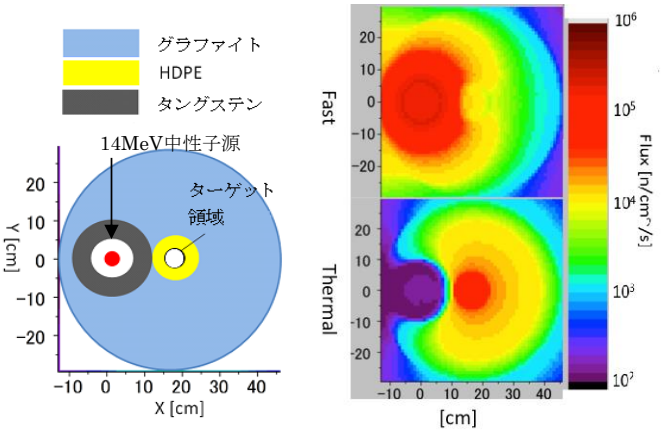


図 1　減速体シミュレーションモデル（左）と　高速及び熱中性子束の空間分布(右)

2.　結果・考察

計算結果を図 1（右）に示す。高速中性子の分布では、タングステン領域で中性子束が極大になっており、ターゲット領域では減少している。反対に、熱中性子の分布では、ターゲット領域内で極大となっている。これは、減速材に用いた材料が有効に機能した結果で、DGA 測定に適した減速材配置になっていることを示している。また、中性子エネルギーを実際に測定することは困難なので、実験的に本減速体の有効性を示すには、He-3 検出器等を用いて中性子束の時間変化を測定するのが有効であると考えた。そこで、シミュレーションによってターゲット領域内の熱中性子時間変化について調べた。その結果、ポリエチレン領域が寄与する減衰が早い成分と、グラファイト領域が寄与する減衰が遅い成分が現れることが分かり、実験によって本減速体の有効性を確認できることがわかった。これらの結果から本減速体が DGA に適しており、それを実験的に確認できることが分かった。本減速体モデルを元に実験装置用に詳細設計を進め、実証実験を進めていく予定である。

*Jun Takamine, Fabiana Rossi, Douglas Chase Rodriguez, Mitsuo Koizumi and Michio Sya
Japan Atomic Energy Agency.

核不拡散・核セキュリティ用ダイアウェイ時間差分析装置の開発

R&D of differential die-away system for nuclear non-proliferation and nuclear security

*大図 章[1], 前田 亮[1], 米田 政夫[1], 藤 暢輔[1]
[1]原子力機構

核不拡散・核セキュリティ分野における核燃料物質測定技術の向上に資するため、アクティブ中性子法による非破壊測定装置の開発を実施している。その研究の一環として、ダイアウェイ時間差分析システムを用いた核燃料物質の検出下限を評価した結果、Pu-239 の質量として 10mg まで測定可能であることが分かった。

キーワード：アクティブ中性子法、NDA、DDA、核不拡散、核セキュリティ、核燃料、シミュレーション

1. 緒言

核変換用 MA-Pu 燃料等の高線量核物質の測定法は確立されておらず、核不拡散・核セキュリティ上の課題となっている。原子力機構では、アクティブ中性子法による非破壊測定技術に関する研究開発によってこの課題に取り組んでおり、ダイアウェイ時間差分析(DDA)法の一種である高速中性子直接問いかけ(FNDI)法を用いた測定装置開発を実施している[1]。本報では、製作した DDA 測定部の基本性能評価として、検出下限評価のための MCNP を用いたシミュレーションと MOX 燃料を用いた試験結果について報告する。

2. 試験装置

図 1 に DDA 測定部の(a)垂直、(b)水平断面の概略図を示す。測定部のサンプルキャビティ(内寸：高さ約 60cm、幅 65cm、長さ 50cm)は、厚さ 5cm のステンレス板に囲まれ、その外側には、図に示すようにステンレスとポリエチレン板（共に厚さ 15cm）の二層の遮蔽体が設置されている。キャビティ内部には、中性子発生管、He-3 中性子検出器バンク、イールドモニター、及び厚さ 6cm の円筒形の HDPE 製モデレータが周囲に装備されたサンプル容器（バイアル瓶：直径約 2.6cm、高さ 4cm)が配置されている。

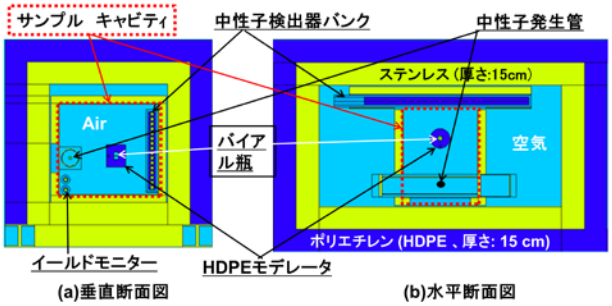


図 1　DDA 測定部の概略図

3. 試験結果

図 2 に、バイアル瓶内に Pu 酸化物試料(Pu-239：10mg)を封入した場合と Pu 酸化物試料が無い場合の中性子時間スペクトルをシミュレーション結果と合わせて示す。これらの結果より、これまでのシミュレーションで予測したように DDA 測定部では Pu-239 質量 10mg まで測定可能であることが確認できた。

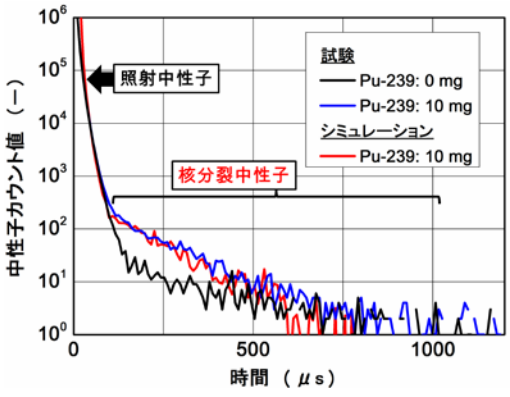


図 2　中性子時間スペクトル

謝辞：本研究開発は、文部科学省「核セキュリティ強化等推進事業費補助金」事業の一部である。

参考文献　[1]大図他、原子力学会 2017 春 2D17

*Akira Ohzu[1], Makoto Maeda[1], Masao Komeda[1], Yosuke Toh[1]
[1]JAEA

高ガンマ線量環境下で使用できる中性子シンチレーター素子および中性子測定技術の開発

Development of neutron scintillator detector and neutron measurement technique under high gamma dose environment

*桜木　洋一[1]，吉川　慶一[1]，福田 健太郎[2]，池田 祐一[2]，小池 昭史[3]，渡辺 賢一[4]
[1]東京電力 HD，[2]トクヤマ，[3]ANSeeN，[4]名古屋大学大学院

高ガンマ線環境下で中性子を測定する技術として、LiF/Eu 添加(Eu:)CaF_2 共晶体と光ファイバーを組み合わせた素子および、光ファイバー内のチェレンコフ光に起因するノイズ影響を緩和する機構を開発し、複数のガンマ線強度条件下での中性子弁別性能を検証した。

キーワード：中性子シンチレーター

1. 緒言

福島第一原子力発電所の廃炉作業では、燃料デブリの所在の特定や、燃料デブリを取り出す際の臨界管理を適切に行う必要がある。そのためには小型で中性子検出感度が高く、かつ高ガンマ線量下でも使用できる中性子検出器が有効と考えられる。本研究では LiF/Eu:CaF_2 共晶体と光ファイバーを組み合わせた素子を開発し、高ガンマ線環境での中性子弁別性能の評価を行った。

2. 検出器概要

検出器は素子、光ファイバー、光電子増倍管、多チャンネル波高分析器で構成される。素子は透明樹脂の小球の表層部に LiF/Eu:CaF_2 共晶体の微粒子を分散させたもので、外周を拡散反射材で覆っている（図 1)。素子の内部で発した光子を光ファイバーで伝送し、光電子増倍管によって電気信号に変換し、信号増幅を行った後に LiF/Eu:CaF_2 共晶体の信号を計数処理して波高分布を取得する構成とした。高ガンマ線環境下では光ファイバー内のチェレンコフ光が影響するが、チェレンコフ光の発光は二次電子が光ファイバー内を通過する時間に限られ、LiF/Eu:CaF_2 共晶体の蛍光時間（概ね 1μ sec）に比べて極めて短いことから、 発光時間の違いを利用して多チャンネル波高分析器の手前でローパスフィルターを通過させることで、チェレンコフ光の影響を緩和する機構も開発した。

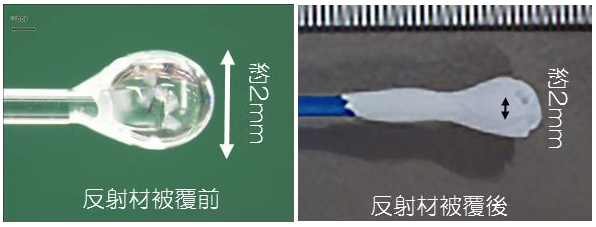


図1　素子外観

3. 実験・結果

名古屋大学コバルト 60 照射室で検出素子をガンマ線、熱中性子を照射して計数測定を行った。ガンマ線のみ、ガンマ線＋中性子のヒストグラムのうち、乖離が顕著なチャンネルのカウントの積算値をそれぞれ C_γ、$C_{\gamma+n}$ として $C_{\gamma+n} - C_\gamma > 3\sqrt{C_\gamma}$※を中性子弁別の成功との判定基準を設け、複数のガンマ線、中性子強度における中性子の弁別可否をサーベイした（図 2)。100Gy/h 程度のガンマ線環境でも 1nv 程度の微弱な中性子が弁別可能であることを確認した。※$3\sqrt{C_\gamma} > C_{\gamma+n} - C_\gamma > \sqrt{C_\gamma}$：△弁別限界

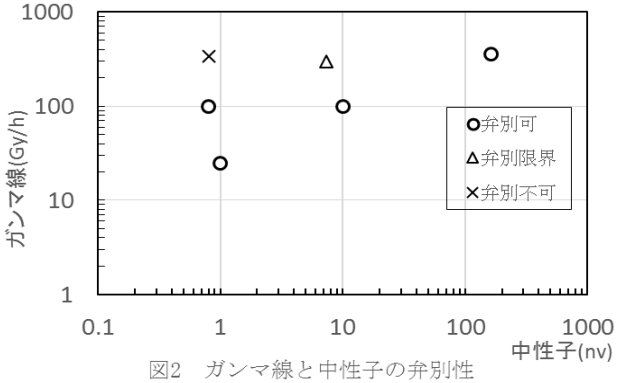


図2　ガンマ線と中性子の弁別性

*Youichi Sakuragi[1]、 Keiichi Yoshiwaka[1]、 Kentaro Fukuda[2]、 Yuichi Ikeda[2]、 Akifumi Koike[3]、 Kenichi Watanabe[4]
[1]TEPCO Holdings, Inc.、 [2]Tokuyama Corporation、 [3]ANSeeN Inc.、 [4]Nagoya University

ニュートリノ観測による核廃棄物遠隔モニタリングの検討

Consideration of remote nuclear waste monitoring by neutrino observation

*中島 恭平[1], 竹内 啓人[1], 小川 泉[1], 玉川 洋一[1], 戸澤 理詞[1]

[1]福井大学

地層処分された高レベル放射性廃棄物が安定してその場に保管されていることを確認する手段として、全く新しいニュートリノ観測による遠隔モニタリングの可能性を考案し、その可能性について検討を行った。

キーワード：核廃棄物, 高レベル放射性廃棄物、地層処分、ニュートリノ観測, 遠隔モニタリング

1. 緒言

使用済燃料から発生した高レベル放射性廃棄物の処分方法として、地下数 100m に保管する地層処分が検討されている[1]。地層処分は数万年という長期にわたって廃棄物が安定して保管されるという保証の元に行われるものであるが、実際に保管状況を確認可能な手段を確立しておくことは、将来的に発生しうる社会的要請に応えるためにも、その意義は大きい。

保管状態を遠隔モニタリングする方法として、廃棄物から発生するニュートリノを観測する方法を検討した。ニュートリノは物質と反応しにくいため、周囲の物質に遮蔽されることなく検出器まで飛来する。現在国内に保有されるガラス固化体を一箇所に集めた場合、どの程度ニュートリノが発生しているか、また現実的にモニタリング可能な反応数が得られるかといった見積もりを行った。

2. 方法

ニュートリノは高レベル放射性廃棄物中核種が β 崩壊した際に発生する。ニュートリノ反応数を計算するためには、まず核廃棄物から発生するニュートリノフラックスの計算を行う必要がある。これを求めるために、核種生成崩壊コード ORIGEN を用い、廃棄物中の核種および放射能を時間ごとに計算した。各核種からのニュートリノスペクトルは、放射線反応コード Geant4 を用いて計算を行った。

ニュートリノは逆 β 崩壊により観測を行うため、ターゲットである陽子を多く含む有機シンチレータをモデルとした。検出器サイズ、核廃棄物からの距離を仮定することで、処分後の時間ごとにどの程度のニュートリノ数が得られるかを算出する。

3. 結論

実際に稼働している検出器サイズと同等である液体シンチレータ 1kton を廃棄物保管場所から距離 100m に設置した場合、最初の 100 年間は 1 日あたり 10 個程度のニュートリノが観測されることが判明した。10 日程度の観測で、廃棄物量が 10%以上変動するようなケースを捉えることが可能であることが判明した。

参考文献

[1] 資源エネルギー「高レベル放射性廃棄物の処分について」(2013)
http://www.meti.go.jp/committee/sougouenergy/denkijigyou/houshasei_haikibutsu/pdf/25_01_s01_00.pdf

---

*Kyohei Nakajima[1], Hiroto Takeuchi[1], Izumi Ogawa[1], Yoichi Tamagawa[1] and Masashi Tozawa[1]

[1]University of Fukui

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：202-2 Radiation Physics, Radiation Detection and Measurement

Fri. Sep 15, 2017 3:50 PM - 4:55 PM JST | Fri. Sep 15, 2017 6:50 AM - 7:55 AM UTC | Room L N302 - N Block

[3L14-17] Nuclear Material Analysis (Debris Weighing Management)

Chair:Akira Kuwahara (JAEA)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

[3L14] Characterization Study of Candidate Technologies for Nuclear Material Quantification in Fuel Debris at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station II

(1)General Outline

*Taketeru Nagatani[1], Masao Komeda[1], Tomooki Shiba[1], Yasushi Nauchi[2], Hiroshi Sagara[3], Yoshihiro Kosuge[4], Noriko Miyaji[1], Keisuke Okumura[1] (1. JAEA, 2. CRIEPI, 3. TIT, 4. NESI)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[3L15] Characterization Study of Candidate Technologies for Nuclear Material Quantification in Fuel Debris at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station II

(2)Passive Neutron Technique

*Takayoshi Nohmi[1], Taketeru Nagatani[1], Yoshihiro Kosuge[2], Hideo Shiromo[1], Takashi Asano[1] (1. JAEA, 2. NESI)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[3L16] Characterization Study of Candidate Technologies for Nuclear Material Quantification in Fuel Debris at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station II

(3)Passive Gamma Method

*Tomooki SHIBA[1], Hiroshi SAGARA[2], Hirofumi TOMIKAWA[1] (1. JAEA, 2. Tokyo Tech)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[3L17] Characterization Study of Candidate Technologies for Nuclear Material Quantification in Fuel Debris at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station II

(4)Active Gamma Method

*Yasushi Nauchi[1] (1. CRIEPI)

4:50 PM - 4:55 PM JST | 7:50 AM - 7:55 AM UTC

Time reserved for Chair

福島第一原子力発電所における燃料デブリ中の核燃料物質定量に関する候補技術の特性研究Ⅱ　－（１）全体概要 －

Characterization Study of Candidate Technologies for Nuclear Material Quantification in Fuel Debris at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station II　- (1) General Outline-

*長谷　竹晃[1]、米田　政夫[1]、芝　知宙[1]、名内　泰志[2]、相樂　洋[3]、小菅　義広[4]、
宮地　紀子[1]、奥村　啓介[1]
[1]原子力機構、[2]電中研、[3]東工大、[4]NESI

原子力機構、電中研及び東工大は、福島第一原子力発電所における燃料デブリ中の核燃料物質定量のため、非破壊測定技術開発を行っている。

キーワード：福島第一原子力発電所、燃料デブリ、核燃料物質定量、非破壊測定

1. 緒言

非破壊測定により、燃料デブリ中の核燃料物質を正確に定量することは難しい。これは、マイナーアクチニド及び核分裂生成物を含む使用済み燃料の測定が困難であることに加え、燃料デブリ中には、構造材、制御棒及びコンクリートがなど混入し、これらの構成比が変動するとともに、水分含有率・燃料デブリの配置位置が収納容器毎に変動することにより、収納容器毎に中性子・γ線の計測条件が変化するためである。我々は、パッシブ中性子法、パッシブγ法、アクティブ中性子法、アクティブγ法を候補技術として、不確かさのより小さい測定技術の選定・信頼性確保に向けた複数の技術の組み合わせの検討のため、計算コードにより、候補技術の特性研究を開始した。本報告は、２０１７年春の年会の報告に続くものである。

2. 本研究の概要

本研究では、燃料デブリ及び収納容器の共通シミュレーションモデルを開発し、これを計算コードによる候補技術の適用性（適用範囲や不確かさなど）の評価に用いることにより、候補技術間の比較を可能としている。前述の通り、燃料デブリの組成・配置には多様性があり、これが評価を複雑にする。よって、我々は、「組成の変動に起因する不確かさ」・「配置の変動に起因する不確かさ」に分類し、個別に評価した。

「組成の変動に起因する不確かさ」については、簡易な均質モデル（収納容器内で燃料デブリと水が均質に混合している状態）を用い、一つの構成物質（照射後燃料、構造材、制御棒など）の量のみを変動させることにより評価した。この結果については、２０１７年春の年会にて報告した。[1]

続いて、我々は、「配置の変動に起因する不確かさ」の評価にあたり、実際の燃料デブリの配置を模擬した不均質モデルを開発した。燃料デブリは、取り出し時に、切り出され、塊状で容器に収納されることが想定される。このため、収納容器内の空間を単一セルにてセグメント化し、各単一セルにマテリアル（照射後燃料、構造材、水など）をランダムに配置することにより、燃料デブリを模擬した。図１に不均質モデルのイメージを示す。組成を維持しつつ、マテリアルをランダムに配置したモデルを複数作成し、これを用い各技術の測定値のばらつきを「配置の変動に起因する不確かさ」として評価した。併せて、不均質モデルに対する「組成の変動に起因する不確かさ」及び「計数値のばらつきに起因する不確かさ」などについても評価し、これらを合算することより、各技術の総合的な不確かさを推定した。

さらに、不均質モデルを応用し、燃料デブリ特有の課題として想定される、燃焼度の混在の影響について評価を行った。炉内には、集合体バッチ毎の燃焼日数の違いにより、燃焼度が異なる照射後燃料が存在する。このため、一つの収納容器内の燃料デブリ中には、様々な燃焼度の照射後燃料が混在する恐れがあり、これは、特にセシウム等から放出されるγ線計測による燃焼度推定手法の誤差要因となりうる。このため、不均質モデルの照射後燃料セルに、６種類の燃焼度の照射燃料をランダムに配置し、「燃焼度の混在に起因する不確かさ」を評価した。

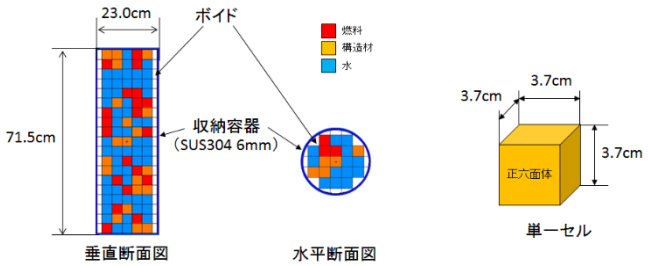


図１　不均質モデルのイメージ

参考文献

[1] 長谷竹晃他、福島第一原子力発電所における燃料デブリ中の核燃料物質定量に関する候補技術の特性研究（１） -全体概要-、２０１７年春の年会

---

* Taketeru NAGATANI[1], Masao KOMEDA[1], Tomooki SHIBA[1], Yasushi NAUCHI[2], Hiroshi SAGARA[3], Yoshihiro KOSUGE[4], Noriko MIYAJI[1], Keisuke OKUMURA[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency (JAEA), [2]Central Research Institute of Electric Power Industry (CRIEPI), [3]Tokyo Institute of Technology (Tokyo Tech), [4]NESI

福島第一原子力発電所における燃料デブリ中の核燃料物質定量に関する候補技術の特性研究Ⅱ （２）パッシブ中性子法

Characterization Study of Candidate Technologies for Nuclear Material Quantification in Fuel Debris at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station II (2) Passive Neutron Technique

*能見 貴佳[1]，長谷 竹晃[1]，小菅 義広[2]，白茂 英雄[1]，浅野 隆[1]
[1]原子力機構，[2]NESI

福島第一原子力発電所における燃料デブリ中の核燃料物質定量に関する候補技術の特性研究の一環として、パッシブ中性子法の適用性をシミュレーションにより評価した。

キーワード：福島第一原子力発電所、燃料デブリ、核燃料物質定量、非破壊測定

1. 緒言

原子力機構プルトニウム燃料技術開発センターでは福島第一原子力発電所における燃料デブリ中の核燃料物質（Pu 及び U）定量技術へのパッシブ中性子法の適用性評価を実施している。本件については、第 1 回目として 2017 年春の年会にて、均質モデルを用いた「組成の変動に起因する不確かさ」の評価結果[1]を報告しており、本報告では、第 2 回目として不均質モデルを用いて「パッシブ中性子法の総合的な不確かさ」を推定した結果について報告する。

2. パッシブ中性子法による燃料デブリ中の核燃料物質の定量手法の原理

燃料デブリから放出される主要な中性子は Cm-244 由来であるため、Pu 及び U 由来の中性子を選択的に測定し、その量を直接的に評価することは困難である。このため、燃料デブリを対象としたパッシブ中性子法では中性子同時計数値と Cm-244 実効質量※の相関関係を利用し、中性子同時計数値を測定することにより Cm-244 実効質量を定量し、γ線計測等により得られた燃料組成情報（Cm-244/Pu 比など）と組み合わせ、間接的に Pu 及び U 量を定量する。また、燃料デブリには、中性子増倍効果の他、Gd-155,157,B-10 などの中性子吸収効果があることにより、中性子同時計数値と Cm-244 実効質量の相関関係が著しく低下するため、この補正に Differential Die-away Self-Interrogation（DDSI）法[2]を用いる。

※ 自発核分裂性核種(Pu-238、Pu-240、Pu-242 及び Cm-244)の量を中性子発生割合で Cm-244 量に換算した値

3. 不均質モデルを用いた「パッシブ中性子法の総合的な不確かさ」の評価

収納容器内の空間を単一セルにてセグメント化し、各単一セルにマテリアル（照射後燃料、構造材、水など）をランダムに配置することで実際の燃料デブリを模擬した不均質モデルを用いてシミュレーションを行い、以下の 3 つの不確かさを評価し、それらを合算することで、「パッシブ中性子法の総合的な不確かさ」を推定した。

- 「配置の変動に起因する不確かさ」: 組成を維持しつつ、マテリアルをランダムに配置した 20 モデルを評価することにより確認された Cm-244 実効質量のばらつき
- 「組成の変動に起因する不確かさ」: 不均質モデルにおける Cm-244 実効質量のモデル値（真値）と解析値の相対差（組成の変動パラメータについては、均質モデルを用いた評価の際に、比較的大きな不確かさが確認されたモデルに限定）
- 「計数値のばらつきに起因する不確かさ」: 測定時間 20 分を想定した場合における中性子計数値のばらつきに起因する Cm-244 実効質量のばらつき

これらの評価の結果、「パッシブ中性子法の総合的な不確かさ」は、湿式貯蔵では最大約 8%、乾式貯蔵では最大約 4%となった。このうち、「配置の変動に起因する不確かさ」及び「計数値のばらつきに起因する不確かさ」は、それぞれ、3%以下及び 0.3%以下と比較的小さく、「組成の変動に起因する不確かさ」のうち水分含有率の変動が約 7%と主要な不確かさの要因であることを確認した。このことから、本手法は、乾式貯蔵への適用性が高く、湿式貯蔵のように収納容器内の水分含有量が変動する場合には、比較的大きなバイアスが発生する恐れがあるため、注意が必要である。

上記の「パッシブ中性子法の総合的な不確かさ」は、Cm-244 実効質量定量に対するものであり、Pu 及び U 定量には、これに加え、γ線計測などにより得られる燃料組成の不確かさが加算される。また、実際の測定には検出器の校正が必要となるが、燃料デブリを模擬した標準試料を準備することが難しいため、校正の不確かさが増大する恐れもある。このため、実測とシミュレーションを組み合わせるなど校正の不確かさを最小とするための手法の検討が今後の課題である。

[1] 能見 貴佳 他，日本原子力学会「2017 春の年会」2D19
[2] Alexis C. Trahan et al. “Characterization Measurements with the Differential Die-Away Self-Interrogation Instrument,” Proceedings of the 55th Annual Meeting of the Institute of Nuclear Materials Management (2015)

*Takayoshi Nohmi[1], Taketeru Nagatani[1], Yoshihiro Kosuge[2], Hideo Shiromo[1] and Takashi Asano[1]
[1]JAEA, [2]NESI

福島第一原子力発電所における燃料デブリ中の核燃料物質定量に関する候補技術の特性研究Ⅱ　－（3）パッシブガンマ法 －

Characterization Study of Candidate Technologies for Nuclear Material Quantification in Fuel Debris at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station II　- (3) Passive Gamma Technique-

*芝　知宙[1]，相楽　洋[2]，富川　裕文[1]
[1]原子力機構，[2]東工大

福島第一原子力発電所（1F）における燃料デブリ中の核燃料物質定量に関する候補技術の特性研究の一環として開発された燃料デブリおよびその収納容器の共通モデルを使い、パッシブガンマ法の適用性をシミュレーションするための解析手法を開発した。

キーワード：福島第一原子力発電所、燃料デブリ、γ線測定、数値シミュレーション

1. 緒言

1F の燃料デブリ中の核燃料物質量を評価するために、原子力機構・核不拡散センターは、これまでにパッシブγ法を用いた定量手法を開発してきた。燃料デブリでは、核分裂生成物（FP）からのγ線が支配的であるため、プルトニウム（Pu）等から放出されるγ線の直接測定は困難である。本手法では、燃料溶融過程においても、揮発性が小さく、核燃料物質と随伴し、高強度・高エネルギーγ線を放出する FP 核種である Eu-154 などを計測し、計算により求めた Pu/Eu 比等により核燃料物質量を間接的に評価する。本報では長谷らが開発した共通モデルのランダムにデブリが配置されたパターンを用いて[1]、配置の不確かさに起因するパッシブγ法の応答のばらつきを評価するための、3 次元の収納缶漏洩γ線シミュレーション手法を開発した。

2. 解析手法の開発

解析には連続エネルギーモンテカルロコード MCNP を用いる。必要となるγ線源の作成には、現在核不拡散センターで開発が進められている、簡便かつ正確なシミュレーション用γ線源作成手法[2]を用いた。これは、ベースラインを構成するスペクトルは ORIGEN2 コードの 18 群形式で評価し、対象 FP から出る線スペクトルは ENSDF データを参照するものである。本共通モデルでは、燃焼度の違うデブリが 6 種類存在するため、それぞれの燃焼度に対してガンマ線源を作成し、不均質配置のそれぞれの燃焼度のセルからガンマ線が放出されるようにガンマ線強度を評価した。回転の模擬および計算効率を上げるために、収納缶の周り 10 度毎に検出器を配置した。図 1 に、シミュレーション体系の平面図を示す。

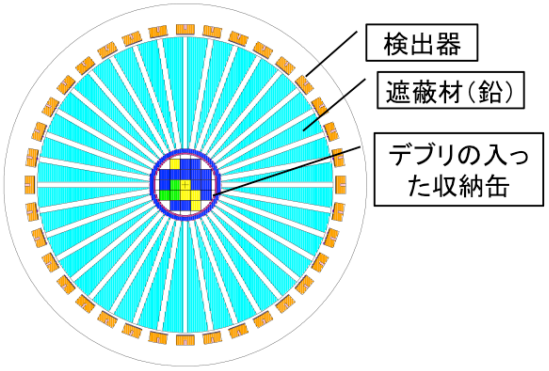


図 1　シミュレーション体系

3. 結言

収納容器内に燃料デブリをランダムに配置した体系に対しパッシブガンマ法の適用性をシミュレーションするための解析手法を開発した。今後は開発した手法を用いて、パッシブγ法の適用性を評価していく。

参考文献

[1] 長谷他、福島第一原子力発電所における燃料デブリ中の核燃料物質定量に関する候補技術の特性研究Ⅱ -（1）全体概要-、2017 年秋の大会
[2] T. Shiba et al., submitted to Energy Procedia

*Tomooki Shiba[1], Hiroshi Sagarai[2] and Hirofumi Tomikawa[1]
[1] JAEA, [2] Tokyo Tech

福島第一原子力発電所における燃料デブリ中の核燃料物質定量に関する候補技術の特性研究Ⅱ －（４）アクティブガンマ法 －

Characterization Study of Candidate Technologies for Nuclear Material Quantification in Fuel Debris at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station II - (4) Active Gamma Method-

*名内　泰志[1]
[1]電中研

収納容器内に燃料デブリをランダムに配置した体系に対し中性子照射時のγ線波高応答を計算した。
キーワード：燃料デブリ、核燃料物質定量、非破壊測定、中性子照射γ線スペクトル測定

1. 緒言 電中研では収納容器に回収した燃料デブリの核物質量を推定する手法として、^{238}U、^{240}Pu の存在が確認できる中性子照射γ線スペクトル測定(NIGS)を開発している[1]。燃料デブリは収納容器中でジルカロイやステンレス等の構造材、水とともにランダムに配置する。本報告では配置の不確かさに起因する NIGS の応答のばらつきを評価するため、3 次元数値シミュレーションを実施した。

2. 計算シミュレーションの概要 燃料の組成や燃料：構造材：水の比の異なる 10 条件(表 1)に対し、燃料、構造材、水の 1 辺 3.7cm の立方体を収納容器中にランダムに配置したモデル体系を 20 個ずつ作成した[2]。鉛直方向は 19 層である。各条件は収納容器の内外に水のある湿式と、水のない乾式に大別され、燃料集合体の平均組成を標準として、標準から吸収材含有量や燃焼度、あるいは水密度を変化させて設定した。これらのモデル体系に対して NIGS の応答を計算した。NIGS では収納容器の外から中性子を照射し、照射箇所から発生するγ線をコリメータを通して Ge 検出器等で測定する。検出器の視野に入る領域は鉛直方向 3 層程度である。(図 1 参照)。燃料デブリの核反応を増やすため、d-D 中性子源をコリメータ中心軸に配置した。容器を 3.7cm 毎に昇降させ、上下端を除く 17 層に対して MCNP で 1.85cm×1.85cm×3.7cm の計算メッシュ毎に核分裂・中性子捕獲反応率を計算した。次に文献[3][4]に従ってγ線のスペクトルを決定し、そのγ線の検出器までの輸送計算を行い、最後に検出器内部のγ線-電子輸送計算でγ線波高応答を評価した。

3. 結果 17 層の計算値を合算した Ge 検出器波高応答の例を図 2 に示す。湿式、乾式条件に依らず ^{238}U からのγ線(4.060MeV)は明瞭だが、湿式では ^{240}Pu からのγ線((3.945MeV)はピーク部/平坦部の計数率比が大きくはない。乾式条件では計数率は小さいが、同計数率比は大きい。燃料デブリの 10 条件×20 個の配置モデルに対し、応答計算値から ^{240}Pu/^{238}U 捕獲反応率比を評価し、それらと中性子輸送計算による ^{240}Pu/^{238}U 捕獲反応率比を表 1 で比較した。^{240}Pu 成分が確認できない低燃焼度条件を除き、平均値は誤差 10%以内で合致しているが、湿式ではランダムな配置による標準偏差が大きい。この標準偏差にはピーク積分値の統計誤差の影響が大きいので、湿式条件での NIGS による ^{240}Pu/^{238}U 捕獲反応率評価精度向上にはピーク部/平坦部の計数率比の改善が重要と考えられる。一方、乾式条件については標準偏差も小さく、現状の測定条件でも有望である。

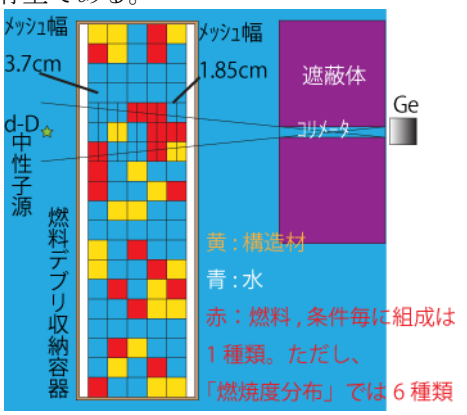


図 1: NIGS 応答の計算体系(湿式の例)

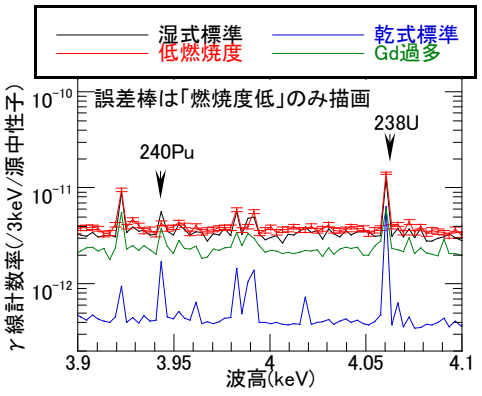


図 2 Ge 検出器の波高応答計算値

表 1 応答関数計算値に基づく ^{240}Pu/^{238}U 捕獲反応率比と中性子輸送計算値に基づく ^{240}Pu/^{238}U の比

条件	湿式							乾式		
	標準	^{10}B 過多	Gd 過多	低燃焼度	水密度 40%	水密度 60%	燃焼度分布	標準	Gd 過多	燃焼度分布
平均値	1.033	1.021	1.105	1.400	0.970	1.048	1.055	1.058	1.043	1.023
標準偏差	0.131	0.158	0.192	1.522	0.157	0.143	0.164	0.036	0.051	0.047
ピーク積分誤差	0.100	0.117	0.151	0.460	0.102	0.113	0.101	0.028	0.029	0.030

参考文献 [1]名内、2017 年春の年会予稿集 2D-22。[2] 長谷他、本シリーズ発表(1)。[3] J.M.Verbeke 他, UCRL-AR-228518、[4] J. K. Tuli, http://www.nndc.bnl.gov/capgam/

* Yasushi NAUCHI[1],
Central Research Institute of Electric Power Industry (CRIEPI)

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：402-1 Nuclear Materials and the Irradiation Behavior

Fri. Sep 15, 2017 10:50 AM - 11:55 AM JST | Fri. Sep 15, 2017 1:50 AM - 2:55 AM UTC | Room M N304 - N Block

[3M01-04] Advanced Material 1

Chair:Sosuke Kondo (Kyoto Univ.)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[3M01] R&D for introducing advanced fuels contributing to safety improvement of current LWRs

(1)Overview of project

*Shinichiro Yamashita[1], Seiichi Watanabe[2], Kazuki Kirimura[3], Kazuo Kakiuchi[4], Takao Kondo[5], Takashi Nozawa[6], Kan Sakamoto[7], Kazuyuki Kusagaya[8], Shigeharu Ukai[9], Akihiko Kimura[10] (1. JAEA, 2. MNF, 3. MHI, 4. Toshiba, 5. Hitachi-GE, 6. QST, 7. NFD, 8. GNF-J, 9. Hokkaido Univ., 10. Kyoto Univ.)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[3M02] R&D for introducing advanced fuels contributing to safety improvement of current LWRs

(2)FeCrAl-ODS steels for BWR fuel claddings

*Kan Sakamoto[1], Mutsumi Hirai[1], Shigeharu Ukai[2], Akihiko Kimura[3], Akifumi akifumi[4], Kazuyuki Kusagaya[5], Takao Kondo[6], Ikuo Ioka[7], Shinichiro Yamashita[7], Yoshiyuki Kaji[7] (1. NFD, 2. Hokkaido Univ., 3. Kyoto Univ., 4. Waseda Univ., 5. GNF-J, 6. Hitachi GE, 7. JAEA)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[3M03] R&D for introducing advanced fuels contributing to safety improvement of current LWRs

(3)SiC composite material for BWR

*Kazuo Kakiuchi[1], Hisaki Sato[1], Ryo Ishibashi[2], Takao Kondo[2], Ikuo Ioka[3], Shinichiro Yamashita[3], Yoshiyuki Kaji[3] (1. Toshiba, 2. Hitachi GE, 3. JAEA)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[3M04] R&D for introducing advanced fuels contributing to safety improvement of current LWRs

(4)SiC composite material for PWR

*Hideyuki Teshima[1], Seiichi Watanabe[1], Kenichiro Furumoto[1], Kazuki Kirimura[2], Yoshinori Yamakoshi[2], Ikuo Ioka[3], Shinichiro Yamashita[3], Yoshiyuki Kaji[3] (1. MNF, 2. MHI, 3. JAEA)

11:50 AM - 11:55 AM JST | 2:50 AM - 2:55 AM UTC

Time reserved for Chair

安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた研究開発 (1) 全体概要

R&D for introducing advanced fuels contributing to safety improvement of current LWRs
(1) Overview of project

*山下真一郎[1]，井岡郁夫[1]，根本義之[1]，白数訓子[1]，倉田正樹[1]，加治芳行[1]，深堀智生[1]，
渡部清一[2]，桐村一生[3]，垣内一雄[4]，近藤貴夫[5]，野澤貴史[6]
坂本寛[7]，草ヶ谷和幸[8]，鵜飼重治[9]，木村晃彦[10]，山路哲史[11]
[1]JAEA，[2]MNF，[3]MHI，[4]東芝，[5]日立 GE，[6]QST，[7]NFD，[8]GNF-J，[9]北大，[10]京大，[11]早大

軽水炉の安全性向上に資する新型燃料の技術基盤整備を目的に、事故耐性を高めた新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた研究開発プロジェクトを実施している。本シリーズ発表では、現在継続実施中のこのプロジェクトにおいて、平成 28 年度までに得られた代表的な成果を報告する。本発表においては、まず初めに本研究開発プロジェクトの全体について概要を説明する。

キーワード：軽水炉、安全性向上、事故耐性、燃料被覆管

1. 緒言

福島第一原子力発電所事故を教訓に、冷却材喪失等の過酷条件においても損傷しにくく、高い信頼性を有する新型燃料の開発への関心が高まり、世界中の多くの国々において事故耐性を高めた新型燃料の研究開発が開始された。我が国においても、2011 年以降に様々な関連のプロジェクトが立ち上がる中、本プロジェクトは、経済産業省資源エネルギー庁からの支援を受けたプロジェクトの一つとして、国内の軽水炉燃料設計、安全性評価、材料開発を実施してきた人材、解析ツール、ノウハウ、及び経験を十分に活かしつつ、新型燃料部材を既存軽水炉に装荷可能な形で設計・製造するために必要となる技術基盤を整備することを目的に 2015 年 10 月より開始された。

2. 成果概要

本プロジェクトが開始されて以降、現在までに得られている主要な成果として以下が挙げられる。まず 2015 年度においては、技術開発指標の目標を設定するために、**①各新型燃料候補材料の技術成熟度（TRL）整理表**を作成した。次に、新型燃料部材の要素概念が有する固有の性質を考慮し達成目標や技術課題の難易度が異なる複数の概念を横並びに評価した、**②技術課題マップ（AG: Attribute Guide）**を作成するとともに、TRL と AG を考慮し短中期と中長期の二つの観点で、**③各々の新型燃料候補部材の研究開発計画（R&D 計画）**を策定した。翌 2016 年度には、TRL、AG、R&D 計画をもとに、2015 年度からの継続として**④基礎データ及び新型燃料導入の影響・効果の評価結果**を拡充するとともに、本プロジェクトにおいて重要項目として位置付けている、**⑤米国試験研究炉（HFIR）を用いた材料照射試験**を 2017 年 2 月から開始した。2017 年度以降は、年度ごとのチェック&レビューを行うことで見直し・適正化を図っている R&D 計画に従い、着実かつ効率・効果的に新型燃料の技術基盤を整備していく予定である。

備考：本研究発表は、経済産業省資源エネルギー庁の平成２８年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備）の成果である。

---

*Shinichiro Yamashita[1], Ikuo Ioka[1], Yoshiyuki Nemoto[1], Noriko Shirasu[1], Masaki Kurata[1], Yoshiyuki Kaji[1], Tokio Fukahori[1], Seiichi Watanabe[2], Kazuki Kirimura[3], Kazuo Kakiuchi[4], Takao Kondo[5], Takashi Nozawa[6], Kan Sakamoto[7], Kazuyuki Kusagaya[8], Shigeharu Ukai[9], Akihiko Kimura[10], Akifumi Yamaji[11], [1]JAEA, [2]MNF, [3]MHI, [4]Toshiba, [5]Hitachi GE, [6]QST, [7]NFD, [8]GNF-J, [9]Hokakido U, [10]Kyoto U, [11]Waseda U

安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた研究開発 (2) BWR 用 FeCrAl-ODS 鋼

R&D for introducing advanced fuels contributing to safety improvement of current LWRs
(2) FeCrAl-ODS steels for BWR fuel claddings

*坂本　寛[1]，平井　睦[1]，鵜飼重治[2]，木村晃彦[3]，山路哲史[4]，草ヶ谷和幸[5]，
近藤貴夫[6]，井岡郁夫[7]，山下真一郎[7]，加治芳行[7]
[1]NFD，[2]北大，[3]京大，[4]早大，[5]GNF-J，[6]日立 GE，[7]JAEA

BWR 装荷を目標とした事故耐性の高い改良ステンレス鋼（FeCrAl-ODS 鋼）燃料被覆管の実用化開発を進めている。本発表では平成 28 年度に得られた成果の全体概要を紹介する。

キーワード：軽水炉、安全性向上、事故耐性、燃料被覆管

1. 緒言

事故耐性の高い BWR 燃料被覆管材料として FeCrAl-ODS 鋼を開発している。平成 27 年度は各種解析に必要な材料物性データを取得すると共に、現行材(Zry 材)を FeCrAl-ODS 鋼等に置換した各種解析により炉心の成立性、設計成立性の確保、事故及び過酷事故時における事故進展緩和効果を確認した(1)。本発表では、平成28年度に実施した照射試験を含むより総合的な取り組みにより得られた成果の概要を紹介する（詳細は別途、本学会にてシリーズ発表する）。

2. 成果概要

2-1. 既存軽水炉に装荷した場合の影響評価

平成 27 年度は、現行の Zry 製 9×9 燃料の燃料被覆管を FeCrAl-ODS 鋼に置換した場合を想定し、被覆管肉厚を約半分(0.35 mm)にすることで現行材と同程度の炉心の成立性、設計成立性が確保できる見通しを得た。平成 28 年度は、被覆管肉厚をさらに減肉(0.30 mm)することで、ウォータロッド、チャンネルボックスを FeCrAl-ODS 鋼に置換しても同程度の成立性が維持できることを確認した。安全解析では、平成 27 年度と異なるコードで解析を行い、コードに依存せず事故進展抑制効果が得られることを確認した。

2-2. 解析・評価に必要な材料物性データ等、欠落データ取得

現行の約半分の肉厚で 1 m 超の燃料被覆管（9×9 燃料）を製作し、製造性に問題がないことを確認した。また、被覆管材の集合組織を模擬した圧延板材を製作し、海外試験炉における中性子照射試験を開始した。さらに強度試験、高温水中腐食試験、溶接・接合試験や高温水蒸気酸化試験等の通常運転時から事故時までの適用性評価に必要となる各種物性データを取得し、軽水炉への適用性に問題がないことを確認した。

2-3. 照射試験計画の検討

燃料のふるまい解析に必要となる照射材の物性データを取得するため材料照射試験を計画して一部開始した。また、ふるまい解析の妥当性評価に必要となる模擬燃料棒の照射試験の計画を検討した。

(1) 坂本ら、「改良ステンレス鋼燃料被覆管の BWR 装荷に向けた研究開発」、1B07～1B13、原子力学会 2016 年秋の大会予稿集

備考：本研究発表は、経済産業省資源エネルギー庁の平成２８年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備）の成果である。

---

*Kan Sakamoto[1], Mutsumi Hirai[1], Shigeharu Ukai[2], Akihiko Kimura[3], Akifumi Yamaji[4], Kazuyuki Kusagaya[5], Takao Kondo[6], Ikuo Ioka[7], Shinichiro Yamashita[7], Yoshiyuki Kaji[7], [1]NFD, [2]Hokkaido U, [3]Kyoto U, [4]Waseda U, [5]GNF-J, [6]Hitachi GE, [7]JAEA

安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた研究開発
（3）BWR 用 SiC 複合材料

R&D for introducing advanced fuels contributing to safety improvement of current LWRs

(3) SiC composite material for BWR

*垣内 一雄[1]，佐藤 寿樹[1]，石橋 良[2]，近藤 貴夫[2]
井岡 郁夫[3]，山下 真一郎[3]，加治 芳行[3]
[1]東芝，[2]日立 GE，[3]JAEA

事故耐性を高めた新型燃料の既存軽水炉への導入に向けて BWR 燃料材料用 SiC 複合材料の開発を進めている。本発表では平成 28 年度に得られた成果の概要を紹介する。

キーワード：軽水炉、安全性向上、事故耐性、燃料被覆管、SiC

1. 緒言

事故耐性を高めた新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた研究開発として、BWR 用被覆管、チャンネルボックスへの適用を目指した SiC 複合材料の開発を進めている。本発表では、平成 28 年度に実施した成果の概要を紹介する（腐食試験及び過渡・LOCA 解析結果は本学会にて別途シリーズ発表する）。

2. 成果概要

2-1. 既存軽水炉に装荷した場合の影響評価

通常燃料ふるまいでは、SiC 被覆管の径方向スエリングを考慮した FEMAXI-7-SiC 版を用い、スエリングの影響を把握するとともに、ペレット被覆管ギャップ幅、プレナム体積、燃料棒寸法をパラメータとした解析を実施し、SiC 被覆管の燃料設計成立性について検討した。また、SiC のスエリング特性は、チャンネルボックスの曲がりに影響し、照射初期で顕著なチャンネル曲がりが発生するものの、燃焼に伴い曲がりは解消することが示唆された。

安全解析では、BWR 代表過酷事故の予備解析として、シビアアクシデントコードを用いた解析を実施し、SiC に置き換えることで水素発生量低減効果があることを確認した。また、過渡解析コード（TRACT^{TM}）を用いて仮想的に厳しい条件で負荷遮断時の過渡解析を行い、更に TRACT^{TM} と FEMAXI との連携解析を実施し、燃料棒の機械的特性を評価し、現行ジルカロイ被覆管と大きな違いがないことを確認した。

2-2. 材料物性データの取得

腐食特性として、種々の SiC の製造プロセス及び表面状態（コーティング）をもつ試験片に対し、溶存酸素濃度をパラメータとした高温腐食試験（温度：288℃、圧力：飽和蒸気圧以上）を実施し、腐食は製造プロセスに依存すること、及び高耐食性を有するコーティング材質について確認した。また、熱水力特性として、SiC 被覆管・チャンネルボックスの表面状態を模擬した試験片を用いた圧力損失試験（温度：20~60℃、圧力：常圧、流速：1~5m/s）を行い、SiC 表面性状が摩擦係数に与える影響を確認した。

2-3. 照射試験計画の検討

試験炉照射試験において確認すべき項目を抽出し、BWR 環境下における腐食特性、及びスエリングに起因したチャンネル曲がり特性に着目した照射試験計画を策定した。

備考：本研究発表は、経済産業省資源エネルギー庁の平成 28 年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備）の成果である。

---

*Kazuo Kakiuchi[1], Hisaki Sato[1], Ryo Ishibashi[2], Takao Kondo[2], Ikuo Ioka[3], Shinichiro Yamashita[3] and Yoshiyuki Kaji[3]
[1]Toshiba, [2]Hitachi GE, [3]JAEA

安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた研究開発 （4）PWR 用 SiC 複合材料

R&D for introducing advanced fuels contributing to safety improvement of current LWRs
(4) SiC composite material for PWR

*手島英行[1]，渡部清一[1]，古本健一郎[1]，桐村一生[2]，山越義規[2]，
井岡郁夫[3]，山下真一郎[3]，加治芳行[3]
[1]三菱原子燃料，[2]三菱重工業，[3]JAEA

既設 PWR に対し、事故耐性燃料被覆管材料として SiC 複合材を適用した場合の影響評価を実施している。本発表では、平成 28 年度に得られた成果の全体概要を紹介する。

キーワード：軽水炉、安全性向上、事故耐性、燃料被覆管

1. 緒言

事故耐性燃料の被覆管材料として有力な材料の一つである SiC 複合材の主な課題として、①材料・照射特性の把握、②燃料設計の成立性評価、③事故時安全性への影響評価、が挙げられる。本研究では、上述した①～③の課題解決を目的として、SiC 複合材被覆管を用いた炉外試験及び照射試験、燃料ふるまい・炉心特性及び事故時安全性の評価手法の開発並びに解析評価を計画・実施している。

2. 成果概要

2-1. 材料・照射特性の把握

本研究では、SiC 複合材に特徴的かつ燃料ふるまいへの影響が大きい特性を優先的に調査する計画としている。昨年度は炉外試験により熱伝導率測定、腐食試験を実施し、実用上問題はないことを確認した。

また、SiC 複合材は中性子照射環境下での熱伝導率低下、照射スエリング、腐食といった挙動を示すことが知られていることから、軽水炉を模擬した環境下での照射試験が必要であり、昨年度は必要な照射データを取得するための照射試験計画を立案した。

2-2. 燃料設計の成立性評価

SiC 複合材被覆管のふるまいを評価できる解析コードを開発した。同コードによる解析により、燃料設計を最適化することにより、SiC 複合材を既設 PWR 用の被覆管として適用できる可能性があることを確認した。また、炉心特性解析により、SiC 被覆管を導入した場合においても炉心核設計の成立見込みがあることを確認した。

2-3. 事故時安全性への影響評価

シビアアクシデント（SA）を模擬した事故進展解析を実施し、SiC 複合材被覆管は SA 時の水素発生量を抑制でき、かつ事故発生から炉心溶融までの時間的余裕を増やすことができることを確認した。また、設計基準事故（DBA）への影響評価を行うために、LOCA 環境を模擬した試験が可能な装置を構築し、SiC 被覆管サンプルによるモックアップ試験を実施した。同試験の結果、LOCA 模擬試験が可能であること、並びに SiC 複合材は LOCA 時の耐性が高いことを確認した。

なお、本研究成果の詳細は、本学会におけるシリーズ発表「事故耐性燃料としての SiC 複合材被覆管の既設 PWR への適用性に関する評価(1)～(4)」において紹介する。

備考：本研究発表は、経済産業省資源エネルギー庁の平成 28 年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備）の成果である。

*Hideyuki Teshima[1], Seiichi Watanabe[1], Kenichiro Furumoto[1], Kazuki Kirimura[2], Yoshinori Yamakoshi[2], Ikuo Ioka[3], Shinichiro Yamashita[3], Yoshiyuki Kaji[3], [1]Mitsubishi Nuclear Fuel, [2]Mitsubishi Heavy Industries, [3]Japan Atomic Energy Agency

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：402-1 Nuclear Materials and the Irradiation Behavior

Fri. Sep 15, 2017 2:45 PM - 4:25 PM JST | Fri. Sep 15, 2017 5:45 AM - 7:25 AM UTC | Room M N304 - N Block

[3M05-10] Advanced Material 2

Chair:Tamaki Shibayama (Hokkaido Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[3M05] R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings (2)
(1)Applicability of core and fuel design

*Kazuyuki Kusagaya[1], Sho Takano[1], Daisuke Goto[1], Kan Sakamoto[2], Mutsumi Hirai[2], Shinichiro Yamashita[3] (1. GNF-J, 2. NFD, 3. JAEA)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[3M06] R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings (2)
(2)Material performance during severe accidents

*Tomohiko Ikegawa[1], Ryo Ishibashi[1], Kan Sakamoto[2], Mutsumi Hirai[2], Shinichiro Yamashita[3] (1. Hitachi-GE, 2. NFD, 3. JAEA)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[3M07] R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings (2)
(3)Mechanical properties of FeCrAl-ODS Steels

*Takashi Sowa[1], Shigeharu Ukai[1], Shigenari Hayashi[1], Naoko H Oono[1], Aghamiri Mohammad[1], Hiroki Shibata[1], Kan Sakamoto[2], Mutumi Hirai[2], Shinichiro yamashita[3] (1. Hokkaido Univ., 2. NFD, 3. JAEA)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[3M08] R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings (2)
(4)Evaluation of irradiation behavior

*Naoyuki HASHIMOTO[1], Kodai TOYOTA[2], Kan SAKAMOTO[3], Mutsumi HIRAI[3], Shinichiro YAMASHITA[4] (1. Faculty of Engineering, Hokkaido University, 2. Graduate school of Engineering, Hokkaido University, 3. NFD, 4. JAEA)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[3M09] R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings (2)
(5)Welding and inspection

*Akihiko Kimura[1], Sho Yuzawa[1], Kiyohiro Yabuuchi[1], Kan Sakamoto[2], Mutsumi Hirai[2], Shinichiro Yamashita[3], Kazuyuki Kusagaya[4] (1. IAE, Kyoto University, 2. NFD, 3. JAEA, 4. GNF-J)

4:00 PM - 4:15 PM JST | 7:00 AM - 7:15 AM UTC

[3M10] R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings (2)
(6)Tritium permeability and high temperature steam oxidation properties

*Katsuhito Takahahshi[1], Kan Sakamoto[1], Teppei Otsuka[2], Shigeharu Ukai[3], Mutsumi Hirai[1], Shin-ichiro Yamashita[4] (1. NFD, 2. Kinki Univ., 3. Hokkaido Univ., 4. JAEA)

4:15 PM - 4:25 PM JST | 7:15 AM - 7:25 AM UTC

Time reserved for Chair

改良ステンレス鋼燃料被覆管の BWR 装荷に向けた研究開発（2）
（1）炉心・燃料の設計成立性

R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings (2)
(1) Applicability of core and fuel design

*草ヶ谷 和幸[1]，高野 渉[1]，後藤 大輔[1]，坂本 寛[2]，平井 睦[2]，山下 真一郎[3]
[1] GNF-J，[2] NFD，[3] JAEA

BWR 装荷を目標として、事故耐性の高い改良ステンレス鋼燃料被覆管の研究開発を進めている。改良ステンレス鋼被覆管を用いた炉心・燃料の設計成立性を炉心特性解析及び燃料挙動解析により確認した。
キーワード：燃料被覆管，BWR，酸化物分散強化，炉心特性解析，燃料挙動解析

1. 緒言

改良ステンレス鋼(FeCrAl-ODS 鋼)被覆管燃料の実用化には、FeCrAl-ODS 鋼の材料特性、及び、大きな中性子吸収断面積による核的損失とその低減のための被覆管薄肉化の影響を考慮し、原子炉の運転における炉心・燃料の設計要求を満足することを確認する必要がある。前報[1][2]では、現行 9×9 燃料の約 1/2 の被覆管厚(0.35 mm)の FeCrAl-ODS 鋼被覆管燃料について、ウォータロッド(WR)とチャンネルボックス(FCB)に Zry または SiC を用いた場合、炉心特性と燃料挙動の観点から設計が成立することを確認した。本報では、WR と FCB にも FeCrAl-ODS 鋼を用いた場合の設計成立性を評価した。

2. 設計成立性の評価

2-1. 炉心特性解析

ABWR の 9x9 燃料(A 型)をベースに、被覆管、WR、FCB をすべて FeCrAl-ODS 鋼とし、各肉厚を 0.30、0.30、1.0 mm とした。解析条件は、運転期間 13 ヶ月、取出平均燃焼度 45 GWd/t とし、解析コードは TGBLA Ver. 3 / LOGOS Ver. 5 を用いた。燃料断面特性評価に基づき上部天然ウラン領域を 1 ノードのみとした炉心を濃縮度 5%以下の範囲で設計し、余剰反応度、炉停止余裕、最大線出力密度、最小限界出力比に問題のないこと、また、反応度特性（ボイド反応度、ドップラ反応度、減速材温度係数、冷温時制御棒価値）に Zry 炉心と比べ問題となるような悪化はないことを確認した。

2-2. 燃料挙動解析

炉心特性解析と同じ被覆管肉厚 0.30 mm の燃料棒について、PRIME Ver.3 コードを用い、通常運転時及び異常過渡時の燃料挙動を評価した。コードには、熱膨張率、ヤング率、ポアソン比、降伏応力、引張強さについて、FeCrAl-ODS 鋼または 12Cr-ODS 鋼の物性値（温度依存性あり）を組み込んだ。通常運転時における燃料温度、FP ガス放出率、燃料棒内圧への影響は小さいこと、異常過渡時の歪基準（Zry と同じ 1%塑性歪を仮定）に対し十分余裕があることを確認した。また、応力解析により、応力設計比（応力計算値／許容応力）は最大 0.22 と参照解析の Zry 燃料の最大値 0.28 よりも小さいことを確認した（図）。

3. 結論

燃料被覆管肉厚 0.30 mm の FeCrAl-ODS 鋼燃料（WR、FCB も FeCrAl-ODS 鋼）について、炉心特性解析及び燃料挙動解析により、BWR における基本的な成立性を確認した。

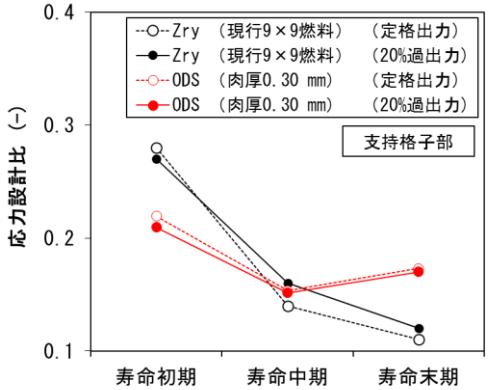


図　被覆管応力の評価結果

参考文献

[1] 高野他、「改良ステンレス鋼燃料被覆管の BWR 装荷に向けた研究開発 (2)燃料断面核特性・炉心特性評価」、日本原子力学会 2016 年秋の大会、1B08
[2] 草ヶ谷他、「改良ステンレス鋼燃料被覆管の BWR 装荷に向けた研究開発 (3)燃料挙動解析」、日本原子力学会 2016 年秋の大会、1B09

備考： 本研究発表は、経済産業省資源エネルギー庁の平成２８年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備）の成果である。

*Kazuyuki Kusagaya[1], Sho Takano[1], Daisuke Goto[1], Kan Sakamoto[2], Mutsumi Hirai[2] and Shinichiro Yamashita[3]
[1]Grobal Nuclear Fuel-Japan, [2]Nippon Nuclear Fuel Development, [3]Japan Atomic Energy Agency

改良ステンレス鋼燃料被覆管の BWR 装荷に向けた研究開発(2)
（2）シビアアクシデント時の性能評価

R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings (2)
(2) Material performance during severe accidents

*池側 智彦[1]，石橋 良[1]，坂本 寛[2]，平井 睦[2]，山下 真一郎[3]
[1]日立 GE，[2]NFD，[3]JAEA

BWR への装荷を目標として，事故耐性の高い改良ステンレス鋼燃料被覆管の研究開発を実施している。本発表では，改良ステンレス鋼のシビアアクシデント時の炉心損傷開始時刻及び水素発生量の現状の評価結果を紹介する。

キーワード：事故耐性，燃料被覆管，シビアアクシデント，BWR，炉心損傷，水素発生

1. 緒言

軽水炉材料として一般にジルカロイが用いられているが，高温水蒸気雰囲気では水蒸気とジルコニウムが反応して水素及び反応熱が発生し，発生した反応熱は炉心損傷開始時刻に影響を及ぼす。水素発生量や炉心損傷開始時刻に対する改良ステンレス鋼燃料の事故耐性を定量的に評価するために，MELCOR コードを用いて，BWR の代表的な 2 つの事象進展シーケンスを対象にシビアアクシデント解析を実施した。

2. シビアアクシデント解析

2-1. 解析条件

ABWR 相当の大型 BWR を対象プラントとし，9×9 燃料（A 型）の燃料被覆管及びチャンネルボックスにジルカロイを用いるケースと改良ステンレス鋼を用いるケースとを比較した。BWR の代表的な事象進展シーケンスとして，TQUV（高圧注水失敗，減圧成功，低圧注水失敗），及び TB（全交流電源喪失）の 2 ケースを選定した。解析コードは MELCOR1.8.5 を使用し，改良ステンレス鋼の物性値（密度や熱伝導率等），及び水蒸気酸化反応速度式を入力して炉心損傷開始時刻まで解析を実施した。

2-2. 解析結果

一例として，TB シーケンスに対する被覆管最高温度と炉心部での水素発生量を現行ジルカロイ燃料と比較して右図に示す。改良ステンレス鋼は，事象進展時に材料表面に形成されるアルミナ皮膜が水蒸気酸化反応を抑制するため，水素発生量及び反応熱量が小さく，被覆管温度上昇速度がジルカロイより緩やかとなる。これにより，炉心損傷開始時刻をジルカロイより約 1 時間遅らせることができる結果が得られた。また，改良ステンレス鋼由来の水素発生量は約 16kg（残りは他の構造材からの水素発生）となった。これらの事故耐性向上傾向は TQUV シーケンスにおいても同様に確認され，炉心損傷発生までにおける改良ステンレス鋼の事故耐性を解析で確認できた。

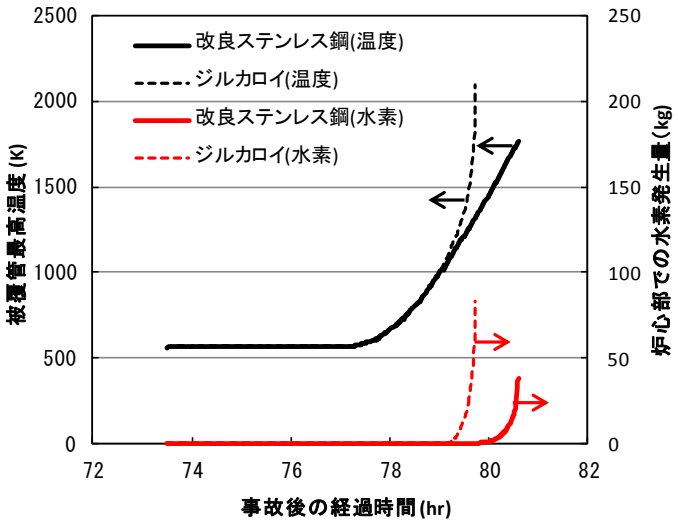


図 TBシーケンスのシビアアクシデント解析結果

3. 結論

BWR の代表的な 2 つの事象進展シーケンスにおいて，改良ステンレス鋼がジルカロイより高い事故耐性を持つことを解析で確認した。炉心損傷開始時刻が遅れることによるアクシデントマネジメントを行うための時間余裕の増加，及び水素発生量の減少による水素燃焼リスクの低減が期待できる。

本研究発表は，経済産業省資源エネルギー庁の平成２８年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備）の成果である。

*Tomohiko Ikegawa[1], Ryo Ishibashi[1], Kan Sakamoto[2], Mutsumi Hirai[2], and Shinichiro Yamashita[3]
[1]Hitachi GE, [2]NFD, [3]JAEA

改良ステンレス鋼燃料被覆管の BWR 装荷に向けた研究開発(2)
(3) FeCrAl-ODS 鋼の機械的特性

R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings (2)

(3) Mechanical properties of FeCrAl-ODS Steels

*曽和　貴史[1]，鵜飼　重治[1]，Aghamiri Mohammad[1]，柴田　博紀[1]，林　重成[1]，大野　直子[1]，
坂本　寛[2]，平井　睦[2]，山下　真一郎[3]
[1]北海道大学，[2]日本核燃料開発株式会社，[3]原子力機構

BWR 装荷を目標とした、事故耐性の高い改良ステンレス鋼燃料被覆管の研究開発を進めている。本発表では、シリーズ発表の一環として、被覆管製造を模擬して加工熱処理を施した FeCrAl-ODS 鋼板材の機械的特性について報告する。

キーワード：事故耐性、シビアアクシデント、酸化物分散強化、引張強さ、降伏応力、加工硬化指数

1. 緒言

原子炉運転時、及び事故時高温条件における燃料被覆管の機械的特性を調査することは、燃料被覆管の設計する上で極めて重要である。本研究では、FeCrAl-ODS 鋼について引張試験を実施し、強度特性を評価し、応力ひずみ関係式を策定した。

2. 試験方法

12Cr-6Al-0.5Ti-0.4Zr-0.5Y_2O_3-0.24Ex.O(wt%)　の組成を有する FeCrAl-ODS 鋼を 1150℃の熱間押出によって作製し、1150℃1 時間の再結晶熱処理を施した。圧延方向およびその垂直方向から微小試験片を切り出し、室温から 800℃まで、ひずみ速度 10^{-3}/sec で引張試験を実施した。比較材として、押出のみの試料も同様の試験を実施した。

3. 結果

押出ままと再結晶材の引張強さを比較すると室温～700℃では押出材の方が、それより高温では再結晶材の方が優れた強度を有していた。これは 700℃を境として、それより低温側では結晶粒界は転位移動を阻害して強化するのに対し、700℃以上では粒界は弱化として作用することに因る。材料特性を評価するために応力とひずみの関係を Ludwik の式 $\sigma - \sigma_p = k \varepsilon^m$ (σ p:比例限、ε :塑性ひずみ、k,m 温度依存性をもつ定数)を用いて定式化した。再結晶材に対し得られた関係式から応力-歪曲線をプロットした結果を図 1 に示す。これは実験結果をよく再現していた。

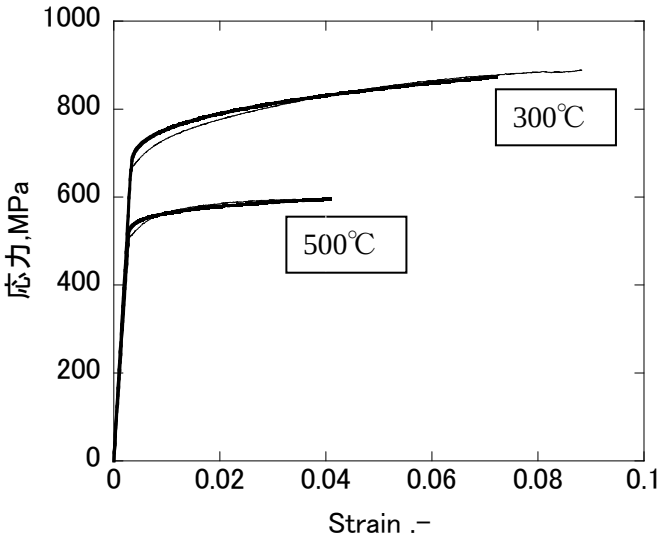


図 1　300℃、500℃における再結晶材の応力-歪曲線：関係式から UTS まで再現したプロット図 (細線は測定値)

本研究発表は、経済産業省資源エネルギー庁の平成 28 年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備）の成果である。

*Takashi Sowa[1], Shigeharu Ukai[1], Aghamiri Mohammad[1], Hiroki Shibata[1], Shigenari Hayashi[1], Naoko Oono[1], Kan Sakamoto[2], Mutumi Hirai[2] and Shinichiro Yamashita[3]　[1]Hokkaido Univ., [2]NFD, [3]JAEA

改良ステンレス鋼燃料被覆管の BWR 装荷に向けた研究開発(2)
(4) 照射挙動評価

R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings (2)

(4) Evaluation of irradiation behavior

*橋本　直幸[1]，豊田　晃大[2]，坂本 寛[3]，平井　睦[3]，山下　真一郎[4]

[1]北海道大学工学研究院，[2]北海道大学工学院，[3]日本核燃料開発，[4]日本原子力研究開発機構

BWR 装荷を目標とした、事故耐性の高い改良ステンレス鋼燃料被覆管の研究開発を進めている。本発表では、シリーズ発表の一環として、被覆管製造を模擬して加工熱処理を施した FeCrAl-ODS 鋼板材の耐照射性について報告する。

キーワード：事故耐性，シビアアクシデント，照射損傷，キャビティ，スウェリング

【緒言】改良ステンレス鋼燃料被覆管の耐照射性の評価には実験炉での中性子照射実験が最善であるが、イオン加速器や超高圧電子顕微鏡を用いた模擬照射実験により照射損傷の基礎データを事前に取得することは、後の中性子照射実験で得られる情報を精確に解釈するために重要なステップである。本研究では、イオン照射実験と微細組織構造解析により、加工熱処理を施した FeCrAl-ODS 鋼板材の耐照射性を精査した。

【実験方法】　改良ステンレス鋼(Fe-12Cr-6Al-0.5Ti-0.4Zr-0.24Ex.O-0.0.5Y_2O_3)を 1100℃ で押出加工した試料(NF3:押出材)及びその後冷間圧延と中間焼鈍(1150℃)で再結晶化させた試料(NF8:再結晶材)を用意し、Fe+イオンによるシミュレーション照射試験を実施した。照射試験は原子力機構(高崎)の TIARA 及び京都大学の DuET を用いて、照射温度 300℃ で最大照射量 3dpa まで照射した。照射前後の微細組織を 200keV の汎用電子顕微鏡により精査した。

【結果と考察】　照射前後において酸化物粒子の数密度やサイズに変化は観られなかった。また、照射によって格子間原子型転位ループの形成が観られ、その数密度は照射とともに増加するが、ループ形成・成長挙動に試料間の差異は認められない。一方、キャビティ形成挙動について、押出まま材におけるキャビティの数密度は転位ループのそれと同程度であるのに対し、再結晶材ではより高数密度かつ大きなサイズのキャビティが形成した(図 1)。この結果は、押出後の焼鈍条件が照射後のスウェリングに大きな影響を与えることを示唆している。

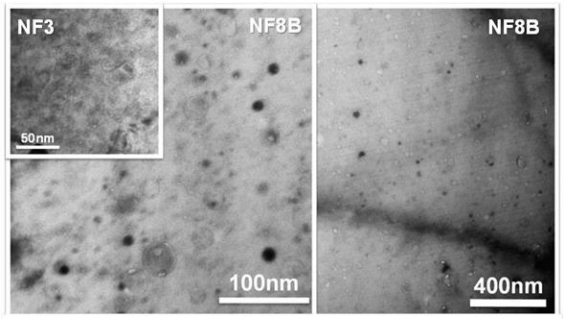


図 1　300℃ で 3dpa まで Fe+イオン照射した NF3 および 1dpa まで Fe+イオン照射した NF8 のキャビティ分布

【まとめ】　1100℃ 押出材 2 試料に対し Fe+イオン照射し、転位ループの形成および成長挙動に及ぼす押出後熱処理の影響を精査した結果、供試材中に形成した転位ループ密度はある程度まで増加した後飽和することが分かった。一方、キャビティについては、再結晶材で顕著なキャビティの形成及び成長が観られたことから、押出後の焼鈍条件によってはスウェリングが懸念されることが判明した。

本研究発表は、経済産業省資源エネルギー庁の平成 28 年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備）の成果である。

---

*Naoyuki Hashimoto[1], Kodai Toyota[2], Kan Sakamoto[3], Mutsumi Hirai[3], and Shin-ichiro Yamashita[4]

[1]Faculty of Engineering, Hokkaido Univ., [2]Graduate School of Engineering, Hokkaido Univ., [3]NFD, [4]JAEA

改良ステンレス鋼燃料被覆管の BWR 装荷に向けた研究開発（2）
5) 溶接法・検査方法の検討
R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings
5) Welding and inspection

*木村 晃彦[1]、湯澤 翔[1]、藪内 聖浩[1]、坂本 寛[2]、平井 睦[2]、鵜飼 重治[3]、山下 真一郎[4]、草ヶ谷和幸[5]
[1]京都大学、[2]NFD、[3]北海道大学、[4]原子力機構、[5]GNF-J

改良ステンレス鋼製燃料被覆管の製造･加工のうち、接合技術に関する技術成熟度及び課題を検討した。また、照射燃料製造と品質検査技術への影響評価に必要となる欠落データの内、被覆管接合部の品質検査として、改良ステンレス鋼に対し、被覆管に採用されている EB 溶接法や TIG 溶接法を用いて被覆管端栓接合処理を行い、接合組織や接合強度を調査した。さらに、作製した被覆管端栓接合部の X 線 CT 検査を実施し、接合強度と検査結果との相関性を検討した。

キーワード：事故耐性、燃料被覆管、酸化物分散強化フェライト鋼、EB 溶接、X 線 CT 検査

1. 緒言

事故耐性の高い軽水炉燃料被覆管の開発においては、接合技術が枢要な技術開発項目とされている。本研究では、ODS 鋼被覆管の端栓溶接法として従来の被覆管に採用されている TIG 溶接法や EB 溶接法を用いて端栓溶接被覆管の端栓接合強度を評価し、さらに端栓部に対し X 線 CT 検査を実施して接合強度と接合組織の相関について検討することを目的とする。

2. 実験方法

ODS 鋼の管材と端栓用材料（ODS 鋼および SUS430）を用いて EB および TIG 溶接を行い、その破断強度を調査した。用いた ODS 鋼は、FeCrAl-ODS 鋼であり、熱間押し出し材の室温における降伏応力および最大引張応力は、それぞれ 900MPa および 1100MPa である。一方、管材は再結晶処理を施しており、この ODS 鋼に関しては再結晶化が進み、強度がやや低下している。溶接接合部の強度要件については、燃料ふるまい解析（9×9 燃料(A 型)の場合）結果に基づき、端栓部の接合強度要件について耐震強度を考慮して検討した。

3. 結果

(1) 3 種類の溶接試験体（FeCrAl-ODS 鋼被覆管・SUS430 鋼端栓（EB 溶接)、FeCrAl-ODS 鋼被覆管被覆管・FeCrAl-ODS 鋼端栓（EB 溶接)、FeCrAl-ODS 鋼被覆管・SUS430 鋼端栓（TIG 溶接））の室温における引張試験を実施し、破断強度および破断ひずみを調べた結果、以下の結果が得られた。

1) ODS/SUS（EB）：破断応力＝730 MPa、破断ひずみ＝6%以上
2) ODS/ODS（EB）：破断応力＝430 MPa、破断ひずみ＝2%
3) ODS/SUS（TIG）：破断応力＝430 MPa、破断ひずみ＝2%

(2) 軽水炉における燃料棒の内圧評価結果に基づき、ODS 鋼燃料被覆管の端栓接合部の強度要件について調べた結果、溶接接合部の管長手方向の引張耐力としての要件は、0.46G（450gal）の加速度を考慮しても、約 165 MPa であり、上記(1)-1)の結果に比べ、耐震強度 1/3 強度を適用しても小さい。

(3) X 線 CT 検査結果と引張試験結果から、総欠陥数や欠陥の平均体積などの統計的数値を用いて破断応力や破断伸びを推測できる可能性が示された。今後、430MPa から 750MPa の範囲の接合強度を持つ溶接試験体を作製して、X 線 CT 検査を実施し、統計的数値と破断応力や破断伸びとの相関性を確認することで、統計的数値に基づく検査基準評価方法を開発する必要がある。

本研究発表の一部は、経済産業省資源エネルギー庁の平成２８年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備）の成果である。

---

*Akihiko Kimura[1], Sho Yuzawa[1], Kiyohiro Yabuuchi[1], Kan Sakamoto[2] Mutsumi Hirai[2], Shigeharu Ukai[3], Shinichiro Yamashita[4], and Kazuyuki Kusagaya[5] [1]Kyoto Univ., [2]NFD, [3]Hokkaido Univ., [4]JAEA, [5]Global Nuclear Fuel Japan

改良ステンレス鋼燃料被覆管の BWR 装荷に向けた研究開発(2)
(6) トリチウム透過特性・水蒸気酸化特性

R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings (2)

(6) Tritium permeability and high temperature steam oxidation properties

*高橋克仁[1], 坂本　寛[1], 大塚哲平[2], 鵜飼重治[3], 平井　睦[1], 山下真一郎[4]

[1] 日本核燃料開発株式会社, [2] 近畿大学, [3] 北海道大学, [4] 日本原子力研究開発機構

BWR 装荷に向けて開発を行っている改良ステンレス鋼被覆管材について, トリチウム透過特性および高温水蒸気酸化特性を評価し, 表面酸化膜によるトリチウム透過量の顕著な低減および優れた耐酸化性を確認した。

キーワード: 事故耐性燃料, シビアアクシデント, 酸化物分散強化, トリチウム, 透過, 水蒸気酸化

1. 緒言 事故耐性の高い改良ステンレス鋼燃料被覆管の研究開発の一環として, 開発中の FeCrAl 系 ODS フェライト鋼(以下, 改良 FeCrAl-ODS 鋼と称する)の, トリチウム透過特性に与える表面酸化膜の効果および被覆管製造を模擬して加工熱処理を施した板材の高温水蒸気酸化特性について評価した。

2. 評価方法 トリチウム透過特性評価のため, 改良 FeCrAl-ODS 鋼の片面に酸化膜を有した酸化膜付き試料および酸化膜の無い試料を用意した。前者は BWR 水質を模擬した 290 ℃の高温純水に 15 日間浸漬して酸化膜を形成した。これらの試料の片面(酸化膜付き試料の場合, 酸化膜を有していない面)をトリチウム/軽水素比が 10^{-5} の水素ガスに暴露し, 透過したトリチウムを液体シンチレーション用カクテルに捕集して透過量を測定した。

水蒸気酸化特性評価試験では, 1200～1400 ℃にて加熱試験を実施して重量変化を測定した。加熱試験では Ar および水蒸気の混合ガスを 0.8 L/min(水蒸気流量:0.16 g/min)にて供給した。

3. 結果 図 1 に改良 FeCrAl-ODS 鋼のトリチウム透過特性を示す。改良 FeCrAl-ODS 鋼の 300℃(1000/T=1.75)における透過係数 ϕ は, 文献値[1]と同等であった。また, 酸化膜付き試料での ϕ は酸化膜なし試料と比較して顕著に小さかった。トリチウム透過量は表面酸化膜により顕著に低減されることが確認された。

図 2 に改良 FeCrAl-ODS 鋼の高温水蒸気酸化特性を示す。改良 FeCrAl-ODS 鋼の酸化速度定数 K_p は, ジルカロイ-4 の K_p[2]と比較して 1/100 未満であり, 耐酸化性に優れていることが確認された。

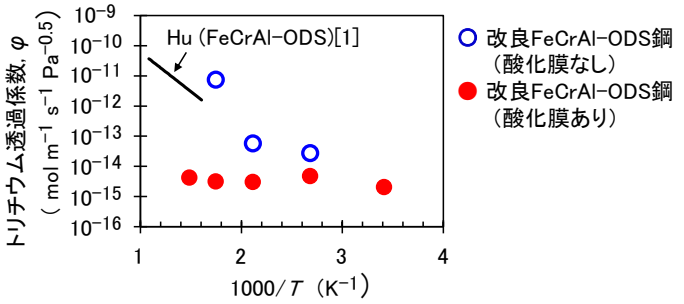


図 1 トリチウム透過特性

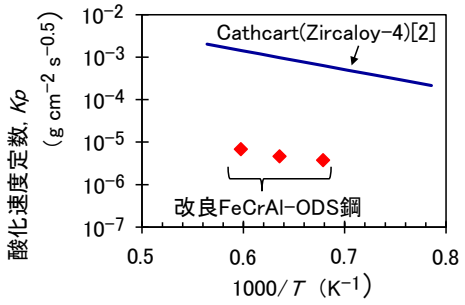


図 2 高温水蒸気酸化特性

本研究発表は, 経済産業省資源エネルギー庁の平成 28 年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業(安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備)の成果である。

参考文献

[1] X. Hu et al.,"Hydrogen permeation in FeCrAl alloys for LWR cladding application", J. Nucl. Mater., 461 (2015) 282-291.

[2] J.V. Cathcart et al.,"Zirconium Metal–Water Oxidation Kinetics", IV: Reaction Rate Studies, ORNL/NUREG-17, ORNL, 1977.

*Katsuhito Takahashi[1], Kan Sakamoto[1], Teppei Otsuka[2], Shigeharu Ukai[3], Mutsumi Hirai[1], and Shin-ichiro Yamashita[4]

[1]Nippon Nuclear Fuel Development Co., LTD., [2]KINDAI Univ., [3]Hokkaido Univ., [4]Japan Atomic Energy Agency

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：203-3 Application of Beams, Target

Fri. Sep 15, 2017 9:30 AM - 10:35 AM JST | Fri. Sep 15, 2017 12:30 AM - 1:35 AM UTC | Room N N307 - N Block

[3N01-04] Ultra-fast Measurement and Pulse Radiolysis

Chair:Heishun Zen (Kyoto Univ.)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[3N01] Development of ultrafast electron diffraction using femtosecond electron beam

*Ryo Asakawa[1], jinfeng Yang[1], Takafumi Kondoh[1], Koichi Kan[1], Masao Gohdo[1], Katumi Tanimura[1], Yoichi Yoshida[1] (1. ISIR)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[3N02] MeV electron microscopy using RF electron gun

*Jinfeng Yang[1], Yoichi Yoshida[1], Katsumi animura[1,2], Hidehiro Yasuda[2] (1. ISIR, 2. UHVEM)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[3N03] Femtosecond pulse radiolysis of saturated hydrocarbones and polymer solutions

*Takafumi Kondoh[1], Masao Gohdo[1], Koichi Kan[1], Jinfeng Yang[1], Yoichi Yoshida[1] (1. ISIR, Osaka Univ.)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[3N04] Reaction Dynamics Analysis for Ionizing Radiation Induced Chemical Reaction in Fluid Solution

Ionizing Radiation Induced Chemical Reaction in Dichloromethane

*Masao Gohdo[1], Takafumi Kondoh[1], Koichi Kan[1], Jinfeng Yang[1], Yoichi Yoshida[1] (1. ISIR Osaka Univ.)

10:30 AM - 10:35 AM JST | 1:30 AM - 1:35 AM UTC

Time reserved for Chair

フェムト秒電子線パルスによる超高速電子線回折装置の開発

Development of ultrafast electron diffraction using femtosecond electron beam

*浅川 稜[1]，楊 金峰[1]，近藤 孝文[1]，菅 晃一[1]，神戸 正雄[1]，谷村 克己[1]，吉田 陽一[1]

[1]阪大産研

我々は、タンパク質の結晶構造ダイナミクスの解析可能な超高速電子線回折装置の開発を行っている。タンパク質は格子定数の大きいため、回折点が凝集し、相対論的な電子線パルスでの測定が困難である。そこで本実験では、電子線パルスのエネルギー、カメラ長と回折図形の依存性を明らかにし、電子線回折測定が可能なタンパク質結晶を作製した。

キーワード：RF 電子銃、フェムト秒電子ビーム、電子線回折

1. 緒言

生体分子の構造ダイナミクスの解明は、タンパク質の構造と機能に関する基礎研究や創薬等の応用において非常に重要である。近年、超短パルス技術は急速に進展し、物質の構造ダイナミクスの解析手法は大きく変わってきた。その代表的な手法の一つに、相対論的フェムト秒電子線パルスによる超高速電子線回折装置がある。本研究では、この装置を用いたタンパク質結晶構造解析への応用展開を試みた。

2. 実験

本装置では、シリコンや金の単結晶のシングルショット観測が実現されている。図 1(a)にシングルショットによるシリコン単結晶の回折図形を示す。シリコンにおいては、コントラストが明瞭な回折図形を得られるが、タンパク質結晶に関して、格子定数はシリコンの格子定数(5.43 Å)に比べ 10 倍以上大きいため、回折点が明確に分離できないという問題が予想される。ブラッグの法則(Rd=λL)より、回折点間の距離(R)は、電子線パルスの波長(λ)とカメラ長(L)に依存する。本実験では、この問題を解決するためにλと L を変化させて R がどのくらい変化するかを調べた。

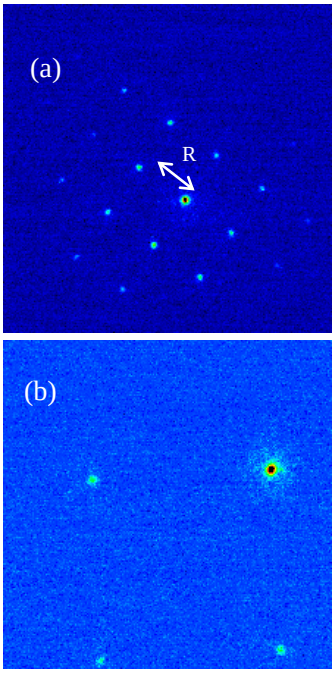


Fig.1 D.L.を用いた時(a)と用いなかった時(b)の回折図形
測定条件:2 MeV, ~1 pC
1 pulse

(1)電子線の波長依存性実験では、電子線のエネルギーを 1.5 MeV まで下げることで、センタースポットと 1 次の回折点の距離を R=5.2 mm に広げることができた。しかし、エネルギーを下げすぎると空間電荷効果によりエミッタンスが増大し、回折点が大きくなってしまう問題が生じるので、本実験では、最適なエネルギーは 2 MeV であった。

(2)次に、磁気レンズを用いて L を大きくし、回折図形の変化を測定した。図 1(b)に磁気レンズによる拡大したシリコン単結晶の回折図形を示す。その時の拡大倍率は約 5　倍であった。この結果より、今後さらに小さいしぼりを利用することで、今まで分離困難であった問題点を解決できると考えている。

(3)タンパク質の結晶化を試みた。実験ではニワトリ卵白リゾチームタンパク質を用いた。結晶化の時には、結晶核形成から 5 時間後、大きさが約 90×90 μm^2 のリゾチーム結晶を得ることができた。この大きさは電子線回折測定に適用可能と考えている。

---

*Ryo Asakawa[1], Jinfeng Yang[1], Takafumi Kondoh[1], Koichi Kan[1], Masao Gohdo[1], Katsumi Tanimura[1] and Yoichi Yoshida[1]

[1]ISIR, Osaka Univ.

RF 電子銃を用いた MeV 電子顕微鏡の開発

MeV electron microscopy using RF electron gun

*楊　金峰[1]，吉田　陽一[1]，谷村　克己[2]，保田　英洋[2]
[1]阪大産研，[2]阪大工

本研究では、RF 電子銃からフェムト秒超短電子線パルスを発生し、これを用いた MeV 電子顕微鏡の開発を推進している。本大会では、RF 電子銃を用いて超高速電子顕微鏡の開発現状、MeV 電子線パルスによるイメージング実験結果及び今後の展開について報告する。

キーワード：電子顕微鏡、RF 電子銃、フェムト秒電子線パルス、ビーム利用

1. RF電子銃を用いた超高速電子顕微鏡プロトタイプの製作と成果

物質の構造変化ダイナミクスや構造相転移現象の観察は、新しい物質の創製・機能の発見に非常に重要である。我々は、レーザーフォトカソード高周波（RF）電子銃を用いて低エミッタンスのフェムト秒電子線パルス発生の経験を活用し、世界に先駆けて相対論的フェムト秒電子線パルスを用いた超高速電子顕微鏡のプロトタイプを製作した。装置の構成、性能及び原理実証の結果を、本学会の春・秋の年会を通して順々に報告した。詳細については、各年会の予稿集を参考して頂きたい。今まで最大の成果として、RF電子銃よりエネルギーが3.1 MeV、パルス幅が100fsの短パルス電子ビームを発生し、これを用いてナノ粒子や微結晶の透過電子顕微鏡像（TEM像）の観測に成功した。それぞれのTEM像を5,000倍までの拡大倍率で観測する事もできた。また、像のコントラストとパルス数の依存性を解明し、単一のフェムト秒電子線パルスによる観察の知見を得ることもできた。図1に、3.1MeV、100fsの電子線パルスを用いて観測した直径400nmの金ナノ粒子のTEM像を示す。プロト機では、ビーム輝度の制限によりシングルショットでのTEM観察がまだ実現されていないが、一方、電子線回折の測定では、単一のフェムト秒電子線パルスによる観察を実現し、フェムト秒・ピコ秒時間領域での結晶構造相転移の測定に成功した。

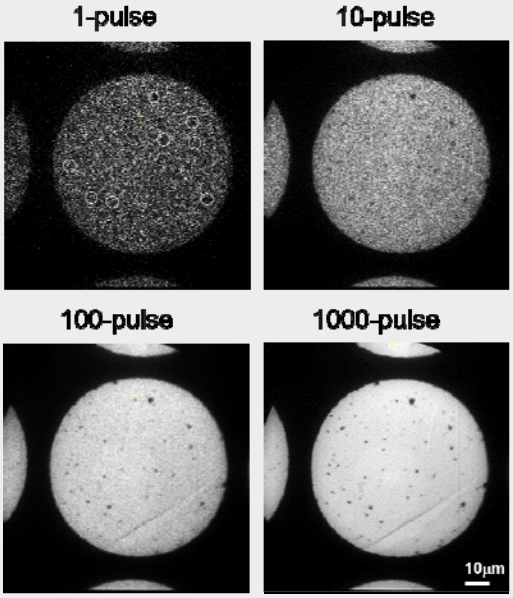


Figure 1: TEM images of Au nanoparticles using 3.1 MeV femtosecond electron pulses

2. RF電子銃を装着した超高圧電子顕微鏡の試作

今年度7月にプロトタイプをシャットダウンし、今年度後期からRF電子銃を装着した超高圧電子顕微鏡実用機の試作に突入する予定となった。超高圧電子顕微鏡のレンズ系については、大阪大学超高圧電子顕微鏡センターが所有の1970年に日立製作所が製作したHU-2000電子顕微鏡レンズを再利用する。このレンズ系は長年運転されず、老化される可能性があり、これから様々の改良や電源を含めた機器の更新を行い、新たに制御と測定システムを製作して、ビーム強度の増強により拡大倍率と空間分解能の向上を目指す。また、今後に時間分解構造解析法を確立し、様々な物質における超高速で進行する構造相転移や反応素過程に関する応用研究に貢献して行きたいと考えている。

---

*Jinfeng Yang[1], Yoichi Yoshida[1], Katsumi Tanimura[2] and Hidehiro Yasuda[2]

[1]ISIR, [2]UHVEM, Osaka Univ.

飽和炭化水素および高分子溶液のフェムト秒パルスラジオリシス

Femtosecond pulse radiolysis of saturated hydrocarbons and polymer solutions

*近藤 孝文[1]，神戸 正雄[1]，菅 晃一[1]，楊 金峰[1]，吉田 陽一[1]

[1]阪大産研

フォトカソードRF電子銃加速器の短パルス特性を利用して、フェムト秒パルスラジオリシスを開発している。放射線がイオン化により物質中に生成した電子の運動は非常に高速であるため、これを測定するためにフェムト秒パルスラジオリシスを用いた。核燃料再処理で抽出剤溶媒として用いられている飽和炭化水素や、EUVレジスト等で用いられる高分子材料の溶液について電子の挙動を観測した結果を報告する。

キーワード：フォトカソードRF電子銃加速器、超短パルス電子ビーム、パルスラジオリシス、放射線化学

1. 緒言

放射線照射による物質のイオン化によって生成した電子は、物質中の輸送によりジェミネートイオン再結合や溶質への電荷移動等の様々な反応を引き起こすのでこれを理解することは、基礎・応用の観点から非常に重要である。例えば、次世代EUVリソグラフィーでは、ベースポリマーのイオン化によって生成した電子が酸発生剤と反応して潜像を形成するため、材料中の電子の挙動を理解することは重要である。これまでにドデカン中のラジカルカチオンと電子のジェミネートイオン再結合について、報告した[1]。凝縮物質中のイオン化後の電子の挙動を解明するために、代表的な無極性溶媒であるアルカン中において、典型的な芳香族捕捉剤であるビフェニルをプローブ分子として、フェムト秒電子線パルスラジオリシスにより、ビフェニルへの電子付着によるビフェニルラジカルアニオンの生成挙動を調べた。

2. 実験手法

フェムト秒パルスラジオリシス実験は、典型的には1 nC, 500 fs, 35 MeVのパルス電子線を発生して試料に照射し、フェムト秒レーザー光を波長変換して時間遅延しながら分析光パルスとして試料を透過し、可視域はSi-アバランシェフォトダイオード（APD）、 近赤外域はInGaAs-APDにより検出した。試料は、ヘキサン、オクタン、ドデカン、イソオクタンおよびそれらを溶媒としたビフェニル溶液を石英セル中でArバブリングにより脱酸素して用いた。

3. 結果と考察

ビフェニル/直鎖アルカン溶液中において、易動度（拡散定数）から予測される拡散律速反応速度に相当する20 psから数100 psの領域で生成挙動が観測された（Fig.1）。それに加えて、6～10倍以上も速く時間分解能以内でのビフェニルラジカルアニオンの超高速生成を全ての直鎖アルカンで観測した。この事は、直鎖アルカン中で従来の電子拡散定数で表される運動に加えて、それよりも非常に速い電子輸送機構が存在していることを示唆している。そして、これらの現象は鎖長や分子形状の違い等に関係があるものと推察される。講演では高分子溶液についても報告する。

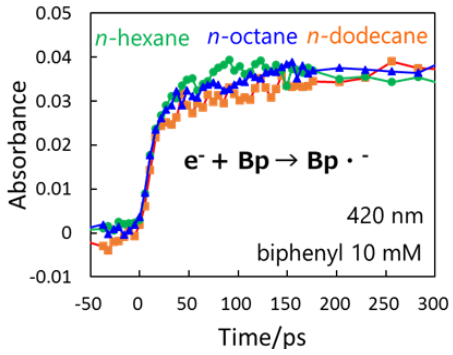


Fig.1 Formation behaviors of the biphenyl radical anion in normal alkanes (upper graph).

参考文献

[1] T. Kondoh, et.al., Radiat. Phys. Chem., V84,(2013)pp30-34

*Takafumi Kondoh[1], Masao Gohdo[1], Kan Koichi[1], Jinfeng Yang[1] and Yoichi Yoshida[1]

[1]ISIR, Osaka Univ.

溶液中の放射線誘起化学反応機構解明
ジクロロメタン中の放射線誘起化学反応

Reaction Dynamics Analysis for Ionizing Radiation Induced Chemical Reaction in Fluid Solution
Ionizing Radiation Induced Chemical Reaction in Dichloromethane

*神戸 正雄[1]，近藤 孝文[1]，菅 晃一[1]，楊 金峰[1]，吉田 陽一[1]
[1]大阪大学 産業科学研究所

ジクロロメタンおよびジクロロメタン溶液についてパルスラジオリシスにより、量子ビーム誘起化学反応のダイナミクスを調べた。また、反応系全体についてシミュレーションし、考察した。

キーワード：量子ビーム誘起化学反応，放射線誘起化学反応，反応機構，パルスラジオリシス，時間分解分光，放射線利用，量子ビーム，電子ビーム，過渡吸収，反応シミュレーション

1. 緒言

量子ビームを溶液に対し照射すると一般に溶媒等のイオン化が起こり、量子ビーム誘起化学反応が起こる。これまで放射線化学、特にパルスラジオリシスを用いた反応機構の解明において、カチオン種の反応を追跡するためにジクロロメタン等のハロゲン化炭化水素が溶媒として用いられており、主に溶質のカチオンに注目して研究が行われてきた。ハロゲン化炭化水素自体の量子ビーム誘起反応はこれまでにも詳細な報告がある。しかしながら、反応系全体の反応機構を理解するためには、ハロゲン化炭化水素から量子ビームによって発生する様々な過渡種と、これらの過渡種と溶質の反応も含めて解析する必要がある。改めてダイナミクスの解析を行い、ハロゲン化炭化水素中の放射線化学反応を、量子ビームを用いた酸化反応を解析する手法として確立することには意義がある。

2. 実験

阪大産研に設置された電子線加速器を用いてパルスラジオリシスをジクロロメタン及び、ジクロロメタンを溶媒としたサンプル溶液に対して行った。パルスラジオリシスにより、過渡吸収スペクトルと、各波長における過渡吸収の時間変化を観測した。また、ジクロロメタンの放射線分解生成物で、これまでは紫外～近赤外領域に吸収を持たないため、観測されてこなかった塩化物イオン等は、電荷移動錯体を形成させて可視化し、塩化物イオンについても過渡種のダイナミクスを観測した。これまで報告されたジクロロメタンの放射線分解機構を参考に、本反応系についてイオン化から最終生成物までの反応速度方程式を微分方程式として立て、数値積分によりダイナミクスを検討した。

3. 考察

既報の反応速度では、全体の過渡種のダイナミクスは説明できず、一部の速度定数については改める必要があった。また、塩化物イオンはエネルギー的要請もあり、ジクロロメタン中で逆電子移動しない、というこれまでの報告は支持される。反応系全体の描像については当日議論する。

参考文献

[1] S.S.Emmi, G.Beggiato, G.Casalbore-Miceli, *Radiat.Phys.Chem.*, 33 (1989) 29–37.

[2] Z.B.Alfassi, S.Mosseri, P.Neta, *J. Chem. Phys.*, 93 (1989) 1380–1385.

[3] K. Ushida, Y. Yoshida, T. Kozawa, S. Tagawa, A. Kira, J. Phys. Chem. A (1999) 103, 4680–4689.

---

*Masao Gohdo[1], Takafumi Kondoh, Koichi Kan, Jinfeng Yang, Yoichi Yoshida

[1]The Institute of Scientific and Industrial Research, Osaka University

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：203-3 Application of Beams, Target

Fri. Sep 15, 2017 10:35 AM - 12:00 PM JST | Fri. Sep 15, 2017 1:35 AM - 3:00 AM UTC | Room N N307 - N Block

[3N05-09] Neutron Generation by Electron Accelerator and Neutron Application

Chair:Kai Masuda (Kyoto Univ.)

10:35 AM - 10:50 AM JST | 1:35 AM - 1:50 AM UTC

[3N05] Compact cold neutron source for structural material analysis

(1)Project overview and electron accelerator

*Hiroyuki Toyokawa[1,2], Noriyosu Hayashizaki[1,2,3], Ryunosuke Kuroda[1,2], Nagayasu Oshima[1,2], Koichi Kino[1,2], Brian O'Rourke[1,2], Ryoichi Suzuki[1,2], Norihiro Sei[1,2], Masahito Tanaka[1,2], Hiroshi Ogawa[1,2] (1. AIST, 2. ISMA, 3. Tokyo Tech)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[3N06] Compact cold neutron source for structural material analysis

(2)Design of pulsed neutron source

*Koichi Kino[1,2], Hiroyuki Toyokawa[1,2], Nagayasu Oshima[1,2], Ogawa Hiroshi[1,2], Brian O'Rourke[1,2], Ryoichi Suzuki[1,2], Norihiro Sei[1,2], Ryunosuke Kuroda[1,2], Masahito Tanaka[1,2], Takeshi Fujiwara[1,2] (1. AIST, 2. ISMA)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[3N07] Development of Nondestructive Methods Adopted for Integrity Test of Next Generation Nuclear Fuels

(8)Development of neutron source in KURRI-LINAC II

*Yoshiyuki Takahashi[1], Jun-ichi Hori[1], Tadafumi Sano[1], Daisuke Ito[1], Ken Nakajima[1], Hironobu Unesaki[1], Yoshiaki Kiyanagi[2] (1. Kyoto University Research Reactor Institute, 2. Nagoya University)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[3N08] Development of Nondestructive Methods Adopted for Integrity Test of Next Generation Nuclear Fuels

(9)Combination between neutron and X-ray radiograms II

*Hiroyuki Hasemi[1], Takashi Kamiyama[1], Hirotaka Sato[1], Ken Nakajima[2] (1. Faculty of Engineering, Hokkaido Univ., 2. Kyoto Univ. Research Reactor Institute)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[3N09] Development of Nondestructive Methods Adopted for Integrity Test of Next Generation Nuclear Fuels

Improvement of Spatial Resolution

*Junpei Koide[1], Toshiyuki Uragaki[1], Naoto Hagura[1], Jun Kawarabayashi[1], Koh-ichi Mochiki[1] (1. Tokyo City University)

11:50 AM - 12:00 PM JST | 2:50 AM - 3:00 AM UTC

Time reserved for Chair

産業利用のための小型電子加速器中性子源の開発
（1）電子入射器システムの概要

Compact cold neutron source for structural material analysis
(1) Project overview and electron accelerator

*豊川弘之[1,2]、林崎規託[1,2,3]、黒田隆之助[1,2]、大島永康[1,2]、木野幸一[1,2]、オローク・ブライアン[1,2]、鈴木良一[1,2]、清　紀弘[1,2]、田中真人[1,2]、小川博嗣[1,2]、藤原　健[1,2]、満汐孝治[1,2]、渡津　章[1,2]
[1]産総研、[2]新構造材料技術研究組合、[3]東工大

構造材料の状態を分析する冷中性子源として、小型電子加速器を用いた中性子源システムの構築を進めている。計画の概要と中性子源システムについて報告する。

キーワード：パルス中性子ビーム、電子加速器、構造材料

1. はじめに

輸送機器の軽量化は国内産業の国際競争力向上をもたらすことから、輸送機器の主要構造材料に用いられる金属や炭素繊維材料の軽量化や、革新的な新構造材料開発は重要な研究である。特に、試料単体あるいは部材等に組みつけた状態で構造材料の特性を計測する技術が求められており、我々はこの目的には冷中性子ビームが最適であると考えている。そこで産業利用を主目的とした小型・汎用的な冷中性子源を開発することにした。

2. 中性子源システムの全体概要

本中性子源は小型電子線形加速器で加速した 40 MeV 程度の電子をタンタルなどの金属ターゲットに照射して光核反応中性子を発生し、これをターゲット近傍に置いた中性子減速材に効率よく導いて、減速された中性子を高フラックスで発生させるための装置である。主な技術仕様を表に示す。

表　中性子源システムの主な仕様

電子ビーム	36 MeV、10 kW（最大）
金属ターゲット材質	タンタル
減速材材質	固体メタン（20 K に冷却）
中性子源寸法	4 m×4 m×3.5 m

3. おわりに

現在、中性子源システムの全体設計と並行して電子ターゲット、減速材、中性子遮蔽並びにビームライン等の設計を進めているところである。できるだけ汎用的な装置や技術を多く取り入れる方針で開発を進めている。

---

*Hiroyuki Toyokawa[1,2], Noriyosu Hayashizaki[1,2,3], Ryunosuke Kuroda[1,2], Nagayasu Oshima[1,2], Koichi Kino[1,2], Brian O'Rourke[1,2], Ryoichi Suzuki[1,2], Norihiro Sei[1,2], Masahito Tanaka[1,2], Hiroshi Ogawa[1,2], Takeshi Fujiwara[1,2], Koji Michishio[1,2], Akira Watazu[1,2]
([1]AIST, [2]ISMA, [3]Tokyo Tech)

産業利用のための小型電子加速器中性子源の開発
（2）最適なパルス中性子ビーム発生のための中性子源研究

Compact cold neutron source for structural material analysis
(2) Design of pulsed neutron source

*木野幸一[1,2]、豊川弘之[1,2]、大島永康[1,2]、小川博嗣[1,2]、オローク・ブライアン[1,2]、鈴木良一[1,2]、清　紀弘[1,2]、黒田隆之助[1,2]、田中真人[1,2]、藤原　健[1,2]、満汐孝治[1,2]、渡津　章[1,2]、林崎規託[1,3]
[1]産総研、[2]新構造材料技術研究組合、[3]東工大

構造材料の状態を分析する冷中性子源として、小型電子加速器を用いた中性子源システムの構築を進めている。本発表では、中性子源について報告する。

キーワード：パルス中性子ビーム、中性子源、電子加速器

1. はじめに

我々は、輸送機器の主要構造材料に用いられる金属や炭素繊維材料の軽量化や、革新的な新構造材料開発において、試料単体あるいは部材等に組みつけた状態での非破壊分析手法が有用であると考えている。特に物質透過力の高い中性子ビームの利用に着目しており、産業利用を主目的とした小型・汎用的な冷中性子源を開発することにした。

2. 中性子源の設計

我々は産業利用を目的とするにあたり、種々ある中性子計測手法のうち、パルス中性子透過法によるブラッグエッジイメージングが有効であると考えている。この手法には波長分解能の高いパルス中性子ビームが必要である。このために非結合型減速材を採用し、同時に冷中性子での高い中性子フラックスを実現するために固体メタンを減速材に採用している。また、小型な中性子装置を実現するために、中性子飛行距離を大型装置に比べ短く（8m）している。本中性子源には電子加速器からの電子ビームを用いるため、中性子とガンマ線が発生し、放射線防護の観点から遮蔽が重要である。我々は効果的な遮蔽を行うため、中性子源中心部から鉛、ホウ酸レジン、鉛、コンクリートの層状構造の遮蔽を採用した。

3. まとめ

現在、上記の中性子源の設計方針を元にしてコンピュータシミュレーションを進めている。これにより小型中性子装置でありながら産業利用に有効となるよう、中性子源やビームラインを構成する機器のパラメータを決定している。本発表では中性子源の構造を解説するとともに、シミュレーションによる設計評価を紹介する。

---

* Koichi Kino[1,2], Hiroyuki Toyokawa[1,2], Nagayasu Oshima[1,2], Hiroshi Ogawa[1,2], Brian O'Rourke[1,2], Ryoichi Suzuki[1,2], Norihiro Sei[1,2], Ryunosuke Kuroda[1,2], Masahito Tanaka[1,2], Takeshi Fujiwara[1,2], Koji Michishio[1,2], Akira Watazu[1,2], Noriyosu Hayashizaki[1,3]
([1]AIST, [2]ISMA, [3]Tokyo Tech)

原子炉燃料の健全性評価のための非破壊分析技術の開発
（８）中性子源開発 II

Development of Nondestructive Methods Adopted for Integrity Test of Next Generation Nuclear Fuels
(8) Development of neutron source in KURRI-LINAC II

*高橋 佳之[1]，堀 順一[1]，佐野 忠史[1]，伊藤 大介[1]，中島 健[1]，宇根崎 博信[1]，鬼柳 善明[2]
[1]京都大学原子炉実験所，[2]名古屋大学

MA 含有 TRU 燃料の健全性評価のために、パルス中性子・制動 X 線混在場を用いた総合的な非破壊分析システムを開発し、その実用性を評価することを目的とした研究開発を行っている。本研究では、京都大学原子炉実験所に付設された電子線型加速器（以下、京大炉ライナック）の中性子源の開発状況について報告する。

キーワード：非破壊分析法、中性子イメージング、核燃料、京大炉ライナック、パルス中性子源

1. 緒言

高速炉システムにおける MA 含有 TRU 燃料の健全性を評価する非破壊システムを開発するために、新たな研究開発プロジェクト N-DeMAIN が 4 年間の計画で平成 26 年度より開始された。本事業では、パルス中性子源を用いた中性子の共鳴吸収による手法を採用し、これによって核種濃度の定量、物性値の定量とそれらの可視化技術の高度化を実現する。これらを遂行するため、パルス中性子源および中性子輸送系に求められる性能として、高強度の中性子束、高時間分解能、さらに、高 L/D の中性子輸送系が挙げられる。本研究では、これらの要求を満足するために、数値計算を基に設計を行い、京大炉ライナックに新たな中性子源システム（減速材・反射材・コリメータ系）を導入した。この性能を評価するために、京大炉ライナック 12m 測定室において、Time-of-flight（TOF）測定実験を実施した。

2. 性能試験

中性子束と TOF スペクトル測定のために、中性子ビームを B-10 濃縮試料に照射し、(n,αγ)反応から放出される 478keV の捕獲ガンマ線を測定することにより、間接的に中性子スペクトルを得た。捕獲ガンマ線検出器には、直径 2 インチ、長さ 2 インチ 1 本の BGO シンチレータを使用し、それらを中性子ビーム入射方向に対して 90 度方向に設置した。得られた TOF スペクトルを図 1 に示す。本実験によって得られた中性子束は、平均ビーム電流 1μA 当たり熱中性子で 2.36 $\times 10^2$ [n/cm^2/μA/s]、熱外中性子で 2.13 $\times 10^2$ [n/cm^2/μA/s]となり、最大出力時で熱中性子束 4.72$\times 10^4$ [n/cm^2/s]、熱外中性子束 4.26$\times 10^4$ [n/cm^2/s]の中性子束が得られることが分かった。

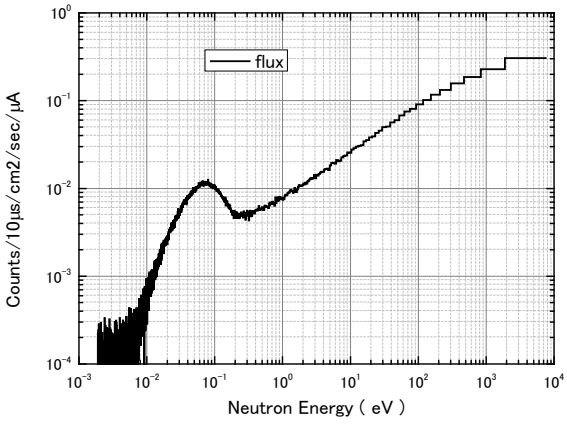


図 1 TOF 測定によって得られた中性子スペクトル

本報告は、文部科学省の原子力システム研究開発事業による委託業務として、京都大学が実施した平成 26、27、28 年度の「次世代原子炉燃料の健全性評価のための非破壊分析技術の開発」の成果を含む。

---

*Yoshiyuki Takahashi[1], Jun-ichi Hori[1], Tadafumi Sano[1], Daisuke Ito[1], Ken Nakajima[1], Hironobu Unesaki[1] and Yoshiaki Kiyanagi[2]
[1]Kyoto University Research Reactor Institute, [2]Nagoya University

原子炉燃料の健全性評価のための非破壊分析技術の開発
（9）中性子と X 線イメージングの複合化　Ⅱ

Development of Nondestructive Methods Adopted for Integrity Test of Next Generation Nuclear Fuels
(9) Combination between neutron and X-ray radiograms II

*長谷美 宏幸[1]，加美山 隆[1]，佐藤 博隆[1]，中島 健[2]
[1]北海道大学大学院工学研究院，[2]京都大学原子炉実験所

中性子 TOF 法に基づく共鳴吸収イメージングにおいて空間分解能の向上及び測定の効率化を目的とし、高精細 X 線画像と中性子イメージをもとに核種弁別への応用が可能な相乗イメージング手法についての検討を行った。

キーワード：非破壊分析法，中性子イメージング

1. 緒言

平成 26 年度より MA 含有 TRU 燃料の健全性評価のために、パルス中性子・制動 X 線混在場を用いた総合的な非破壊分析システムを開発する研究プロジェクトがスタートした。本プロジェクトにおける研究開発項目の一つとして、中性子・X 線の両者を融合したイメージング技術の開発がある。これは、X 線撮像による高精細な形状データに、共鳴吸収イメージングで測定した物性値を付与することで、高精細な物性値イメージを取得するというものである。本発表では、物性値付与の前段階である核種弁別のための中性子・X 線による相乗イメージング法について報告する。

2. 相乗イメージング

2 つの画像の濃度分布がそれぞれ $p(a)$, $p(b)$であるとき、両画像の同じ座標点における濃度値のペア(a_i,b_j)の頻度分布 $h(a,b)$を 2 次元ヒストグラムと定義する。中性子・X 線相乗イメージングにおける 2 次元ヒストグラムは透過量の頻度分布となり、中性子と X 線の透過力の違いによって図に示すようなスポットが現れる。これらのスポットは試料に含まれる核種に対応するため、この情報を利用して核種の分布を取得することができる。本研究では中性子透過画像（分解能 1 mm）と X 線透過画像（分解能 0.1 mm）に対して相乗イメージングを行い、図に示すような元素分布を得た。中性子においてコントラストの小さいホウ素とカドミウムに関しても X 線におけるコントラストを利用することで弁別が可能になっている。また、この画像は元の X 線画像の分解能を保持していることがわかった。

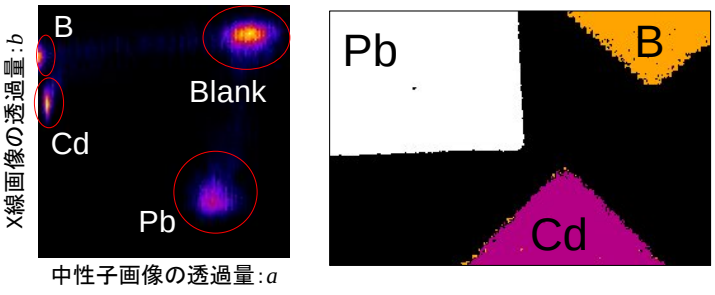


図　中性子・X 線画像における 2 次元ヒストグラム（左）と相乗イメージングにより得た元素分布（右）

3. 結論

中性子と X 線を複合的に利用することで核種弁別を行う相乗イメージング法を開発した。低分解能の中性子画像と高分解能の X 線画像に対して適用することで、高精細な元素イメージを得ることに成功した。

謝辞

本研究は、特別会計に関する法律（エネルギー対策特別会計）に基づく文部科学省からの受託事業として、京都大学が実施した平成 29 年度「次世代原子炉燃料の健全性評価のための非破壊分析技術の開発」の成果を含む。

*Hiroyuki Hasemi[1], Takashi Kamiyama[1], Hirotaka Sato[1] and Ken Nakajima[2]
[1]Faculty of Engineering, Hokkaido University, [2]Kyoto University Research Reactor Institute

原子炉燃料の健全性評価のための非破壊分析技術の開発

（7）空間分解能の改善 II

Development of Nondestructive Methods Adopted for Integrity Test of Next Generation Nuclear Fuels
(7) Improvement of Spatial Resolution II

*小出 純平[1]，浦垣 俊幸[1]，羽倉 尚人[1]，河原林 順[1]，持木 幸一[1]
[1]東京都市大学

パルス中性子 TOF 法に基づく共鳴吸収イメージングシステムのための撮像システムの空間分解能改善のためのサブピクセルシフト法を実験的に検証した。

キーワード：非破壊分析法、中性子イメージング、超解像

1. 緒言

パルス中性子 TOF 法に基づく共鳴吸収イメージングは、高放射能の対象においても、非破壊で測定対象内部の核種分布の分析が可能なため、TRU 燃料内の分析への応用が期待されている技術である。一方、この技術の撮像システムに用いられる GEM 検出器や MA-PMT は、ピクセルサイズが 0.8～3 mm 程度であり、TRU 燃料の品質管理上問題となる直径 400 μm の Pu スポットの検知は困難である。そこで、サブピクセルシフト法による撮像と再構成計算による空間分解能改善を検討している。本研究では、中性子による透過画像をサブピクセルシフト法によって撮像し、再構成計算を行った結果について報告する。

2. 実験体系と計算方法

図 1 に、HUNS(北海道大学)の 7 m ビームラインと GEM 検出器(Thin-GEM; Bee Beans Technology)による実験体系において、GEM 検出器から 20 mm の位置に被検体を設置した。サブピクセルシフト法のために、被検体を初期位置から縦横に 0.4 mm ずつ移動させ、各位置で 1 時間半ずつ、計 4 ヵ所撮像した。また、同位置にて、被検体を取り外して撮像した。撮像後、各画像のゲイン補正、ML-EM 法による再構成計算を行った後に、被検体の透過率を求めた。

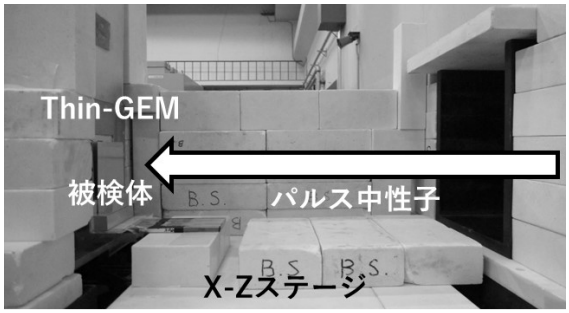


図 1　HUNS における実験体系

3. 結果

図 2 に、撮像画像の内の 1 枚と超解像処理後の透過率をそれぞれ示す。図 2 より、再構成計算によって、画像が鮮明になった事が分かる。また、図 3 に図 2 で拡大表示した径 0.5 mm の Cd 線を 1.5 mm 間隔で 4 本並べたラインペアのプロファイルの比較結果を示す。再構成前は図 3 の 7 pixel 付近にある線の境界を分別できていないが、再構成後は認識可能である。この事から、空間分解能の改善を確認した。

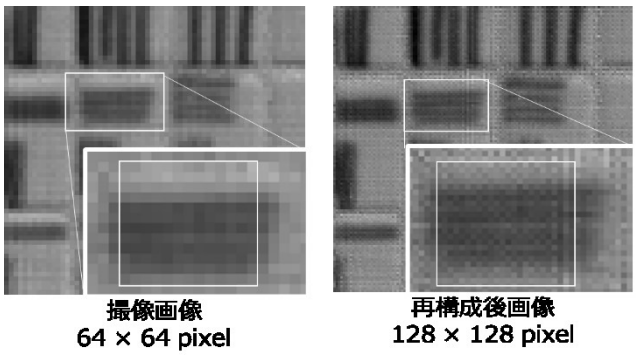


図 2　再構成結果の比較

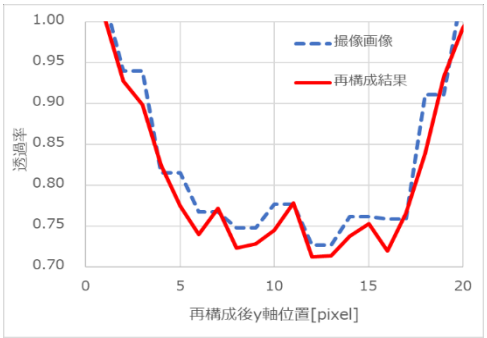


図 3　再構成前後の
ラインペアのファイルの比較

*Junpei KOIDE[1], Toshiyuki URAGAKI[1], Naoto HAGURA[1], Jun KAWARABAYASHI[1], Koh-ichi MOCHIKI[1]
[1]Tokyo City Univ.

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：202-3 Neutron Source, Neutron Technology

Fri. Sep 15, 2017 2:45 PM - 4:55 PM JST | Fri. Sep 15, 2017 5:45 AM - 7:55 AM UTC | Room N N307 - N Block

[3N10-17] Neutron Source

Chair:Kenichi Watanabe (Nagoya Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[3N10] Technical validation evaluation of mercury target vessel (module) with partial contraint free for power uprates of a pulsed spllation neutron source of J-PARC

*Eiichi Wakai[1], Hiroyuki Kogawa[1], Takashi Wakaui[1], Takashi Naoe[1], Katsuhiro Haga[1], Wenhai Guan[1], Hiroshi Takada[1], Masatoshi Futakawa[1] (1. JAEA, J-PARC)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[3N11] Stress evaluations for optimizing target vessel structure of high intensity spallation neutron source of J-PARC

*Wenhai Guan[1], Eiichi Wakai[1], Hiroyuki Kogawa[1], Takashi Naoe[1], Takashi Wakui[1], Katsuhiro Haga[1], Hiroshi Takada[1], Masatoshi Futakawa[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[3N12] Measurement of the spallation neutron energy spectrum at a backwards angle from the MLF mercury target at J-PARC

*Hiroki Matsuda[1], Shinichiro Meigo[1], Hiroki Iwamoto[1] (1. J-PARC/JAEA)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[3N13] Development of X-band Electron Linac-based Compact Neutron Source for Nuclear Debris and Spent Fuel Analysis

*Yudhitya Kusumawati[1], Yuki Mitsuya[1], Jean-Michel Bereder[1], Mitsuru Uesaka[1] (1. The University of Tokyo)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[3N14] Fusion Reaction on the Electrode of Neutron Source for Low Dose Rate Radiotherapy

*Satoshi Konishi[1], Ryuta Kasada[1], Keisuke Mukai[1] (1. Kyoto Univ.)

4:00 PM - 4:15 PM JST | 7:00 AM - 7:15 AM UTC

[3N15] Target and shielding design of accelerator-driven transportable neutron source (II)

*Yusuke Kushima[1], Tomohiro Kobayashi[2], Yujiro Ikeda[2], Noriyosu Hayashizaki[3], Naoto Hagura[1], Jun Kawarabayashi[1], Yoshie Otake[2] (1. Tokyo City Univercity, 2. RIKEN, 3. Tokyo Tech)

4:15 PM - 4:30 PM JST | 7:15 AM - 7:30 AM UTC

[3N16] Beam transport optics for compact neutron sources III

*Masahiro Hino[1], Takuya Hosobata[2], Hisao Yoshinaga[1], Tatsuro Oda[1], Shin Takeda[2], Yutaka Yamagata[2], Norifumi L Yamada[3], Koichiro Hori[3], Hitoshi Endo[3], Michihiro Furusaka[4] (1. Kyoto Univ., 2. RIKEN, 3. KEK, 4. Hokkaido Univ.)

4:30 PM - 4:45 PM JST | 7:30 AM - 7:45 AM UTC

[3N17] Development of a general-purpose code for thermal neutron scattering cross-sections by molecular dynamics (II)

Implementation of the function for generating thermal neutron scattering law data

*Yutaka Abe[1], Fumiaki Funama[1], Seiji Tasaki[1], Masahiro Hino[1] (1. Kyoto University)

4:45 PM - 4:55 PM JST | 7:45 AM - 7:55 AM UTC

Time reserved for Chair

J-PARC 核破砕パルス中性子源の大強度化のための半無拘束型ターゲットの技術実証評価

Technical validation evaluation of mercury target vessel (module) with partial constraint free for power uprates of pulsed spallation neutron source of J-PARC

＊若井栄一、粉川広行、涌井隆、直江崇、羽賀勝洋、管文海、高田弘、二川正敏,
原子力機構　J-PARC センター

J-PARC 核破砕パルス中性子源の大強度化のため、運転時に水銀ターゲットに高い応力が負荷される領域に対し、水銀容器と保護容器の間の拘束部を取り除いた半無拘束型ターゲット容器構造の設計検討と製作技術の実証試験を行った結果、応力を低減できる半無拘束型ターゲットの構造と製作の成立性の目途を得た。

キーワード：J-PARC, Spallation neutron source, Mercury target vessel (module), Partial constraint free, EBW

1. 緒言

大強度陽子加速器施設（J-PARC）の核破砕中性子源施設は 1 MW(3 GeV, 25 Hz）での安定運転を目標としている。核破砕中性子源の水銀ターゲット容器（モジュール）は、水銀容器及び冷却水層を有する保護容器から成る薄肉多重容器構造を持ち、SUS316L 鋼で製作されている。パルス陽子ビーム入射によって生じる水銀の発熱により、容器間を接続するリブ構造部に高い熱応力が生じる。本研究では、運転時に発生する応力を低減するためのモデル構造の検討を行い、熱負荷が高い領域から水銀容器と保護容器の間のリブを除去した半無拘束型ターゲット(図１)設計を進め、その製作技術の実証を実施した。

2. 評価方法と試験条件

水銀ターゲット容器（モジュール）内の各部の内圧と温度条件を表１に示す。陽子ビームのトリップ等により、繰り返しの高い応力が負荷されるが、１時間当たり２回のビームトリップを想定して運転時間を 5,000 時間とした場合、10^4回の熱疲労が生じる。JIS 圧力容器の設計疲労曲線から 1 MW の運転時に発生する熱応力の許容値は 883 MPa となる。このような条件の下、半無拘束型ターゲットの構造モデルを有限要素解析によって評価した。また、製作技術においては、図 2 に示すように、水銀容器と保護容器を繋ぐ部分(リブ)は溶接によって製作するが、この時に生じる熱変形や残留応力を低下させるため、リブに対して電子ビーム溶接(EBW)法による製作実証試験を行った。また、保護容器はこれまで 2 枚の板をリブで接続する構造とし、水路を構成していたが、保護容器の強度向上と製作性を高めるため、水路構造の加工はガンドリルによる穴あけ方式によってその製作技術実証を行った。

3. 結果と結論

半無拘束型ターゲットの構造モデルに対して、仔細な構造を検討した結果、1MW 運転時の熱応力の最大値が約 700 MPa となり、設計条件を十分に満足する結果を得た。また、製作実証試験では、図 2 のような狭い領域のリブ部の電子ビーム溶接を実施した結果、表面近傍以外で良好な溶接状態であることが確認された。スパッタなどが観察された表面領域は、溶接後にワイヤーカット加工によって欠陥部を除去することとした。また、水路加工に対してガンドリルなどによって穴径がφ5 mm 以上であれば、500 mm を超える長穴に対しても、良好な加工ができることが分かった。これらの製作技術の実証試験の結果から、半無拘束型ターゲット容器(モジュール)の製作に関する必要な技術的な目途を得ることができた。

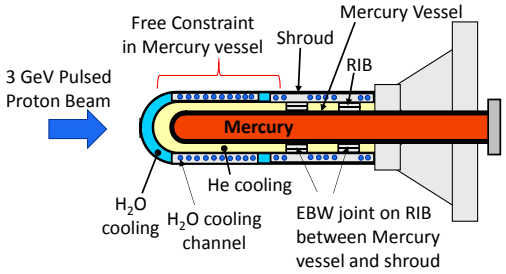


Fig.1: Conceptual structure of improved mercury vessel (module).

Table 1: Design condition of mercury target module

Layer	Design Pressure (MPa)	Temperature of inlet (°C)
Hg	0.5	50
He	0.2	25
H_2O	0.5	25

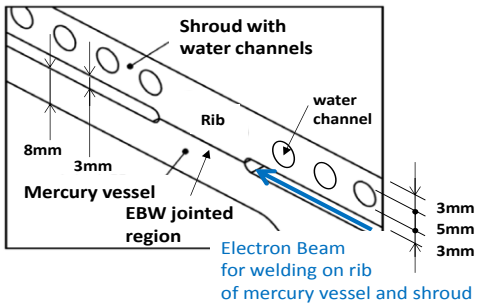


Fig. 2: Schematic image of main validation tests of fabrication technology (EBW and water channel cutting by gun drill) for mercury target module with partial constraint free.

*Eiichi Wakai, Hiroyuki Kogawa, Takashi Wakui, Takashi Naoe, Katsuhiro Haga, Wenhai Guan, Hiroshi Takada, Masatoshi Futakawa
Japan Atomic Energy Agency, J-PARC Center

J-PARC の 1 MW 大強度核破砕中性子源のターゲット容器の応力評価による構造最適化研究

Stress evaluations for optimizing target vessel structure of high-intensity spallation neutron source of J-PARC

*管文海[1]，若井栄一[1]，粉川広行[1]，直江崇[1]，涌井隆[1]，羽賀勝洋[1]，高田弘[1]，二川正敏[1]
[1]日本原子力研究開発機構

J-PARC 核破砕中性子源は 1 MW 大強度運転を目標にし、高い熱負荷に耐える水銀ターゲット容器の性能向上を行っている。本研究では、熱応力低減を目的として構造解析に対して最適化技法の一つであるタグチメソッドを組み合わせて容器内部の構造最適化を実施し、更なる高出力に耐える構造の検討を実施した。

キーワード：Spallation neutron source, Target vessel, Thermal stress, Stress evaluation, Taguchi method, J-PARC

1. 緒言

J-PARC の大強度核破砕中性子源で使用する水銀ターゲット容器は、水銀容器及び冷却水層を有する保護容器から成る SUS316L 製薄肉多重容器構造であり、1 MW(3 GeV, 25 Hz)での安定運転を目標としている。パルス陽子ビーム入射によって生じる水銀の発熱により、容器間を接続するリブ構造部に高い熱応力が生じる。また、熱応力は陽子ビームのトリップによって繰返し負荷される。1 MW 大強度運転を安定的に実施するためにも、熱疲労に対する耐久性向上の観点から発生応力を低減する必要がある。本研究では、将来的な出力増強を視野に入れて、既存のターゲット容器の構造モデルを基にして、ロバストな設計や大幅に解析ケースを減らす等の特徴を有するタグチメソッド[1]を適用し、水銀ターゲット容器に発生する熱応力を低減するための構造モデルの最適化検討を新しいアプローチによって実施した。

2. 解析

汎用有限要素解析ソフト Abaqus により保護容器の 1/2 モデルを用いて、内圧・熱応力について弾性解析を実施した。ヘリウム層と冷却水層の内圧は各々、運転条件の 0.2 MPa とし、発熱は、粒子輸送計算に基づく発熱密度分布で与えた。冷却水層の熱伝達係数は、熱流動解析の結果を用いた。構造モデルの最適化を検討するため、特に、リブの形状効果を重点とし、リブ先端半径、リブ長さ、リブ左右の間隔、リブ前後の間隔及び内側と外側保護容器の厚さの 6 個のパラメータを用いて、各パラメータに対し適用可能な寸法の範囲内で 3 条件を設定した。このようなタグチメソッドの適用により、全テストマトリクス(2×3^6)の計算とほぼ等価である 18 種類の解析モデルを抽出し、構造解析を実施した。さらに、同手法に基づき、有限要素解析によりリブ周辺のピーク応力や最大変形量と各パラメータ及び条件の関係を求め、応力と変形量が最も低減可能なパラメータとその条件を評価し、保護容器の構造を検討した。

3. 結果

本研究の解析結果の一例として、発生応力が高くなる外側保護容器の Mises 応力分布を図 1 に示す。タグチメソッドによって評価した構造モデルでは、従来に比べて形状の変数を大幅に増加させた計算手法に相当するため、応力分布をさらに低減できる条件を示すことができた。今後のターゲット容器の構造設計に対し、このような新しい解析法を用いることによって、より高出力に耐える設計の最適化を短期間に進めていくことが期待される。なお、現在の解析では、2 重保護容器のみに着目して最適化を実施し、水銀容器の発熱や圧力の影響を考慮していないため、今後、より詳細な評価を行い、最適化構造の検証を実施していく予定である。

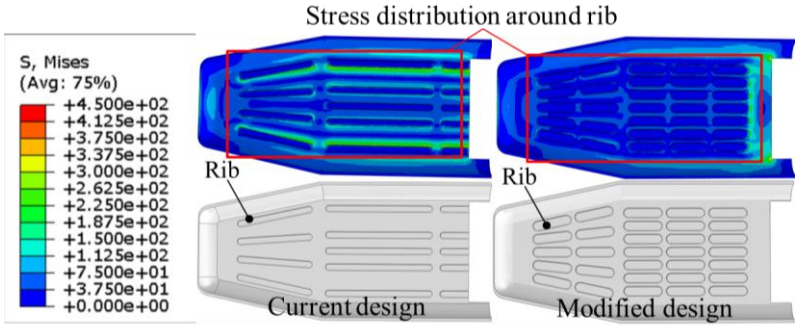


図 1 既存モデルと最適化した外側保護容器の応力分布

参考文献：[1] G. Taguchi，ロバスト設計のための機能性評価―効率的開発の方法，日本規格協会，東京, 2000).

*Wenhai Guan[1], Eiichi Wakai[1], Hiroyuki Kogawa[1], Takashi Naoe[1], Takashi Wakui[1], Katsuhiro Haga[1], Hiroshi Takada[1] and Masatoshi Futakawa[1]　[1]Japan Atomic Energy Agency

J-PARC MLF 水銀標的からの後方角核破砕中性子のスペクトル測定

Measurement of the spallation neutron energy spectrum at backward angle from the MLF mercury target at J-PARC

*松田 洋樹，明午 伸一郎，岩元 大樹
J-PARC/JAEA

加速器駆動システムの実現のためには、核破砕中性子源から後方に生成する中性子の挙動が遮蔽や機器の放射化の評価で重要になる。本研究では ADS の核特性評価に用いられる計算コード検証のために、水銀標的に 3 GeV 陽子を入射する場合において、入射陽子に対して 180 度方向に生成する中性子の絶対強度スペクトルを測定した。

キーワード：核破砕中性子，J-PARC，BC501A，後方角中性子生成，ビーム損失

1. 緒言　加速器駆動システム (ADS) では、数 GeV に加速された陽子を鉛ビスマス共晶合金に入射する際に生じる核破砕中性子によりマイナーアクチニド等の核変換を行う。入射陽子から後方角に放出される中性子の挙動が、施設の遮蔽や電磁石等の放射化の評価で重要となる。J-PARC の物質・生命科学実験施 (MLF) の水銀核破砕中性子源においても、標的上流側のビーム輸送施設 (3NBT)において僅かな機器の放射化が発生しているが、この原因がビーム損失か後方角に生成する中性子に起因するものかは不明である。この原因の特定は 3NBT において重要であるため、本研究では MLF から後方に生成する核破砕中性子の絶対強度のスペクトル測定を行った。

2. 実験　実験は 3 GeV シンクトロンで加速された陽子を MLF に導く 3NBT において行った。測定は MLF の水銀標的から約 120 m 上流に位置する水平ビーム偏向部の偏向電磁石(偏向角度 7.5°)の上流で行った。パルス当たりの中性子強度が強いため、パイルアップを防止するため微弱なビーム(約 100 W)の陽子ビームを用い、検出器には小型の BC501A(φ8mm × 20mm)を使用した。検出器を電磁石付近に設置する必要があったため漏れ磁場対策としてパーマアロイを用いた。測定下限エネルギを可能な限り低くするため、低損失信号伝送ケーブルを用いた。これにより ^{241}Am の 60 keV 光子による光電ピークが明確に確認でき、数百 keV までの広いエネルギ領域の測定が可能となった。データ収集は FPGA により波形弁別可能な VME モジュール（SIS 3316）を用い、飛行時間法と SCINFUL-R による検出効率により絶対強度のエネルギスペクトルを得た。スペクトルの絶対値の検証のためにインジウム箔の放射化法により絶対強度を確認した。

3. 結果・考察　測定で得られた飛行時間スペクトルにはビーム損失に起因するフラッシュγは確認されなかったため、3NBT の放射化は中性子源から後方に生じる核破砕中性子に起因することがわかった。図 1 に本実験で得られた絶対強度の中性子スペクトルを示す。本測定によりビーム損失の寄与は小さく、3NBT の放射化は核破砕中性子源から後方に生じる中性子に起因することがわかった。また 0.2-80 MeV までの広範囲にわたるデータを得ることができ、構造材のチタンによる共鳴ピーク(0.2 – 0.3MeV 付近）も確認できた。
本スペクトルデータは ^{115}In(n,n')^{115m1}In 反応（閾値 0.34 MeV）による放射化法による結果と誤差の範囲内で一致を示した。発表では PHITS コードとの比較検討を示す予定である。

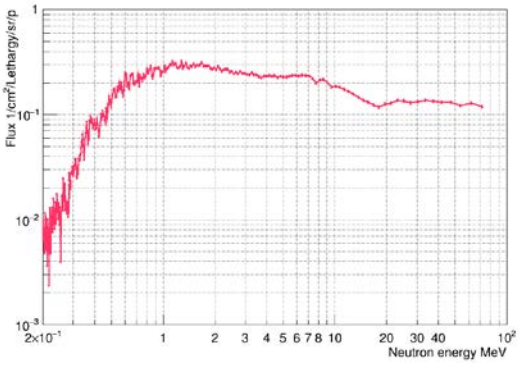


図 1 測定で得た中性子エネルギスペクトル

*Hiroki Matsuda, Shin-ichiro Meigo, Hiroki Iwamoto
J-PARC/Japan Atomic Energy Agency

Development of X-band Electron Linac-based Compact Neutron Source for Nuclear Debris and Spent Fuel Analysis

*Yudhitya Kusumawati[1], Yuki Mitsuya[1], Jean-Michel Bereder[1], Mitsuru Uesaka[1]

[1]The University of Tokyo

Abstract:

X-band electron linac coupled with Tungsten and Beryllium as photon and neutron converter makes a compact neutron source system. With its short pulse enables for short ToF measurement, this compact neutron source along with energy-resolved neutron imaging detector can be implemented in on-site nuclear debris measurement system, especially for Fukushima Daiichi area.

Keywords: Neutron detector, neutron source, nuclear debris, time of flight, X-band linac

1. Introduction

For the purpose of neutron resonance spectroscopy analysis especially on nuclear debris at Fukushima Daiichi area, a ToF measurement system with shorter neutron pulse is being developed. This can be achieved by using electron linac based neutron source through utilization of X-band electron linac and neutron target Beryllium.

2. Electron Linac based Neutron Source

Tungsten as electron-to-photon converter is attached at the outlet of electron accelerator to generate X-ray beam, and a separate neutron target unit with Beryllium as photon-to-neutron converter is put next to the X-ray source.

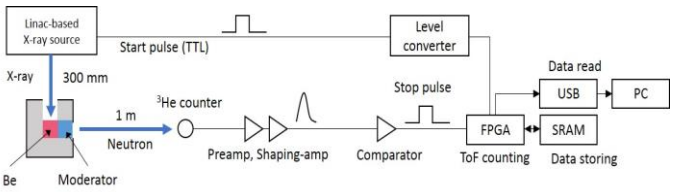


Fig. 1: ToF experiment schematic

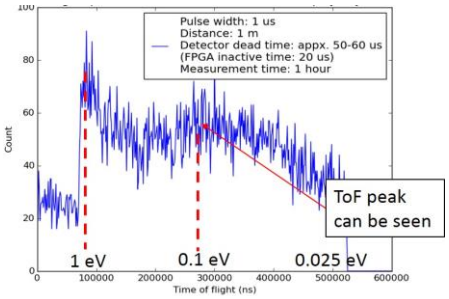


Fig. 2: Neutron energy spectrum from the ToF experiment

The measurement use neutron ToF method, in which the sample is put in a certain distance to make a neutron flight path between the neutron source and measured material. With the setup referring to Figure 1, ToF experiment using 3.95 MeV X-band neutron source and Beryllium neutron target has been performed to measure the energy of this neutron source. A preliminary ToF measurement was performed with 1-meter distance. The neutron time of flight spectrum was successfully obtained and manually converted into energy scale as presented in Figure 2.

3. Conclusion

By using X-band electron linac coupled with photon and neutron converter, a neutron source with shorter pulse can be made. From the experiment result, 3.95 MeV electron linac based neutron source proves that it can be used in a neutron time of flight measurement. The next development is to test this neutron source for energy-resolved neutron imaging, by using a glass gas electron multiplier (G-GEM) with a Boron converter plate as the detector.

References

[1] M. Uesaka et al., “950 keV, 3.95 MeV and 6 MeV X-band linacs for nondestructive evaluation and medicine,” 2011 Nucl. Instrum. Methods Phys. Res. A., Vol.657, Issue 1, pp. 82-87, November 2011.

医療用低線量率核融合中性子源の電極上核融合反応

Fusion Reaction on the Electrode of Neutron Source for Low Dose Rate Radiotherapy

*小西哲之[1]，笠田竜太[1]，向井啓祐[1]

[1]京都大学エネルギー理工学研究所

低線量率の繰り返し多門照射による中性子線の医療応用を目的として放電型核融合中性子ビーム源を開発した。グロー放電を行う電極にチタンを蒸着し、そこでの核融合反応を利用する。チタン重水素化物の性状とフラックスとの関係を評価し、必要フラックスを得られる見通しを得た。

キーワード：中性子、放射線治療、核融合、放電、チタン重水素化物

1. 緒言

演者らは低線量率中性子ビームの多門繰り返し照射による医療応用の可能性を検討し、円筒放電管型核融合中性子源を開発した。これは図１に示すような円筒のグロー放電装置で、筒状の陰極中を重水素イオンが往復して放電を維持するとともに、電極に衝突したイオンおよび中性粒子が電極上の吸着重水素と核融合反応を起こす。このために電極内部にチタン蒸着を施し、重水素化しており、このチタン重水素化物の性状、重水素分布を測定し、中性子発生との関係を調べた。

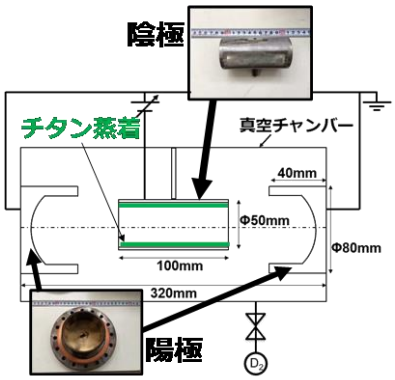


図１　円筒放電管核融合中性子源の構造と電極

2. 実験

オーステナイト製円筒陰極の内部にチタンフィラメントを設置し、２時間蒸着した後重水素ガスを 10Pa で充填して数時間放置し、重水素化した。これを放電管としてグロー放電特性と中性子発生を測定した。使用後の電極を取り出し、Ｘ線回折および高周波グロー放電発光分析(RF-GD-OES)によりチタン重水素化物層を分析した。

3. 電極の分析結果

Ｔｉ蒸着電極では類似のグロー放電条件においてステンレス電極の時の数倍の中性子発生が認められた。放電後の電極のＸ線回折像を図２に示す。陰極内側にのみＴｉが重水素化物として存在することが確認された。この重水素化物層を含む試料の RF-GD-OES による深さ方向の元素分布を図３に示す。チタンは 1.5μｍ程度の厚さであるが、重水素の存在状態が表面から２種あることが示唆される。ＸＲＤの結果と合わせて考えれば、表面に近い側 0.5μｍまでが TiD_2、より深いところは溶解状態の D とみられる。

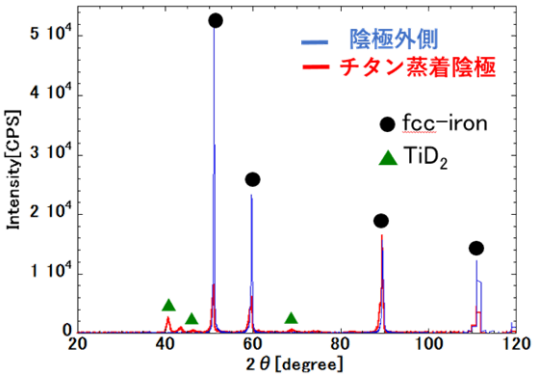


図２　Ｔｉ蒸着電極のＸＲＤ。

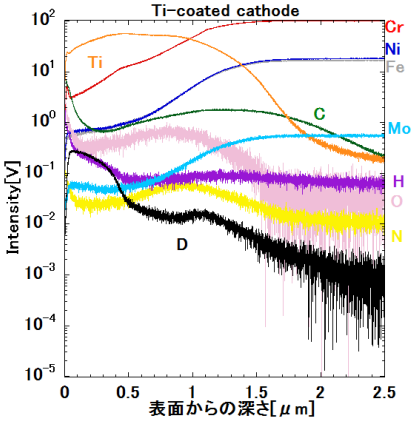


図３Ｔｉ蒸着電極の重水素深さ分布。

4. 結論

低線量率の医療応用を想定する場合、正常細胞と腫瘍細胞の照射影響の差を利用し、影響を与えるためには６時間間隔で１日２回、各 1x10^7 n/sec 程度の中性子が必要である。重水素が図３に示すような深さ分布を持つ場合、50keV 程度のイオンエネルギーであれば 0.5μｍまでの重水素と核融合反応を起こすことができ、必要フラックスの熱外中性子ビームを発生させることができるものと考えられる。

しかし、グロー放電中では荷電交換により中性化すると放電電圧より低いエネルギーを持つこともあるので、重水素分布深さと印加電圧の関係において考慮する必要がある。また、より厚い蒸着層を形成する場合は効果的な印加電圧もより高くなる。

*Satoshi Konishi[1], Ryuta Kasada[1] and Keisuke Mukai[1]

[1]Kyoto University, Institute of Advanced Energy

加速器駆動可搬型中性子源のターゲットおよび遮蔽設計（Ⅱ）

Target and shielding design of accelerator-driven transportable neutron source (II)

*串間　祐亮[1]，小林　知洋[2]，池田　裕二郎[2]，林崎　規託[3]，羽倉　尚人[1]，
河原林　順[1]，大竹　淑恵[2]
[1]東京都市大学，[2]理化学研究所，[3]東京工業大学

社会インフラ劣化が喫緊の課題となっている現在、橋梁等の大型コンクリート構造物内部状態を非破壊で検査出来る新たな技術開発が急がれている。その期待に応えるため理研では、加速器駆動小型中性子源 RIKEN accelerator-driven compact neutron source (RANS)を用いたこれまでの実験成果を基に、現場利用を目標とする可搬型中性子源のプロトタイプ開発を開始した。現在基本設計を進めており、前回発表の中性子発生特性に続き、今回はターゲットステーションの遮蔽特性評価について報告する。

キーワード：小型中性子源，加速器，モンテカルロ計算，Li ターゲット

1. 緒言

本研究は、高速中性子を用いたバルクインフラ構造物内部のイメージング技術開発を大目的としている。その目的達成の段階として可搬型中性子源のプロトタイプ RANS2 の開発を開始した。中性子発生には 2.49MeV の陽子を Li 標的に入射し、^{7}Li(p,n)^{7}Be 反応を用いる。まず、小型システムの概略サイズと重量を把握する為に、発生中性子に対し、遮蔽体材料、中性子吸収材の割合、及び厚さを変えて遮蔽性能を評価した。設計指針として、遮蔽体外部の中性子束が 1 個/100μA 及び遮蔽総重量は 1t 未満を設定した。

2. 評価計算

計算には粒子輸送計算コードは PHITSver2.870 を用いた[1]。核データとして(ENDF70)が組み込まれている[2]。材料による遮蔽効果を評価するために、**図１**に示すように、直径 60cm、長さ 80cm の円筒形ポリエチレンの中心に直径 2cm、厚さ 80μm の Li 標的を置き、円筒の中心軸に沿って 2.49MeV の陽子を入射し中性子を発生させ、前方方向のコーン形状の孔から中性子を取り出す。この円筒中性子源に接して、直径 2m、厚さ 60cm の対象とする材料の円盤体系を設置した。対象の材料は、ポチエチレン(PE)とボロン付加ポリエチレン(BPE　: B_2O_3 10wt%)、ボロン付加ポリエチレン(BPE　: B_2O_3 5wt%)、ボロン付加ゴム(BR　:B_4C 80wt％) で、 20cm:40cm 、 30cm:30cm 、 10cm:50cm 、10cm:15cm(BPE　: B_2O_3 5wt%):35cm(BR)、の比で組み合わせを変化させ、表面から 10cm 毎の深さにおける中性子数を求めた。中性子束は、Li 標的に入射する陽子数 100μA 当たりとし材料をパラメーターとする結果を**図２**に示す。さらに、半径 20cm、長さ 40cm の PE の円筒の周りに 10cm 分の厚さ相当のボロン付加量を変えた BPE(B_2O_3 10wt%)、BPE(B_2O_3 5wt%)を設置した円筒の周りの中性子と γ 線束を計算した。比較の為に、半径 30cm、長さ 60cm で材質が PE、BR(B_4C 80wt%)それぞれのみで模擬した円筒においても同様の計算を行った。

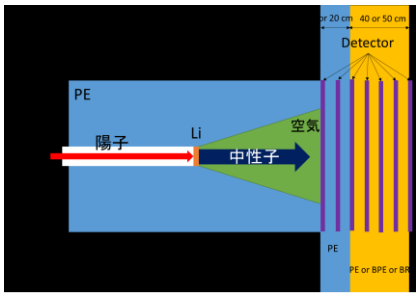


図１：中性子源と遮蔽材組合せ検討体系図

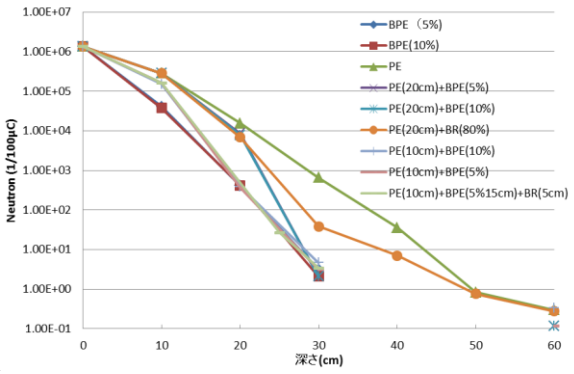


図２：遮蔽体系中における中性子束分布

3. 結果

図２から、RANS2 の条件(最大電流 100μA)では、PE を 20～30cm 置き、10cm 厚 BPE(B_2O_3 10wt%)、BPE(B_2O_3 5wt%)を追加することで目標を達成できる事が示された。ボロンゴムは BPE ほど遮蔽効果が見られなかった。BPE の効果は、同様に円筒側面の中性子遮蔽でも確かめられた。さらに γ 線のエネルギースペクトルから、必要な鉛 γ 線遮蔽厚さの評価が可能となった。

4. 結論

本評価から、2.45MeV 陽子が入射する Li 標的から発生する中性子及び γ 線の遮蔽に必要となる RANS2 の基本的なパラメーターを明らかにした。主たる遮蔽材料の PE の密度から概算すると、ターゲットステーションの重量は 1t 未満が達成可能で可搬性を持つ小型化の見通しが示された。今後この結果を踏まえて、中性子出射側のコーン形状など、ターゲットステーションの詳細を段階的に決定していく予定である。

参考文献

[1] T. Sato, et al, Particle and Heavy Ion Transport Code System PHITS, Version 2.52, J. Nucl. Sci. Technol. 50:9, 913-923 (2013)
[2] http://wwwndc.jaea.go.jp/ENDF_Graph

*Yusuke Kushima[1], Daisuke Matsushima[1], Tomohiro Kobayashi[2], Yujiro Ikeda[2], Noriyosu Hayashizaki[3], Naoto Hagura[1], Jun Kawarabayashi[1] and Yoshie Otake[2]
[1]Tokyo City Univ., [2]RIKEN, [3]Tokyo Tech

コンパクト中性子源のためのビーム輸送光学３

Beam transport optics for compact neutron sources III

*日野正裕[1], 細畠拓也[2], 吉永尚生[1], 河合利秀[2], 小田達郎[1], 武田晋[2], 山形豊[2],
山田悟史[3], 堀耕一郎[3], 遠藤仁[3], 古坂道弘[4], 川端祐司[1]
[1]京大, [2]理研, [3]高エネ機構, [4]北大

コンパクトな小型中性子源に有用なビーム輸送光学デバイスであり、従来の中性子輸送を変える可能性のある金属基板中性子集光スーパーミラーの開発状況を紹介する。

キーワード：コンパクト中性子源、集光ミラー、スーパーミラー、中性子光学、金属基板

学術のみならず産業利用を視野に加速器を用いたコンパクトな小型中性子源開発が盛んになっている。中性子利用多岐にわたっているが、中でも熱・冷中性子ビームを用いた中性子散乱やイメージングのニーズは近年 J-PARC/JSNS や SNS の稼働もありますます大きくなっている。コンパクト中性子源の中性子発生率は概して大規模中性子源の 1/1000 以下と極端に少なく、それに伴い得られる熱・冷中性子ビーム強度も少ない。しかし J-PARC/JSNS のような大強度加速器中性子源や JRR-3 や KUR 等の研究用原子炉と異なり、利用目的を絞り、それに適した中性子源設計とビーム輸送が可能となる。特に大強度中性子源ではアクセスすることすら大変困難な、中性子源近傍の中性子輸送光学の開発研究が可能となる。またパルス中性子源では、中性子の発生総量が少なくても TOF を用いて時間弁別することでバックグラウンドを下げ、高い S/N での測定が可能となる。中性子総量が少ないことは、遮蔽や放射性廃棄物等が大幅に軽減される。

必要な低速中性子だけを高効率で輸送するために、中性子源と高い反射性能を持つ曲面スーパーミラー等の中性子輸送系の直結、果ては融合が期待される。しかしコンパクト中性子源とはいえ、ビーム利用可能な中性子強度を得るための中性子源近傍では、強力な放射線下にさらされる。熱・冷中性子輸送手法の代表である中性子スーパーミラー導管では、平滑な平面のガラスやシリコンが基板として利用される。これらの素材を平滑に曲率の大きな回転体等に加工することは大変困難であり、耐放射線や脆性的にも問題がある。しかし金属を基板とできれば、耐放射線にも優れ、分割して組み合わせ、構造材、例えばミラー自体を真空チャンバーや遮蔽としても利用可能となる。また機械加工用の NC 加工機での製作が可能となり、製作期間の劇的な短縮とコスト削減も期待できる。問題は高性能なスーパーミラーの実現には、基板の表面粗さを 0.3nm 程度以下に抑える必要があることであったが、我々は燐リッチで無欠陥な無電解ニッケルメッキを用いることで表面粗さ 0.3nm 以下を実現し、実用的な 1 次元楕円スーパーミラーの開発に成功した[1]。また世界で初めて金属基板の回転楕円形状中性子スーパーミラーの開発に成功し、ベヘン酸銀の中性子小角散乱の明瞭なピークの観測にも成功し、本格的な中性子輸送系としても機能する長さ 900mm の完全回転楕円体スーパーミラー開発に挑戦しており、その現状を中心に、新たなビーム輸送光学デバイスの可能性について述べたい。

参考文献

[1] S.Takeda, *et al.*, Optics Express, 24(2016) 12478.

---

*Masahiro Hino[1], Takuya Hosobata[2], Hisao Yoshinaga[1], Toshihide Kawai[2], Tatsuro Oda[1], Shin Takeda[2], Yutaka Yamagata[2], Norifumi L. Yamada[3], Koichiro Hori[3], Hitoshi Endo[3], Michihiro Furusaka[4], Yuji Kawabata[1]
[1]Kyoto Univ., [2]RIKEN, [3]KEK, [4]Hokkaido Univ.,

分子動力学法による熱中性子散乱断面積の汎用解析コード開発 (II)：熱中性子散乱則データの生成機能の実装

Development of a general-purpose code for thermal neutron scattering cross-sections by molecular dynamics (II): Implementation of the function for generating thermal neutron scattering law data

*安部 豊[1]，船間 史晃[1]，田崎 誠司[1]，日野 正裕[2]
[1]京大院工，[2]京大炉

様々な物質に対する散乱則データを作成するために，分子動力学法を利用した熱中性子散乱断面積の汎用解析コードを開発している．今回新たに散乱則の出力機能を本コードに実装し，数種類の含水素物質に対して散乱則を生成した. 発表では, 散乱則の生成方法と中性子輸送コードへの適用結果について報告する.
キーワード：熱中性子散乱則，分子動力学法，含水素物質，中性子輸送解析

1. はじめに

熱中性子散乱則データは，原子炉炉心や冷中性子源などの設計・特性評価のための基礎データとして利用されているが, ENDF/B-VII などの核データライブラリに収録されている物質は十数種類に限られている. そこで我々のグループでは，様々な物質に対して原子・分子の運動を詳細に反映させた散乱断面積を解析可能とするために，分子動力学法を利用した汎用解析コードを開発している（解析方法の詳細は文献[1]を参照）．今回は，本コードに散乱則データの出力機能を実装し，軽水などの物質について試験的に作成した散乱則データを中性子輸送コードへ適用した結果を報告する.

2. 解析方法・結果

本コードに ENDF-6 形式[2]の散乱則データ生成機能を実装し，軽水などの物質について散乱則データを試験的に作成した．さらに核データ処理コード NJOY[3]により，作成した散乱則を PHITS[4]などの中性子輸送コードで利用可能なデータ形式（ACE 形式）にデータ変換を行った．図 1 に 300K の軽水に対して作成した散乱則データを用いて中性子スペクトルを解析した例を示す. 中性子輸送解析では, 軽水の円柱体系（高さ 10cm, 半径 10cm）の中心に等方的に単色中性子(10eV)を発生する点源を設置し，体系中心での中性子スペクトルを計算した. 図 1 では, 約 200meV 以上での 1/*E* 減速スペクトルと 30meV 付近を頂点とする Maxwell スペクトルが見て取れ，今回作成した軽水の散乱則データにより中性子の減速・熱化過程を再現できることが確認された.

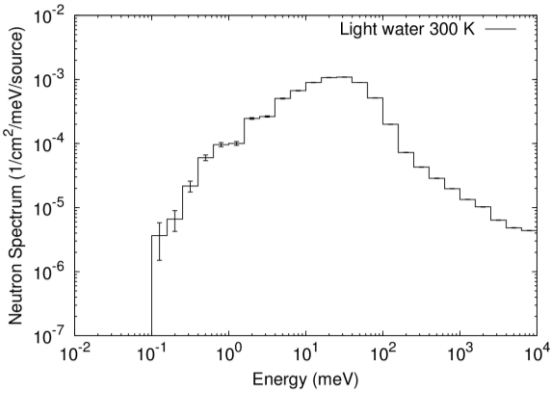


図 1　円柱体系中心での中性子スペクトル

参考文献

[1] Y. Abe, T. Tsuboi, S. Tasaki, Nucl. Instrum. Method **A 735**, 568 (2014).

[2] M. Herman, A. Trkov, "*ENDF-6 Formats Manual*", Report BNL-90365-2009 (2009).

[3] R.E. MacFarlane, D.W. Muir, "*The NJOY Nuclear Data Processing System Version 91*", LA-12740-M (1994).

[4] H. Iwase, K. Niita, T. Nakamura, J. Nucl. Sci. Technol. **39**, 1142 (2002).

---

*Yutaka Abe[1], Fumiaki Funama[1], Seiji Tasaki[1] and Masahiro Hino[2]
[1]Department of Nuclear Engineering, Kyoto Univ., [2]Research Reactor Institute, Kyoto Univ.

Oral presentation | V. Fusion Energy Engineering：501-2 Fusion Reactor Material Science (Reactor and Blanket Materials, Irradiation Behavior)

Fri. Sep 15, 2017 9:30 AM - 10:50 AM JST | Fri. Sep 15, 2017 12:30 AM - 1:50 AM UTC | Room O Seminar room 1- Frontier Research in Applied Sciences Building

[3O01-05] Fusion Reactor Materials (SiC, Coating Material, Molten Salt)

Chair:Yuji Hatano (Univ. of Toyama)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[3O01] Fabrication and thermal conductivity evaluation of Micro-Porous SiC insulators

*Wataru Obayashi[1], Hirotatsu Kishimoto[1], Naofumi Nakazato[1], Joon-Soo Park[2] (1. Muroran Institute of Technology, 2. Muroran Institute of Technology Organization of Advanced Sustainability Initiative for Energy System/Materials)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[3O02] Thermal Conductivity of W/SiC Joints for Divertor in Fusion Reactor

*Hirotatsu KISHIMOTO[1], Yuuki Asakura[1], Naofumi Nakazato[1], Joon-Soo Park[1], Tamaki Shibayama[2] (1. Muroran Institute of Technology, 2. Hokkaido University)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[3O03] Lithium-lead compatibility of tritium permeation barrier coatings fabricated by a liquid phase method and their deuterium permeation behavior after lithium-lead exposure

*Moeki Matsunaga[1], Seira Horikoshi[1], Jumpei Mochizuki[1], Hikari Fujita[2], Yoshimitsu Hishinuma[3], Kanetsugu Isobe[4], Takumi Hayashi[4], Yasuhisa Oya[1], Takayuki Terai[2], Takumi Chikada[1] (1. Shizuoka Univ., 2. Univ. of Tokyo, 3. NIFS, 4. QST)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[3O04] Effects of crystal structure change and iron-ion irradiation on deuterium permeation through erbium oxide coating

*Takumi Chikada[1], Hikari Fujita[2], Masayuki Tokitani[3], Yoshimitsu Hishinuma[3], Takayuki Terai[2], Yasuhisa Oya[1] (1. Shizuoka Univ., 2. Univ. Tokyo, 3. NIFS)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[3O05] Experiment on Tritium Behavior in Molten Salt FLiNaK with AmBe Neutron Source

*Kohki Kumagai[1], Teruya Tanaka[1,2], Juro Yagi[1,2], Takashi Watanabe[2], Fuminobu Sato[3], Shingo Tamaki[3,4], Isao Murata[3], Akio Sagara[1,2] (1. The Graduate University for Advanced Studies SOKENDAI, 2. National Institute for Fusion Science, 3. Osaka University, 4. Research Fellow of Japan Society for the Promotion of Science)

10:45 AM - 10:50 AM JST | 1:45 AM - 1:50 AM UTC

Time reserved for Chair

マイクロポーラス SiC 断熱材の製作と熱伝導度評価

Fabrication and thermal conductivity evaluation of Micro-Porous SiC insulator

*大林　航[1],　岸本　弘立[1]　中里　直史[1]　朴　峻秀[2]
[1]室蘭工業大学,[2]室蘭工業大学 OASIS

キーワード：SiC、DCLL、FCI、ポーラス材料

DCLL ブランケットにおける FCI 材料には断熱性に優れたポーラス材料の開発が重要である。本研究では、微細なマイクロポーラスを有する SiC 材料を製作し、熱伝導度を始めとした諸特性の評価を行うことを目的とする。

1. 緒言

DCLL(Dual-Cool Lithium Lead)ブランケットの成立性の鍵を握るのが要求特性を満たす優れた FCI(Flow Channel Insert)の開発であり、インサート材料としては優れた耐熱性や化学的安定性、耐照射特性の観点から SiC が候補とされている。FCI には高い断熱性能が求められる一方で、液体金属が内部に入り込むことによる特性変化を避けるための緻密性や、熱特性及び電気特性の異方性も求められる。SiC においてこれらの特性を単一材料で両立させることは困難であるため、室蘭工業大学では特性が異なる複数の SiC 材を層状に組み合わせた SiC ハイブリッド断熱プレートを提唱している。本プレートの重要な構成要素が低熱伝導度のポーラス SiC である。本研究で作製するマイクロポーラス SiC は SiC マトリックス前駆体内に PMMA(ポリメチルメタクリレート)ビーズを配合することでマイクロポアを形成し、ビーズの含有量により気孔率および熱伝導度の制御が可能である。本研究では SiC ハイブリッド断熱プレート用の低熱伝導性を有するマイクロポーラス SiC 材料を製作し、熱伝導度の評価を行うことを目的とする。

2. 実験方法

マイクロポーラス SiC の製作には、PCS(ポリカルボシラン)と PMMA ビーズを使用した。粉末状の PCS と PMMA を混合させ圧粉成形し 180℃で不融化処理を行った。その後 Ar 雰囲気中、1100℃の条件下で焼成し PMMA ビーズを燃焼させマイクロポーラス SiC 試料を作製した。本研究では、PMMA ビーズの配合率が一様な単層のマイクロポーラス SiC の他に、液体リチウム鉛に対する防漏性の向上を目的として配合率に傾斜をもたせた多層試料も作製した。試料はアルキメデス法による密度、気孔率測定、温度傾斜法を用いた熱伝導測定、SEM による微細組織観察、XRD による試料の結晶構造解析により評価した。

3. 結果・考察

本予稿では PMMA ビーズ重量比 50%配合の単層マイクロポーラス SiC 試料の結果について述べる。本マイクロポーラス SiC の焼成時の質量減少率は平均で 52%であった。PMMA ビーズの配合なしで焼成した SiC 試料の質量減少率を元に算出した本マイクロポーラス SiC 試料の焼成後の理想的な質量減少率は 54%であるため、ほとんどの PMMA ビーズは内部に残留されることなく燃焼され、気孔になっていると考えられる。マイクロポーラス SiC 試料の表面微細組織観察結果を図 1 に示した。図 1 から PMMA ビーズが燃焼した跡とみられる 3～15μm の気孔が表面に多数観察された。一方で複数の気孔の連結も見られる。発表当日は多層マイクロポーラス SiC 試料の作製及び熱伝導度評価についても報告する。

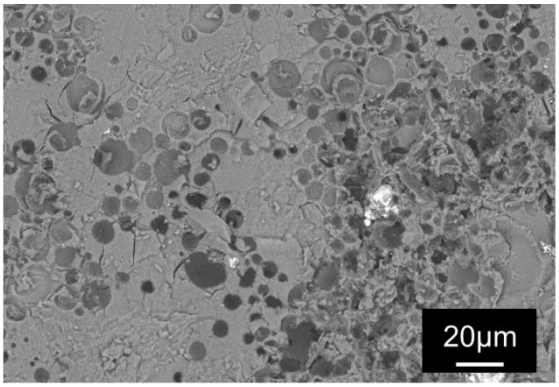


図1　マイクロポーラスSiC試料（ビーズ50%配合）の表面微細組織

※Wataru Obayashi[1], Hirotatsu Kisihimoto[1], Naofumi Nakazato[1], Joon-Soo Park[2]
[1]Muroran Institute of Technology, [2]OASIS, Muroran Institute of Technology

核融合炉ダイバータに向けた W/SiC 接合材の熱伝導度の検討

Thermal Conductivity of W/SiC Joints for Divertor in Fusion Reactor

*岸本 弘立[1]、朝倉 勇貴[1]、中里 直史[1]、朴 峻秀[1]、柴山 環樹[2]

[1]室蘭工業大学、[2]北海道大学

将来の核融合炉において構造材料に SiC/SiC 複合材料を用いるのは、熱効率の観点から魅力的である。SiC・SiC 複合材料のダイバータはタングステンをアーマーとして用いるが、熱伝導度の議論の際には接合界面の熱抵抗について検討する必要がある。

キーワード：SiC/SiC 複合材料、タングステン、ダイバータ、接合材、熱伝導度

1. 緒言

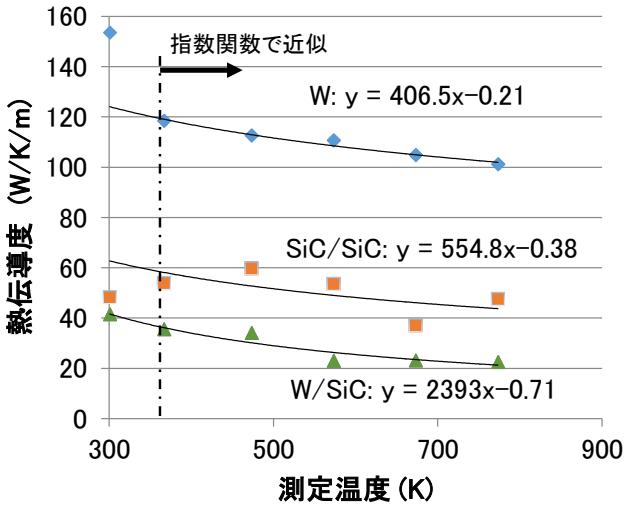
将来の核融合炉に耐熱性に優れた SiC/SiC 複合材料を用いるのは魅力的な選択である。SiC/SiC 複合材料を用いた ARIES-AT のデザインでは第一壁、ダイバータ共に SiC/SiC 複合材料が用いられている。ARIES-AT のダイバータの解析では、Li-17Pb で冷却された熱伝導度 20 W/m/K の SiC/SiC 複合材料の構造物がタングステンアーマーに保護され、プラズマ側から 5MW/m^2 の熱流速が入熱すると想定されている[1]。熱解析によればタングステン表面の最高温度は 1150℃であり、この結果からは定常の運転状態であれば問題は生じないということになる。照射欠陥の蓄積に伴う SiC/SiC 複合材料の熱伝導度の低下は注目されて議論されているが、タングステンと SiC/SiC 複合材料の接合界面に存在する熱抵抗への考慮は不十分なように思われる。本研究はタングステンと SiC/SiC 複合材料、および両者の接合材の熱伝導度評価から、接合界面の熱抵抗を推定し有限要素法による簡単な熱解析を行ってその影響を検討する。

2. 実験方法

接合材の製作はクロスプライの強化構造を有する NITE-SiC/SiC 複合材料の板材と純タングステン板材を用い、二枚の板材を重ねあわせアルゴン雰囲気中で圧力 20MPa、保持温度 1600℃で保持時間 1 時間の拡散接合を行った。製作した板材はタングステン、SiC/SiC 複合材料の厚さがそれぞれ 1mm 程度になるように研削した。未接合のタングステン板、SiC/SiC 複合材料、および接合材の密度測定結果から、接合材のタングステン、SiC/SiC 複合材料の厚さを推定した。熱伝導度測定はレーザーフラッシュ装置によりタングステン側から入熱して実施した。各試料についてサファイヤを参照材にして室温における比熱と熱拡散率を測定した後、室温から 500℃まで昇温しつつ熱拡散率と比熱を測定し、そこから各試料の熱伝導度を計算した。接合材の界面微細組織評価は SEM と EPMA を用いて観察し、構造と界面層の厚さの評価を行った。

3. 結果と議論

図に熱伝導度の測定結果を示す。500℃までのデータであるが、温度依存性は不規則で、より詳細な評価を必要とする。有限要素法の解析には数千℃までの熱伝導度データが必要となるため、473K 以上のタングステンのデータには指数関数が合っていたことから、SiC/SiC 複合材料、W/SiC 接合材料についても指数関数の近似関数を得て熱解析に用いた。各温度の 3 つの試料の熱伝導度の比較から界面部の熱抵抗を推定し、微細組織解析の結果から、100 μm 程度の厚さの独自の熱抵抗を有する界面層があると仮定して、ARIES-AT のダイバータの寸法から単純な平板モデルを製作して熱解析を行った。その結果、熱抵抗を有する界面層が無ければ、5MW/m^2 の熱流束によりタングステン表面の温度は 1500℃程度となり、界面部の温度は 1300℃前後でタングステンと SiC/SiC 複合材料の温度差は 20 度程度となる。熱抵抗を有する界面層が存在した場合はタングステン表面の温度は 2000℃を超え、界面部におけるタングステンと SiC/SiC 複合材料の温度差は 800℃程度となってしまう。初歩的な実験と検討であるが、界面部の特性は接合材を用いるシステムでは考慮しなければならない要素であり、接合界面に熱抵抗の低減と、ダイバータへの入熱の抑制はシステムの成立の重要な要素であると示唆される。



参考文献

[1] A.R. Raffray et al., Fusion Engineering and Design 55 (2001) 55–95

*Hirotatsu Kishimoto[1], Yuuki Asakura[1], Naofumi Nakazatoi[1], Joon-Soo Park[1], Tamaki Shibayama[2]
[1]Muroran Institute of Technology, [2]Hokkaido University

液相法で成膜したトリチウム透過低減被覆のリチウム鉛中共存性および リチウム鉛曝露後重水素透過挙動

Lithium-lead compatibility of tritium permeation barrier coatings fabricated by a liquid phase method and their deuterium permeation behavior after lithium-lead exposure

*松永 萌暉[1]，堀越 清良[1]，望月 惇平[1]，藤田 光[2]，菱沼 良光[3]，磯部 兼嗣[4]，林 巧[4]，大矢 恭久[1]，寺井 隆幸[2]，近田 拓未[1]

[1]静岡大，[2]東大，[3]核融合研，[4]量研機構

有機金属分解法によってセラミックス被覆を低放射化フェライト鋼基板上に成膜し、液体リチウム鉛中で 400～600 ºC、100～500 時間の条件下にて静置場浸漬試験を実施した。曝露後の試料の一部に対して重水素透過試験を行い、被覆のリチウム鉛共存性と腐食の水素同位体透過への影響を調べた。

キーワード：リチウム鉛，腐食，トリチウム，透過，セラミックス被覆

1. 緒言：高熱効率のリチウム鉛（Li-Pb）ブランケットシステムの実現に向け、配管およびブランケット筐体へトリチウム低透過性および耐食性の被覆を施すことが検討されている。これまでに被覆中の詳細な水素同位体透過挙動が明らかになってきている一方、Li-Pb 耐食性に関する報告は少ない。そこで本研究では、配管等への成膜手法として有望視され、過去の研究で高い水素同位体透過低減性能が示されている有機金属分解法（MOD）によって、低放射化フェライト鋼 F82H 基板上に酸化エルビウム（Er_2O_3）、酸化イットリウム（Y_2O_3）および酸化ジルコニウム（ZrO_2）被覆を成膜し、静置場での Li-Pb 浸漬試験および曝露後の試料について重水素透過試験を実施することで、被覆の Li-Pb 共存性と腐食による水素同位体透過挙動の変化について調べた。

2. 実験：F82H 基板上に Er_2O_3、Y_2O_3 および ZrO_2 被覆を MOD によって成膜した[1]。これらを Li-Pb（原子数比 15.7 : 84.3）と共に純鉄坩堝内に封入し、400～600 ºC、100～500 時間にて静置場浸漬試験を行った。試験後に走査型電子顕微鏡（SEM）を用いた試料の表面と断面の観察および元素分析、さらに Li-Pb 曝露後の試料について 300～600 ºC の温度でガス透過法による重水素透過試験を行った。

3. 結果：3 種の被覆材料の中で、ZrO_2 は Li-Pb 曝露後の表面観察において劣化が小さかったため、ZrO_2 被覆についてのみ 500 時間で Li-Pb 浸漬試験を実施した。図にその ZrO_2 被覆の 500 ºC、500 時間の Li-Pb 浸漬試験後の試料表面および断面 SEM 像を示す。500 時間曝露したいずれの被覆試料においても剥離を起こさず、断面観察では膜厚 50～100 nm の被覆が確認された。このことから、ZrO_2 は Li-Pb との反応性が低く、高い Li-Pb 共存性を有することが示唆された。Y_2O_3 被覆の表面観察では、100 時間曝露させた試料において成膜前に基板の表面に酸化物層を析出させておくことで被覆の密着性を高め、共存性を向上させることができることが明らかになった。Er_2O_3 被覆においては、500 ºC、100 時間における Li-Pb 曝露後の重水素透過試験の結果、未被覆の基板と同等の透過係数を示したことから、被覆は浸漬試験時に大規模に剥離したと考えられる。発表では、Y_2O_3 および ZrO_2 被覆の浸漬試験後の重水素透過試験の結果もあわせて報告する。

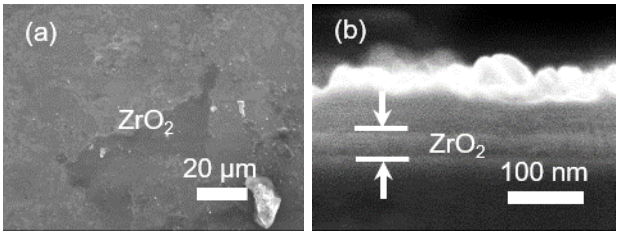


図　500 ºC、500 時間 Li-Pb 曝露後の ZrO_2 被覆の (a)表面および(b)断面 SEM 像

参考文献

[1] T. Chikada *et al.*, Journal of Nuclear Materials 442 (2013) 592–596.

* Moeki Matsunaga[1], Seira Horikoshi[1], Jumpei Mochizuki[1], Hikari Fujita[2], Yoshimitsu Hishinuma[3], Kanetsugu Isobe[4], Takumi Hayashi[4], Yasuhisa Oya[1], Takayuki Terai[2], Takumi Chikada[1]

[1]Shizuoka Univ., [2]Univ. Tokyo, [3]NIFS, [4]QST

酸化エルビウム被覆中の重水素透過挙動における結晶構造変化および鉄イオン照射の影響

Effects of crystal structure change and iron-ion irradiation on deuterium permeation through erbium oxide coating

*近田 拓未[1]，藤田 光[2]，時谷 政行[3]，菱沼 良光[3]，寺井 隆幸[2]，大矢 恭久[1]
[1]静岡大学，[2]東京大学，[3]核融合科学研究所

トリチウム透過低減被覆として研究が進められている酸化エルビウム被覆について、単斜晶から立方晶への結晶構造変化、および鉄イオン照射が重水素透過挙動に与える影響を調べた。

キーワード：トリチウム，透過，被覆，酸化エルビウム，イオン照射

1. 緒言

核融合炉燃料システムからのトリチウム透過を低減するために、構造材料表面にトリチウム低透過性の被覆を施す技術が提案され、酸化エルビウム（Er_2O_3）被覆を中心に詳細な水素同位体透過挙動が明らかにされてきた。これまで、安定構造である立方晶の Er_2O_3 被覆について主に調べられてきたが、近年、単斜晶構造を持つ被覆が作製できることがわかっている[1]。本研究では、単斜晶構造を有する Er_2O_3 被覆について水素同位体透過挙動を調べるとともに、立方晶への変化および鉄イオン照射が透過挙動に与える影響を調べた。

2. 実験

低放射化フェライト鋼 F82H 板材上に真空アーク蒸着法で膜厚約 1.3 μm の単斜晶 Er_2O_3 被覆試料を作製した。被覆試料を量子科学技術研究開発機構高崎量子応用研究所 TIARA にて 6 MeV の Fe^{2+}を被覆への損傷量が 0.05 dpa となるまで室温で照射し、ガス透過法による重水素透過試験および各種微細構造分析に供した。

3. 結果・考察

図に作製した非照射および鉄イオン照射した単斜晶 Er_2O_3 試料の重水素透過係数の温度変化を示す。500 ºC 以下ではいずれも立方晶の Er_2O_3 被覆の結果と比較して 1〜2 桁高い透過係数を示したが、550 ºC 以上では立方晶被覆試料と同等または低い透過係数を示した。透過試験後の微細構造分析によって、結晶構造が立方晶へ変化し、また平均結晶粒径が 500 nm 以上に成長していたことから、単斜晶が立方晶に変化する時に結晶粒が大きく成長することが示唆された。鉄イオン照射試料では、この変化が非照射試料より低い温度であらわれ、また立方晶への変化後により低い重水素透過係数を示したことから、照射損傷の導入が結晶構造変化の開始温度を引き下げ、また粒界構造の変化に寄与したと考えられる。

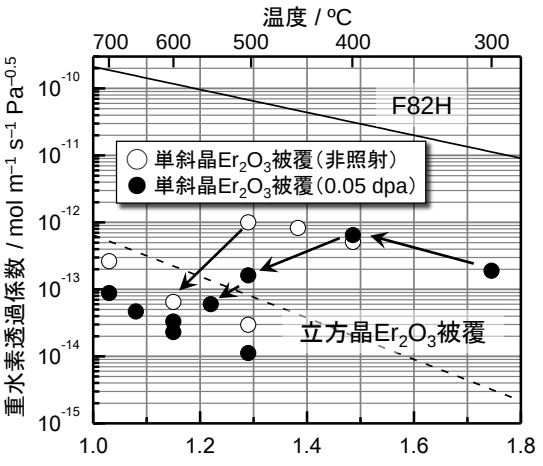


図　非照射および鉄イオン照射した単斜晶 Er_2O_3 被覆の重水素透過係数

参考文献

[1] C. Adelhelm, et al., Scripta Mater. 61 (2009) 789.

---

*Takumi Chikada[1], Hikari Fujita[2], Masayuki Tokitani[3], Yoshimitsu Hishinuma[3], Takayuki Terai[2] and Yasuhisa Oya[1]
[1]Shizuoka Univ., [2]Univ. Tokyo, [3]NIFS

AmBe 中性子線源を用いた溶融塩 FLiNaK 中のトリチウム挙動評価実験

Experiment on Tritium Behavior in Molten Salt FLiNaK with AmBe Neutron Source

*熊谷 公紀[1]，田中 照也[1,2]，八木 重郎[1,2]，渡邉 崇[2]，佐藤 文信[3]，
玉置 真悟[3,4]，村田 勲[3]，相良 明男[1,2]
[1]総合研究大学院大学，[2]核融合科学研究所，[3]大阪大学，[4]日本学術振興会特別研究員 DC

磁場閉じ込め核融合炉における溶融塩冷却ブランケット中のトリチウム挙動解明・制御技術研究を目的として、AmBe 中性子線源を用いた FLiNaK (LiF-NaF-KF) への中性子照射実験を新規に開始した。るつぼに封入した FLiNaK に中性子を照射し、生成されるトリチウムを He スウィープガスにより水バブラーで回収してトリチウム量を測定した結果を報告する。

キーワード： FLiNaK、溶融塩、AmBe 中性子線源、トリチウム生成

1. 緒言

溶融塩 FLiNaBe、FLiBe、FLiNaK は安全性の高い自己冷却増殖ブランケットの候補材として挙げられており[1]、溶融塩中に生成されるトリチウムの挙動解明及びその制御は重要な課題である。本研究では、核融合炉での核変換に伴う原子状トリチウムの生成を模擬するため、FLiNaK への AmBe 中性子照射実験 (中性子束：～2x10^3 n/cm^2/s) を新たに提案して立ち上げ、トリチウムの化学種同定および定量分析を行った。

2. 実験方法

インコネル製るつぼ中に調製した 500 ˚C、300 cm^3 の溶融塩 FLiNaK に対する AmBe 線源を用いた中性子照射実験を、大阪大学オクタビアン施設において実施した。るつぼ内・るつぼ外側の二重壁部に He スウィープガスを流して、溶融塩から放出されるトリチウム全量を回収する実験体系を構築した (図 1)。トリチウムは水溶性 (TF、T_2O) および非水溶性 (T_2) に分けて水バブラーで回収する (T_2 は CuO 酸化炉で T_2O に変換して回収)。図 1 に示すバブラー (管 No.①～⑧) 中の水を 1 週間の中性子照射後に回収し、水に溶解したトリチウムの量を液体シンチレーションカウンターで測定した。

3. 実験結果

表 1 に、各水バブラー管で回収されたトリチウム量を示す。一方で、試験体系を簡略化したモデルに対する、中性子輸送計算コード MCNP6 によるトリチウム生成量の予測値は約 10 Bq/週であった。全トリチウム回収量の実測値は予測値に近い 5.9 Bq/週となっており、AmBe 中性子線源を用いたトリチウム挙動・制御実験研究が可能であることが分かった。今後、より詳細な体系を模擬した輸送計算及び放射化箔による中性子束測定によるトリチウム生成量評価を予定している。また、500 ˚C の FLiNaK からは水溶性 (TF、T_2O) の化学形でトリチウムが放出され、るつぼ壁面からはほとんど透過しないことがわかった。講演ではトリチウム放出に関する輸送係数、スィープガスに水素を混入した場合のトリチウム化学種の変化についても報告する予定である。

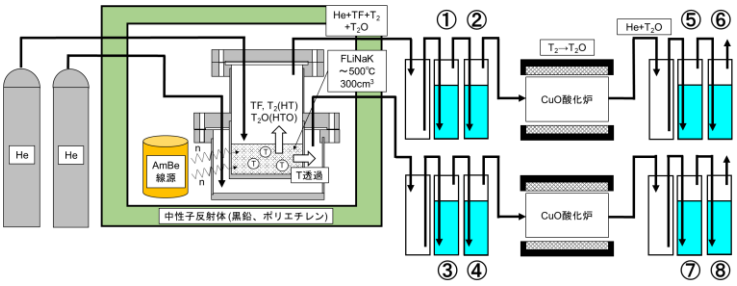


図 1　FLiNaK への AmBe 中性子照射実験概略図

表 1　水バブラー管のトリチウム回収量

管No.	トリチウム量（平均）[Bq]	標準偏差 σ [Bq]
①	5.61	0.27
②	0.24	0.02
③	0.05	0.02
④	0.00	0.02
⑤～⑧	0.00	0.02
合計	5.90	---

参考文献　[1] A. Sagara et al., Fusion Eng. Des. 89 (2014) 2114.

*Kohki Kumagai[1], Teruya Tanaka[1,2], Juro Yagi[1,2], Takashi Watanabe[2], Fuminobu Sato[3], Shingo Tamaki[3,4], Isao Murata[3], Akio Sagara[1,2]
[1]The Graduate University for Advanced Studies SOKENDAI, [2]National Institute for Fusion Science, [3]Osaka University, [4]Research Fellow of Japan Society for the Promotion of Science

Oral presentation | V. Fusion Energy Engineering：501-2 Fusion Reactor Material Science (Reactor and Blanket Materials, Irradiation Behavior)

Fri. Sep 15, 2017 10:50 AM - 12:00 PM JST | Fri. Sep 15, 2017 1:50 AM - 3:00 AM UTC | Room O Seminar room 1- Frontier Research in Applied Sciences Building

[3O06-09] Hydrogen Isotope Behavior in Plasma Facing Material

Chair:Kazunari Katayama (Kyushu Univ.)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[3O06] Hydrogen Absorption and Desorption Behavior on Isotropic Graphites

*Yuki Kondo[1], Hisao Atsumi[1] (1. Kindai University)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[3O07] Effect of C-He simultaneous implantation on deuterium retention in damaged W

*Keisuke Azuma[1], Akihiro Togari[1], Qilai Zhou[2], Yuji Hatano[3], Naoaki Yoshida[4], Sosuke Kondo[5], Tatuya Hinoki[5], Takumi Chikada[1], Yasuhisa Oya[1] (1. Graduate School of Integrated Science and Technology, Shizuoka Univ., 2. Faculty of Science, Shizuoka Univ., 3. Hydrogen Isotope Research Center, University of Toyama, 4. Research Institute for Applied Mechanics, Kyushu Univ., 5. Institute of Advanced Energy, Kyoto Univ.)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[3O08] Correlation of surface chemical states with hydrogen isotope retention in divertor tiles of JET with ITER-Like Wall

*Yasuhisa Oya[1], Suguru Masuzaki[2], Masayuki Tokitani[2], Keisuke Azuma[1], Makoto Oyaizu[3], Kanetsugu Isobe[3], Nobuyuki Asakura[3], Marek Rubel[4], Anna M. Widdowson[5], Kalle Heinola[6] (1. Shizuoka University, 2. NIFS, 3. QST, 4. Royal Institute of Technology, 5. Culham Science Centre, 6. University of Helsinki)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[3O09] Deuterium retention and desorption in a plasma-induced deposited layer of QUEST

*Takatoshi Murakami[1], Takahiro Hirata[1], Ikuji Takagi[1], Kazuaki Hanada[2], Naoaki Yoshida[2] (1. Kyoto Univ., 2. Kyushu Univ.)

11:50 AM - 12:00 PM JST | 2:50 AM - 3:00 AM UTC

Time reserved for Chair

等方性黒鉛の水素吸収と放出挙動

Hydrogen Absorption and Desorption Behavior on Isotropic Graphites

*近藤 佑樹[1]，渥美 寿雄[2]
[1]近畿大学　大学院　[2]近畿大学　理工

核融合炉プラズマ対向壁としての炭素系材料（等方性黒鉛、3 銘柄）の水素吸収および水素放出挙動について調べた。水素吸収は吸収圧力（0.1-60 kPa）、吸収時間（60 s-360 ks）、吸収温度（973-1323 K）を変化させた。放出実験では、吸収条件の違いによる変化について検討した。

キーワード：黒鉛、水素、吸収、放出、プラズマ対向材料

1. 緒言

核融合実験装置及び実験炉における炭素系材料の使用は、ダイバータ板などに限られるものの、今後、熱流束が大きく、温度が高くなるプラズマ対向壁では炭素系材料が適用できる可能性がある。そのため、今後の適用性の検討も含めて、高温における炭素系材料中の水素吸収および水素放出挙動、ならびにその中性子照射効果を詳しく調べておく必要がある。本報では等方性黒鉛 3 銘柄に対して、水素吸収放出の測定を行うとともに、放出スペクトルの吸収温度依存性、吸収圧力依存性、吸収時間依存性について評価を行った。

2. 実験方法

実験試料は、等方性黒鉛材 3 銘柄（IG-110U、IG-430U、ISO-630U：東洋炭素社）を用い、吸収圧力、吸収時間、吸収温度をそれぞれ変化させ、重水素を吸収させた。放出実験は、0.1K/s で最高温度 1735 K まで等速昇温を行い、その間に放出される重水素を四重極質量分析計（BGM-102、ULVAC）で測定した。この時、放出全量を求めるため、最高温度到達後、2～3 時間で一定温度の保持を行った。

3. 結果・考察

重水素の昇温脱離（TDS）実験結果の例を図 1 に示す。等方性黒鉛 3 銘柄の試料では、吸収条件を変化させた際、900-1100 K、1200-1350 K、1600-1650 K 付近に 3 つのピークが認められ、これらを peak 1～3 と呼ぶことにした。吸収圧力を変化させた試料に対する測定結果において、peak 1 は吸収圧力が高くなるほど低温側へとシフトし、放出量の増加が見られる。また peak 2、peak 3 については、吸収圧力が変化しても、ほぼ一定の放出温度であり放出量のみ増加する傾向が見られた。peak 1～3 を、図 1(b)のように分離し、それぞれの放出積算量を求めた。ピーク温度変化及び放出積算量より、peak 1 は結晶子表面での捕獲サイトからの重水素放出であり、peak 2、peak 3 では結晶子内部の捕獲サイトからの重水素放出であることを示唆している。吸収時間、吸収温度をそれぞれ変化させた試料の TDS 測定結果と各ピークの放出積算量についても検討した結果を報告する。

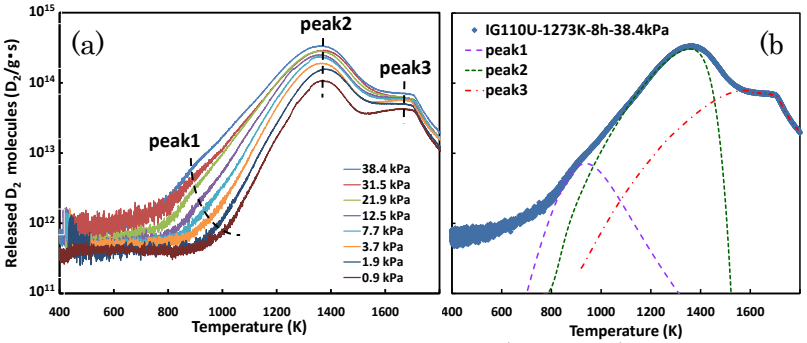


図 1　重水素昇温脱離スペクトル(IG-110U)
(a)吸収圧力を変化させた場合 (b) 分離した各ピーク

*Yuki Kondo[1], Hisao Atsumi[2]
[1]Kindai University Graduate School, [2]Kindai University Science and Engineering

欠陥導入タングステン中の水素同位体滞留量に及ぼす炭素・ヘリウム照射影響

Effect of C-He simultaneous implantation on deuterium retention in damaged W

*東奎介[1]，戸苅陽大[1]，周啓来[2]，波多野雄治[3]，吉田直亮[4]，近藤創介[5]，檜木達也[5]，島田雅[6]，
Chase N. Taylor[6]，Dean A. Buchenauer[7]，Robert D. Kolasinski[7]，近田拓未[1]，大矢恭久[1]
[1]静岡大院、[2]静大理、[3]富山大水素研、[4]九大応力研、[5]京大エネ研、
[6]アイダホ国立研究所、[7]サンディア国立研究所

タングステン中の水素同位体滞留挙動に及ぼす照射欠陥および炭素・ヘリウム照射影響を理解するため、鉄イオン照射タングステンに炭素、ヘリウムおよび重水素照射を行った。表面付近に存在する C-W 混合層やヘリウムバブルの増加に伴って、バルク中の欠陥に捕捉される水素同位体が減少することが示唆された。

キーワード：タングステン, ヘリウム照射, 炭素照射, 重水素滞留挙動, 重イオン照射

1. 緒言

核融合炉プラズマ対向材であるタングステン（W）には、炉運転中に中性子や水素同位体、ヘリウム（He）、不純物炭素（C）などの高エネルギー粒子が照射され、水素同位体の安定な捕捉サイトとなる照射欠陥が導入される。また、照射欠陥だけでなく C-W 混合層や He バブルが形成されることがわかっており、実炉内での水素同位体ダイナミクスを理解する上で、これらの相互作用が水素同位体滞留挙動に及ぼす影響を評価することは重要である。そこで本研究では、鉄イオン（Fe^{2+}）照射により損傷量および欠陥分布を制御した W に対して C^+および He^+を照射した後に重水素（D_2^+）照射を行い、昇温脱離法（TDS）によって重水素滞留挙動を評価した。また、TDS 結果を基に HIDT シミュレーションにて D 滞留分布を検討した。

2. 実験

アライドマテリアル社製歪取焼鈍済 W 試料（10 mm^{φ} × 0.5 mm^{t}）に対して、6.0 MeV Fe^{2+}照射（損傷量 0.3 dpa）を室温にて行った。この試料に室温下で 10 keV C^+と 3.0 keV He^+の同時および単独照射を高照射量（1.0×10^{21} C^+ m^{-2}, 1.0×10^{21} He^+ m^{-2}）と低照射量（1.0×10^{20} C^+ m^{-2}, 1.0×10^{20} He^+ m^{-2}）にて行った後、3 keV D_2^+を照射量 1.0×10^{22} D^+ m^{-2} にて照射し TDS を行った。

3. 結果・考察

図に各試料の TDS スペクトルを示す。過去の研究より[1]、Peak 1、2、3 をそれぞれ転位ループ、原子空孔、ボイドへの捕捉と帰属した。C-He 同時照射試料では、同じ He 照射量でも He 単独照射試料と比べて Peak 1 における D 放出率の増加がみられた。一方で、C-He 同時照射および He 単独照射試料ともに、照射量の増加に伴って、Peak 3 における D 放出率が減少した。これらのことから、C 照射により表面付近の転位ループが増加し、そこに捕捉された D の滞留量が増加したことが示唆された。また、C-He 同時照射、He 単独照射の照射量増加に伴い、He バブルや C-W 混合層が多く生成し、D 拡散抑制効果によってバルク中の欠陥に捕捉される D 滞留量が減少することが示唆された。

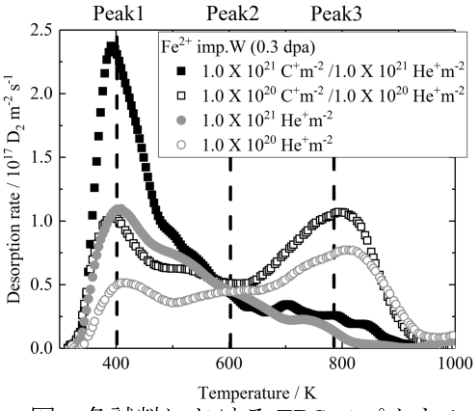


図　各試料における TDS スペクトル

本研究成果の一部は京都大学エネルギー理工学研究所「ゼロエミッションエネルギー研究拠点」（ZE28A-17）により得られたものである。

参考文献　[1] S. Sakurada, et al., Nucl. Mater. Energy, 9 (2016) 141-144.

---

*Keisuke Azuma[1], Akihiro Togari[1], Qilai Zhou[2], Yuji Hatano[3], Naoaki Yoshida[4], Sosuke Kondo[5], Tatsuya Hinoki[5], Masashi Shimada[6], Chase Taylor[6], Dean A. Buchenauer[7], Robert D. Kolasinski[7], Takumi Chikada[1] and Yasuhisa Oya[1]

[1, 2]Shizuoka Univ., [3] HIRC Univ. of Toyama., [4]RIAM, Kyushu Univ., [4]IMR, Tohoku Univ., [5]IAE, Kyoto Univ., [6]INL, [7]SNL

JET-ILW ダイバータタイル表面の化学状態と水素同位体滞留の相関

Correlation of hydrogen isotope retention on surface chemical states of JET-ILW divertor tile

*大矢恭久[1]，増崎貴[2]，時谷政行[2]，東奎介[1]，小柳津誠[3]，磯部兼嗣[3]，朝倉伸幸[3]，
Anna M. Widdowson[4]，Kalle Hinola[5], Stefan Jachmich[6], Marek Rubel[7] , JET Contributor
[1]静大院総合科学，[2]核融合研，[3]量研機構，[4]Culham Science Center, [5]Univ. of Helsinki,
[6]Association Euratom-Etat Belge, [7]Royal Inst. Tech.

本研究では 2011 年から 2012 年に JET に設置された ITER like Wall 材料中の水素同位体滞留挙動とその表面化学状態について昇温脱離法と X 線光電子分光法を用いて明らかにした。その結果、表面元素組成比および水素同位体滞留量は設置場所により大きく異なることが示された。

キーワード：JET-ILW、ダイバータ、化学状態、水素同位体挙動

1. 緒言

プラズマ対向壁中の水素同位体挙動の理解は、炉運転時の燃料制御の観点から重要な課題である。特にプラズマ対向壁へのトリチウム滞留は材料表面の化学状態によって大きく変化するため、精度の高い予測のためには、その挙動について理解しておくことが必要不可欠である。そこで、2011 年から 2012 年に JET に設置された ITER like Wall 材料中の水素同位体滞留挙動とその表面化学状態について昇温脱離法と X 線光電子分光法を用いて明らかにした。

2. 実験

JET にて 2011 年から 2012 年に設置された W コーティングされた CFC ダイバータ板から、直径約 17mm 厚さ 5mm の試料をくり抜き、量子科学技術研究開発機構六カ所核融合研究所に輸送し、さらに 4 分割した。その後、水素同位体滞留挙動とその表面化学状態について昇温脱離法と X 線光電子分光法にて明らかにした。

3. 結果・考察

図に内側ダイバータ（1-8）および外側ダイバータ（7-1）の TDS スペクトルを示す。XPS 分析より内側ダイバータでは表面近傍に炭素堆積層が存在していたが、外側ダイバータではタングステンが主要な構成元素であった。そのため、内側では堆積が主であるが、外側は損耗が主要な相互作用であることが示唆された。炭素堆積層の厚い場所では重水素の滞留量が高く、主要な脱離ピークは 400℃付近に見られた。外側タイル表面では金属が主要な元素であり、これらの試料では重水素のみならず軽水素も滞留量が少ないことが示された。

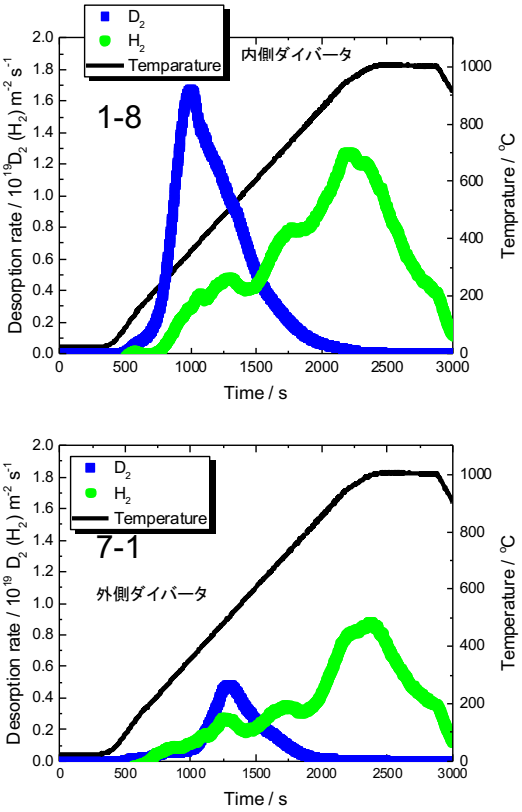


図　各試料における TDS スペクトル

*Yasuhisa Oya[1], Suguru Masuzaki[2], Masayuki Tokitani[2], Keisuke Azuma[1], Makoto Oyaizu[3], Kanetsugu Isobe[3], Nobuyuki Asakura[3], Anna M. Widdowson[4], Kalle Heinola[5], Stefan Jachmich[6], Marek Rubel[7], JET Contributors
[1] Shizuoka Univ., [2]NIFS, 3QST, 4Culham Science Center, 5 Univ. Helsinki, 6Euratom, 7 Royal Inst. Tech

QUEST で生成した堆積層における重水素の吸蔵および放出

Deuterium retention and desorption in a plasma-induced deposited layer of QUEST

*村上 貴俊[1]，平田 貴大[1]，高木 郁二[1]，花田 和明[2]，吉田 直亮[2]

[1]京都大学，[2]九州大学

プラズマ実験装置で生成した堆積層中の重水素量を測定し、水素の吸蔵や放出の挙動を表すモデルを開発した。また、堆積層のあるステンレス試料を重水素が透過することも確認した。

キーワード：プラズマ対向材，堆積層，水素リサイクリング，プラズマ・壁相互作用，核反応法

1. 緒言

プラズマ対向壁上の堆積層は、水素リサイクリングに大きな影響を及ぼす可能性がある。九州大学球状トカマク実験装置 QUEST で生成した堆積層における重水素の挙動を調べた。

2. 実験・解析

厚さ 0.1mm の SS316 板上に 30nm の堆積層が形成された試料を重水素プラズマに曝露し、曝露してからと停止してからの堆積層中の重水素面密度の時間変化を、$^3He^+$イオンビームを用いた核反応法により測定した。試料温度は 300K、373K、473K、573K である。300K での重水素面密度を図 1 に示す。吸蔵された重水素は $1.3\times10^{16}cm^{-2}$ であり、このうち放出されやすい重水素は $0.7\times10^{16}cm^{-2}$ であった。重水素は再結合によって放出され、吸蔵された重水素は堆積層に溶解または捕捉されているというモデルで解析すると、図 1 に実線で示すように結果をよく再現することができた。再結合定数と、溶解サイトと捕捉サイト間の平衡定数を決定した。

また、同一の試料を重水素プラズマに曝露したところ、図 2 に示すように重水素が透過した。SS316 無垢材と比べ一桁以上小さな値であるが、堆積層のある SS316 でも重水素が透過することが分かった。

3. まとめ

再結合定数と捕捉の平衡定数から、堆積層中の水素挙動を予測することができた。この手法を用いて、他の堆積層についても再結合定数と捕捉の平衡定数を調べれば、その堆積層での水素挙動を予測することができると考えられる。

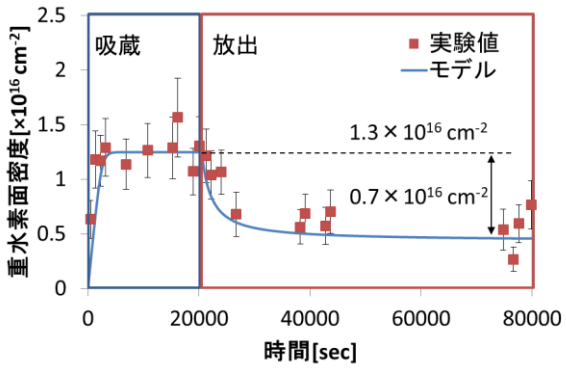


図 1　重水素吸蔵・放出実験(300K)

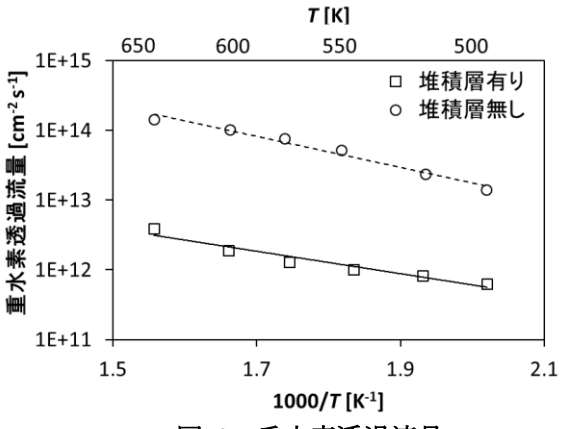


図 2　重水素透過流量

*Takatoshi Murakami[1], Takahiro Hirata[1], Ikuji Takagi[1], Kazuaki Hanada[2], and Naoaki Yoshida[2]

[1]Kyoto Univ., [2]Kyushu Univ.

Planning Lecture | Technical division and Network：Senior Network

Fri. Sep 15, 2017 1:00 PM - 2:30 PM JST | Fri. Sep 15, 2017 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room O
Seminar room 1- Frontier Research in Applied Sciences Building

[3O_PL] MEXT Nuckear education projct: To be a super enginner to realize the world class nuclear safety

Chair: Tadashi Narabayashi (Hokkaido Univ.), Masanori Ishii (SNW)

[3O_PL01] Key note:Prevention of reccurrence of severe accident at nuclear power plants - Role of govermnet and nuclear community

*Shinzo Saito[1] (1. SNW)

[3O_PL02] Nuclear education and training project for student to be a super engineer

*Tadashi Narabayashi[1] (1. Hokkaido Univ.)

[3O_PL03] Brief Overview and Results of Dialogue Meeting between Students and Seniors

*Masanori Ishii[1] (1. SNW)

[3O_PL04] Meeting with Senior Members and Students for the Super Engineer’s Training in Japan and US

*Thanataon Pornphatdetaudom[1] (1. Tokyo Tech)

[3O_PL05] Nice experience of the training in Japan and US and hope of future

*Yuuki Kura[1] (1. Hokkaido Univ.)

シニアネットワーク連絡会（SNW）セッション

原子力人材育成公募事業「世界最高水準の安全性を実現するスーパーエンジニアの育成」

MEXT Nuclear education project: To be a Super Engineer to Realize the World Class Nuclear Safety

（1）基調講演：原子力発電所が二度と過酷事故を起こさないために 国、原子力界は何をなすべきか

(1)Key note: Prevention of Recurrence of Severe Accident at Nuclear Power Plants
- Role of Government and Nuclear Community -

齋藤　伸三 [1]

[1] 日本原子力学会　シニアネットワーク

原子力発電所過酷事故防止検討会＊では、東京電力福島第一原子力発電所事故に関し、事前の事故対策、事故の発生要因を分析し、二度と過酷事故を起こさないための提言を行った。

キーワード：過酷事故、東電福島第一原子力発電所事故、アクシデントマネジメント

１．緒言

原子力の黎明期に幹部として陣頭指揮してきた日本原子力学会シニアネットワークのメンバーが学生達と対話することにより、シニアの知識や経験に触れて見識を深め、国際舞台でも活躍できる真の原子力スーパーエンジニアを育成することを目的に学生とシニアの対話会が北大での研修の最終日に実施された。今回の対話テーマは、「原子力発電所が二度と過酷事故を起こさないために　ー国、原子力界は何をなすべきかー」と題して、最初に基調講演を行った。原子力発電所過酷事故防止検討会は、平成 25 年 1 月に東電福島事故に鑑みわが国における事前の過酷事故対策に何が欠けていたか、事故の進展と課題、過酷事故防止上の対策とその具体例等をまとめ 10 項目の提言を示し、プレス発表するとともに原子力規制委員会に報告した。その後、リスク、防災についても検討し 3 冊子にまとめ、これをテキストとして使用した。

２．不十分だった過酷事故対策

TMI 事故、チェルノブィリ事故を踏まえ、原子力安全委員会はワーキンググループを設置し、過酷事故に関する国際的検討状況の考察、安全研究に基づく現象の知見の整理、PSA に基づく代表的なプラントの過酷事故に対する安全裕度の確認等を行った。これらを基に原子力安全委員会は、平成 4 年に深層防護の思想に基づき厳格な安全確保対策が取られているが、過酷事故への拡大防止対策と影響緩和対策はリスクを一層低減するものであり、原子炉設置者において効果的なアクシデントマネジメントを自主的に整備することを強く奨励するとした。問題は厳格に規制要件としなかったこと、原子炉設置者が諸外国の過酷事故予兆事象を真摯に検討した継続的な対策を取らなかったこと、監督行政庁の取り組みが不十分であったこと等を挙げた。基調講演の様子を図１に、講義資料を図２に示す。



図１　北大でのシニアと学生の対話会での基調講演の様子

＊Shinzo Saito[1]、[1]Senior Network, AESJ

＊著者：発表者、他委員 5 名、呼びかけ人：阿部博之、冊子発行者：公益社団法人　科学技術国際交流センター

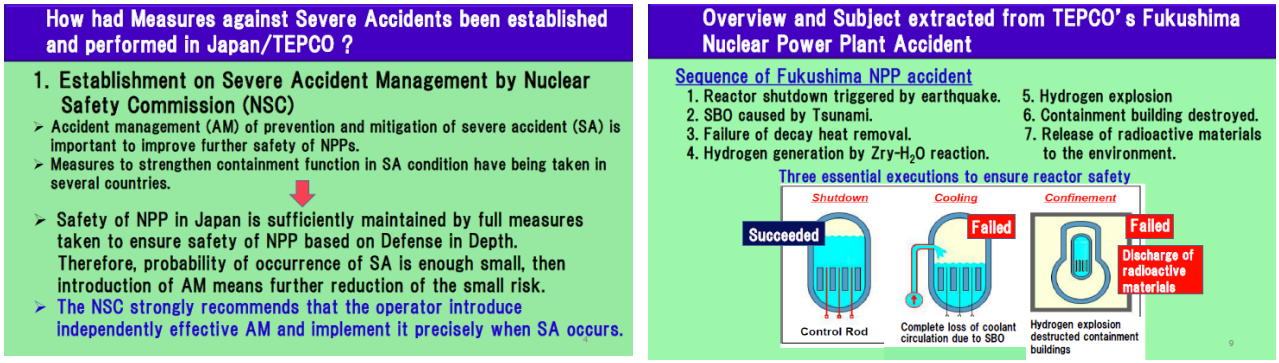


図２　基調講演の講義資料の例

３．原子力安全の基本と本質的な取り組み

原子力安全の基本は、まず原子力発電に係る者すべてが安全確保に必要な制度、組織、体制とそれらの相互関係を明確にし、各々が責任を持って使命を果たすことである。技術的には、深層防護のレベル 3 に留まらず、リスクの概念に基づきこれを超える過酷事故の防止と影響緩和に徹底的に取り組まなければならない。このためには、安易な安全神話から脱却し、愚直に過酷事故を誘因する内的・外的事象についてあらゆるケースの PSA を実施し、安全対策を構築することである。

４．二度と過酷事故を起こさないための提言

・如何なる内的事象、外的事象も想定外とせず、随伴的に起こりうる事態の対策に万全を尽くすこと。これらを規制要件とし規制側も事業者も緊張感を持って対応すること。

・アクシデントマネジメントは、起因事象にのみ囚われることなく如何なる事態にも対応できるよう恒設設備、可搬式設備、移動式設備を設備し柔軟な対応ができること。

・各原子力発電所には常時国内外の過酷事故の前兆事象を調査・検討し、その発生を防止するとともに、過酷事故発生時には原子炉施設の状況を的確に把握または推測し、適切な判断が出来る専門職を置くこと。また、国内の全原子力発電所の専門職は年に一度、規制者も交え情報交換を行い一層の充実に努めること。

５．シニアと学生の対話会の成果とまとめ

この基調講演のあと、あらかじめ実施された往復書簡での Q&A を中心に、真摯な対話が行われた。

以下、シニアメンバーの大野崇氏・西郷 正雄氏の対話会の成果と感想をまとめる。総じて、学生は、物怖じせず積極的であり、対話以外の本プログラムにおいても得難い経験を積み、さらに、国を超えて相互に理解し親交を深めているようで頼もしい感があった。特に、参加者中、タイからの女子留学生は極めて優秀で、自分の考えをはっきり述べるとともにグループを積極的に纏めリード役を務めていた。わが国からも、このような学生が輩出することが望まれる。学生の関心事は、原発事故の原因、反省点の確認、社会の原子力に対する無理解とそれに関する対応、ヒューマンエラー対策、廃炉と事故、新規原子力発電所（HTGR）導入問題（インドネシア Angri 君）等多岐にわたり、自ら手を挙げて集まっているだけあって積極的な姿勢があり、対話は具体的且つ専門的でありレベルは高いものとなった。対話会での質問に、幾人かは英語で流暢に話されており、我々50 年前の学生時代には、想像できなかったレベルである。今の大学では、グローバル化に向かって着実に進んでいるのが良く分かった。原子力が逆風にある中に、今回の参加者のレベルの学生が、大学からどんどん輩出すれば、将来に期待を持てる。まさに、将来のスーパーエンジニアである。

2017年秋の大会

シニアネットワーク連絡会（SNW）セッション

原子力人材育成公募事業「世界最高水準の安全性を実現するスーパーエンジニアの育成」

MEXT Nuclear education project: To be a Super Engineer to Realize the World Class Nuclear Safety

(2)スーパーエンジニアの育成研修の概要

(2)Nuclear education and training project for student to be a super engineer

*奈良林　直[1]、勝山　晶子[1]　　[1]北海道大学

1. 緒言

福島第一原子力発電所の事故の教訓を学び、世界最高水準の安全性達成への気概と実力を備えた広い視野を持つアグレッシブな技術者を「スーパーエンジニア」と定義する。このような技術者が必要にもかかわらず、国民に原子力発電所の必要性が認識されにくくなるとともに、原子力系の研究室に優秀な学生が集まりにくいという現状にある。

このような現状を踏まえ、本事業では、国際原子力教育ネットワークに参画する大学を中心とした１９大学の学生を対象に、原子力に関する正しい知識を付与するための教育プログラムを整備するとともに、過酷事故や異常過渡事象に関する国内研修や海外研修を整備し、将来、「スーパーエンジニア」として活躍が期待される人材を育成することを目的とする。

2.講義

2.1 学部１年講義「地球環境問題と原子力技術・倫理」（１学期）

21 世紀に求められるエネルギー技術と地球環境問題、技術者倫理や政治の役割、報道の在り方や風評被害など原子力に関連する多くの分野について総合的に講義を実施し、エネルギー技術の長所と技術的課題に関して学生の理解を深めた。

2.2　学部２年講義「エネルギー工学概論」（２学期）

原子力エネルギーを含む様々なエネルギーの長所、短所等について講義を実施し、２１世紀に求められるエネルギー技術と地球環境問題に対する学生の理解を深めた。

2.3　学部３年講義「原子炉工学」（２学期）

原子炉の形式や実例について講義を実施し、また、プロジェクトベースラーニング（ＰＢＬ）演習形式で役割分担をして計算し、チームで協力して一つの目標を目指すことの重要さを学び、原子炉の基本原理や原子力エコ・エネルギー供給システムに対する学生の理解を深めた。

2.4　学院の修士、社会人博士課程の講義：「原子力・エネルギーシステム特論」（１学期）

原子炉工学やシステム安全、水素エネルギー、再生可能エネルギーについて高度な講義を実施し、巨大エネルギーシステムである原子力の安全性確保と多様なエネルギーシステムを学び、原子力およびエネルギーシステムの光と陰の部分を工学的観点から学生の理解を深めた。

2.5　企業インターンシップと発電所研修、過酷事故対策の研修

（1）過酷事故対策の研修、北大および北海道電力泊原子力発電所での体験研修及びシニアとの対話会

北大、北海道電力及び日本原子力学会シニアネットワークと連携して北大、泊原子力訓練センターにて研修を実施した。

（2）ESBWR（高経済性単純化沸騰水型原子炉）の研究開発を進める企業等でのインターンシップ研修（東京地区開催）日立 GE、JAEA 及び原子力学会シニアネットワークと連携して日立 GE、JAEA および電気の史料館にて研修を実施した。

（3）原子力発電所の予防保全と事後保全に関する研修（北陸電力）

北陸電力及と連携して志賀原子力発電所にて研修を実施した。

2.6　海外研修

上記国内研修を通じて選抜した優秀な学生に、米国の事業者やイリノイ大学の教授の協力を得て、研修を実施した。

---

*Tadashi Narabayashi[1] , Akiko Katsuyama[1]　[1]Hokkaido Univ.,

表１　実施年間スケジュール (各年度)

実施項目	実施内容(科目)	年間スケジュール		備考
		１学期	２学期	
学部1年講義	地球温暖化問題と原子力技術・倫理			
学部2年講義	エネルギー工学概論			
学部3年講義	原子炉工学			
大学院講義	原子力・エネルギーシステム特論			
発電所研修	泊・志賀・島根などを予定	北大・泊　8月上旬予定 志賀　9月上旬予定		28年度は北大・泊と志賀
企業研修	東芝・日立GE・三菱重工		日立GE10月下旬予定	28年度は日立GEとJAEA
海外研修	ISOEシンポジウム・イリノイ大など		1月予定	

３．国内研修

3.1 原子炉への AM 注水研修と泊原子力訓練センターでの体験研修およびシニアとの対話会
（札幌地区開催）

北大と泊原子力発電所の運転訓練センターの施設を用いて下記の研修を実施した。

a. 導入教育（実施場所：北大（①～⑥））
①福島事故の解説（図 1)、②米国 TMI2 号機事故の講義、③過酷事故時の水位計のドリフト再現実験の事前講義、④フィルターベント２Pd 試験装置を使った格納容器減圧試験の事前講義
⑤非常用復水器（IC）を使った冷却と減圧実験の説明と IC、SG の役割の講義
⑥北海道電力職員による泊原子力発電所での研修事前講義

b. 過酷事故対策実験の研修（実施場所：北大（①、②、③、④））
①北大の所有する蒸気源を使ったフィルターベント小型蒸気試験教材(フィルターベント２Pd 試験装置）を使った実機相当蒸気条件下における格納容器減圧試験(図２)
②高温高圧実験装置を使った非常用復水器による炉心冷却と蒸気減圧、高圧ポンプを使った AM 注水実験
③炉水位計測機能維持装置を使った過酷事故時の水位計のドリフト再現実験
④フィルターベント可視化模型教材（図３）を使い、湿式および乾式の除染機能について説明

c. プラントシミュレータによる全交流電源喪失体感研修（泊原子力訓練センター）（図５）

d. 防災ロボット教材と保全工学基礎教材を使った研修（実施場所：北大（①、②、③））
①過酷事故対応防災ロボット研修の事前講義
②ロボット教材と PWR 作動原理モデルを使った過酷事故収束・防災支援訓練（図６）
③保全工学基礎教材等を使った予防保全と事後保全に関する研修

e. 外部講師による講義（実施場所：北大）
日本原子力学会フェロー天野治氏による講義「原子力とゼロエミッション社会(EPR の視点から)」

f. 研修成果の発表およびシニアとの対話会（実施場所：北大）

実習参加者：15 名（長岡技術科学大Ｍ１：４名、Ｍ２：２名、大阪大Ｂ４：２名、東京工業大Ｍ１：２名、東北大Ｍ１：１名、室蘭工業大Ｂ４：１名、北海道大Ｍ２：１名、Ｄ１：１名、カザフ国立大から

北大へのインターン生：１名、）、実施期間：平成２８年８月１日～８月５日（５日間）



図１　福島事故の解説



図２　フィルターベント２Pd 試験装置の研修

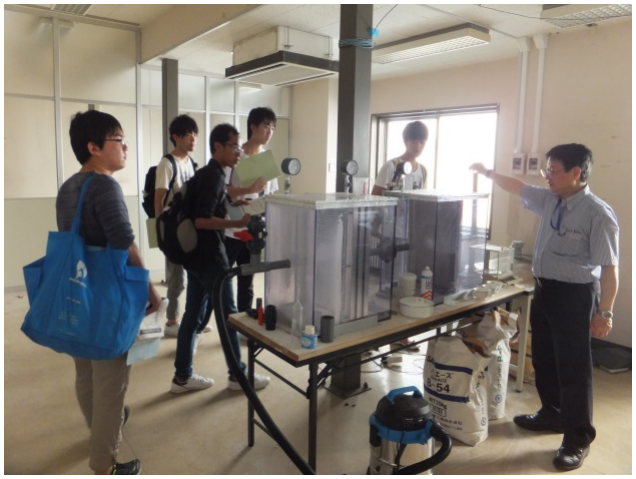


図３　フィルターベント可視化模型による研修



図４　実験結果の解析



図５　泊発電所での緊急時訓練体験



図６　防災ロボットを使った研修

3.2　ESBWR の静的冷却系等の企業インターンシップ研修およびシニアとの対話会（東京地区開催）

日立 GE、JAEA および電気の史料館にて下記の研修を実施した。

a. 導入教育：日立製作所並びに日立 GE の概要説明と原子力事業全般について紹介　（実施場所：日立本社秋葉原ダイビル）（図７）

b. ABWR の紹介、福島事故の教訓と対策、ESBWR の静的安全機能の説明、ESBWR の設備特性に

関連した二相流講義、グループ討議（実施場所：日立 GE）（図８）

c. 小平記念館、タービン第一工場、大型電機工場、大型製缶工場、精密工場の見学（実施場所：日立 GE）

d. JAEA の研究施設（LSTF、JRR-3、常陽、HTTR）の見学（実施場所：JAEA）

e.東京電力の電気の史料館での発電設備機器の見学（実施場所：電気の史料館）

f. 研修成果の発表とシニアとの対話会（実施場所：電気の史料館）

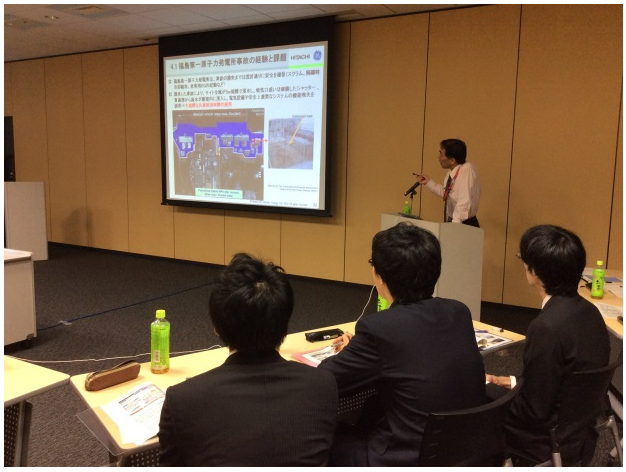


図７　日立 GE の原子力事業の紹介



図８　福島事故の教訓に関する講義

実習参加者：１４名（京都大Ｍ２：１名、長岡技術科学大Ｍ１：４名、山梨大Ｂ４：１名、茨城大Ｍ１：１名、福井大Ｍ１：１名、東京都市大Ｂ３：１名、北海道大Ｍ１：１名、Ｂ４：２名、大阪大Ｂ４：１名、九州大Ｂ４：１名）、実施期間：平成２８年１０月１７日～１０月２１日（５日間）

3.3 原子力発電所の予防保全と事後保全に関する研修（北陸地区開催）

原子力発電所の予防保全と事後保全に関する研修を、志賀原子力発電所にて実施した。

a. 研修・見学先の基礎知識と研修内容の説明などの事前ガイダンス、BWR に関する講義（過酷事故対策等）（実施場所：志賀原子力発電所研修センター）

b. 志賀原子力発電所の安全対策や保全活動等に関する講義、発電所所員との意見交換（実施場所：志賀原子力発電所研修センター（①～⑤）、志賀原子力発電所（⑥、⑦））

② 志賀原子力発電所の概要（設備、安全対策、シビアアクシデント対策含む）説明（図９）

③志賀原子力発電所の保全の概要説明、保全方式の説明（時間管理保全、状態監視保全、事後保全）、④燃料管理、炉心管理、④志賀原子力発電所の運転管理の概要説明

⑤原子力防災計画と防災体制の説明、⑥志賀原子力発電所若手所員との意見交換会

⑦発電所長、所長代理、炉主任との意見交換会



図９　志賀原子力発電所の概要説明



図１０　オフサイトセンター見学の様子



図１１　発電所内見学の様子



図１２　シーム調査状況の見学

c. 運転訓練用シミュレータや保修訓練設備による訓練体験（実施場所：志賀原子力発電所研修センター）（図２５）

d. 志賀オフサイトセンター見学（実施場所：志賀オフサイトセンター）（図１１）

e. 志賀原子力発電所の現場視察（安全対策、耐震等）、破砕帯調査地点の見学
（実施場所：志賀原子力発電所研修センター（③）、志賀原子力発電所（①、②、③））
志賀原子力発電所見学（フィルターベント、淡水貯水槽、緊急時対策棟等）、②振動診断等の現場見学、③志賀原子力発電所の耐震設計の概要説明（シーム調査状況等を含む）（図１２）、f.研修成果を発表（実施場所：志賀原子力発電所研修センター）（図２８）実習参加者：１１名（長岡技術科学大Ｍ１：３名、早稲田大Ｂ４：２名、東京都市大Ｍ１：１名、福井大Ｍ１：１名、北海道大Ｍ１：１名、Ｂ４：３名）、実施期間：平成２８年８月２９日～９月２日（５日間）

４．海外研修（アメリカ地区開催）

米国の事業者やイリノイ大学の教授の協力を得て、下記の内容を実施した。

a.世界職業人被曝情報機構（ISOE）が主催し、NRC や IAEA、欧米の主要な電力会社幹部が参加するシンポジウムへの参加（実施場所：アメリカ　フロリダ州フォートローダーデール）（図１３）

b.クック原子力発電所（図１４）、ラサール原子力発電所、ドレスデン原子力発電所、クリントン原子力発電所等の視察、イリノイ大学での研修（実施場所：アメリカ　イリノイ州シャンペーン他）（図１５）



図１３　ISOE シンポジウム

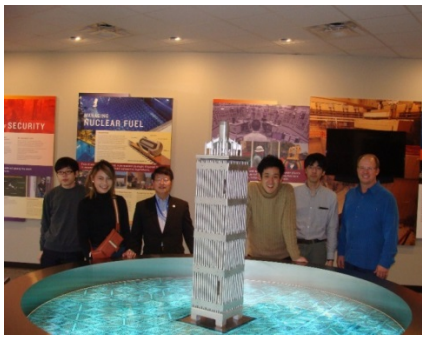


図１４　クック発電所見学



図１５ イリノイ大学での聴講

実習参加者：５名（東京工業大Ｍ１：１名、北海道大Ｍ１：１名、東北大Ｍ１：１名、東京都市大M1：１名、大阪大Ｍ１：１名）、実施期間：平成２８年１月８日～２２日（１５日間）

５．結言

この人材育成プロジェクトは、今年度も実施中で、３年間で講義や研修参加者は 1100 名を超える。ご協力いただいた、講師各位、電力会社（北電、北陸電力）、メーカ（東芝、日立 GE、三菱重工）、研究所（JAEA）の皆さま、そして原子力学会シニアネットワークの皆さまに深謝いたします。

2017年秋の大会

シニアネットワーク連絡会（SNW）セッション

原子力人材育成公募事業「世界最高水準の安全性を実現するスーパーエンジニアの育成」

MEXT Nuclear education project: To be a Super Engineer to Realize the World Class Nuclear Safety

（3）学生とシニアの対話会の概要と成果

(3) Brief Overview and Results of Dialogue Meeting between Students and Seniors

石井正則[1]

[1]日本原子力学会シニアネットワーク連絡会

1. 概要

平成 27 年度、28 年度の 4 回のスーパーエンジニア育成研修では、研修最終日に学生とシニアの対話会を実施した。いずれの対話会も「過酷事故を未然に防ぐには」をメインテーマとし、学生から提示された「一般社会や地域社会の安全性と信頼性の理解促進」などを含め、討論や意見交換を交えて双方向性の高い対話会を行うことができた。以下の対話会に概要と主な成果を示す。

2. 対話会の概要

2-1. 対話会の進め方

1）往復書簡による事前意見交換

対話会開催に先立ち、学生の関心事、質問事項、意見等を聴取し、当該学生と同じグループを担当するシニアから返信する、「往復書簡」スタイルのメール交換を実施した。参加学生の決定時期にもよるが、複数回実施できたケースもあった。

2）基調講演による専門性の高い技術習得

対話に先立ち、前日に齋藤信三氏より「原子力発電所が二度と過酷事故を起こさないために一国、原子力界は何をなすべきかー」をテーマに基調講演（北大）があり、安全と事故防止に関し体系的かつ具体的に説明していただいた。時宜を得たレベルの高い内容で、充実した対話を進めることができた。

3）対話グループ編成とファシリテーション方式

対話は各回 15 名程度で 3 グループに分かれ、各グループ学生 5 名程度、シニア 2 名（シニアは各回合計 6 名）で対話を実施した。

対話推進に当たっては学生からファシリテータを選出、学生のファシリテーションにより的確に学生の関心事を引きだし対話を進めることができた。

2-2. 対話の主なテーマ

「過酷事故を未然の防ぐ」に関連した具体策などに加え、学生の懸念や関心が高かった以下のような話題が取り上げられた。報道問題、環境・GHG 問題)」「新規発電所導入に関する様々な問題」など。

図 1 に北大でのシニアと学生の対話会の様子を示す。



図 1 北大でのグループ対話の様子

Masanori Ishii[1], [1]Senior Network, AESJ

「一般社会や地域社会の安全性と信頼性の理解促進」「廃炉」「再稼働問題」「原子力の将来（エネルギー

このうち、新規発電所建設に関しては、インドネシアの学生から HTTR への関心の高さがうかがえた。（北大、日立・GE、JAEA）図２、図３に北大研修、日立 GE 研修参加者写真を示す

3. 主な成果

日本のこれからの原子力再構築への期待と、とりわけ留学生からはアジア諸国の原子力への期待の大きさがうかがえ、頼もしく思えた。

対話終了後に行われた各グループからの対話で得られた成果発表からは、安全性の実証と確認はもとより、国民の理解促進にも有効なリスク指標ともなる安全目標と PRA による確認や、受動的安全性機能を組み込んだ新しい発電炉の思いなどが報告された。齋藤氏の基調講演と連動して行った対話の効果があったものと思われた。齋藤伸三氏が講演されや安全性向上にむけた対策は、学生たちにとって専門性の高い内容であるが、大変有意義だったことがわかる。

学生達には、21 世紀中葉に向けて日本の原子力界をけん引することが期待されるだけに、今回の一連のスーパーエンジニア研修がそのきっかけとなれば、この対話会に参画したシニアにとってこれに勝る幸はない。

これからますます発展して行くアジア各国の留学生からは、自国の原子力への熱い思いを聞かせてもらった。この研修が日本の原子力界再構築のみならず、アジア各国で原子力界を担う若者の育成にも貢献していることを改めて実感した。福島第一原子力発電所事故を乗り越えた安全性の高い発電所により、豊かなアジアを作ってもらいたいと熱望する。

4. アンケートに見る学生の意見

講演内容、対話内容とも全員から「満足」または「ある程度満足」との回答を得た。

本企画全体や若手の使命に関しては、

＊責任の重さを感じた。頑張らなくてはならないと強く感じた。

＊原子力の重要性を再認識できるよい機会だった。

＊現在のテクノロジーを引き継ぎ発展させて行くことが私たち若者の使命。

といった頼もしい意向が感じられた。

また、エネルギー、原子力問題では高速炉、とりわけ「もんじゅ」の廃止方向に危機感を示した学生が多かった。将来のエネルギー供給として、日本のような無資源国にとって高速増殖炉への期待は次世代を担う若者ならではであろう。

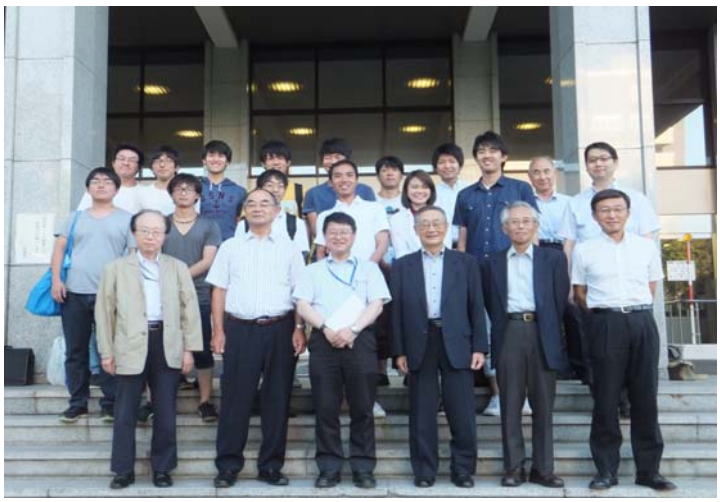


図２　北大研修に参加した学生、教員、シニアのメンバー



図３　日立 GE 研修に参加した学生、シニアのメンバー

5. おわりに

福島後遺症で再稼働の進展がはかばかしくないが、それ以上に心配なのは 21 世紀中葉以降である。現在ある発電所はいずれ運転期間が満了する。準備期間を考えると、将来のこととして先送りする余裕はない。

一方これまで原子力界を支えてきたエンジニアは世代交代することになるので、今回スーパーエンジニア研修を受けた学生達には、これからの日本の原子力界を支えてもらいたいと強く期待する。

シニアネットワーク連絡会（SNW）セッション

原子力人材育成公募事業「世界最高水準の安全性を実現するスーパーエンジニアの育成」

MEXT Nuclear education project: To be a Super Engineer to Realize the World Class Nuclear Safety

(4) シニアとの対話会・米国研修で得たもの

(4)Meeting with Senior Members and Students for the Super Engineer's Training in Japan and US

*Pornphatdetaudom Thanataon[1]

[1]Department of Nuclear Engineering, Graduate School of Science and Engineering,
Tokyo Institute of Technology, Tokyo, Japan

1. Introduction

Super Engineer program is a leading program of Hokkaido University established by Prof. Tadashi Narabayashi which consisted of local training in Japan and finally select five excellent students in the nuclear department and related field from university all over Japan to participate an annual internship in the United State of America for two weeks. The program aims to train participated students o be the next super engineers whose help solving and restart Japan's nuclear power plant. Experiments and lectures provide knowledge and experience in nuclear engineering as well as the discussion with senior engineers, nuclear personnel, and other field students which allow participants to broaden their point of view and ask any curious questions. I am one of a few international students who join the local training in Japan and only one international student whom been selected for US internship. However, with many helpful and kind supports, I have memorized these opportunities as one of the best experiences as a nuclear engineer student. Accordingly, this work aims to share experiences of the mentioned discussion with senior engineers and nuclear personnel from Japan and US. Program.

2. Super Engineer's Training in Japan

The training program in Japan which is mentioned in this work is the Development of Super Nuclear Engineers to Achieve Safety at the Highest Global Standards held at Hokkaido University on August 1st to 5th, 2016. The training included some lectures on nuclear topics, disaster prevention robot practicing, Tomari nuclear power station visiting, and discussion with Japanese senior engineers. The discussion with Japanese senior engineers allowed students to ask some questions not only about the nuclear knowledge but also their experiences, expectations, and opinions on the current nuclear industry in Japan.

From the discussion about the situation after Fukushima accident, CLI (commission local information), which is the discussion process between utility company, local people, and government, are planned to be applied in Japan. Currently, in Hokkaido, only paper publication and talking session in the limited area have been used which might not be good strategies, especially to gain trust after Fukushima accident. However, in order to solve the bad image of nuclear industry after the accident, time is still the key to the solution together with continuous safety development. The safety has been planned to develop with passive safety idea for shutting down and another process. By this idea, there is no electricity required but natural gravity and circulation will be involved. The problem on the safety development has been stated of the large scale of the facilities required which cause high construction cost and will affect to country's economic situation. In the current situation, senior engineers showed their concern about the shortage of electricity and carbon emission in the near future. To illustrate, before Fukushima accident, Tomari power station which has 3 reactors can produce 44% of Hokkaido electricity while combustion was involved only 8%. However, after the accident, a rapid increase of carbon emission was reported because the nuclear station was forbidden and combustion re-open to respond the same demand as well as the higher cost of fuel. In the case of waste management, Japan decided to recycle nuclear waste because of limitation in resource and area while Sweden and the US chose the spent fuel disposal deep underground. The big concern of recycling is the terrorism by using the recycle product which contained plutonium for produce nuclear weapon.

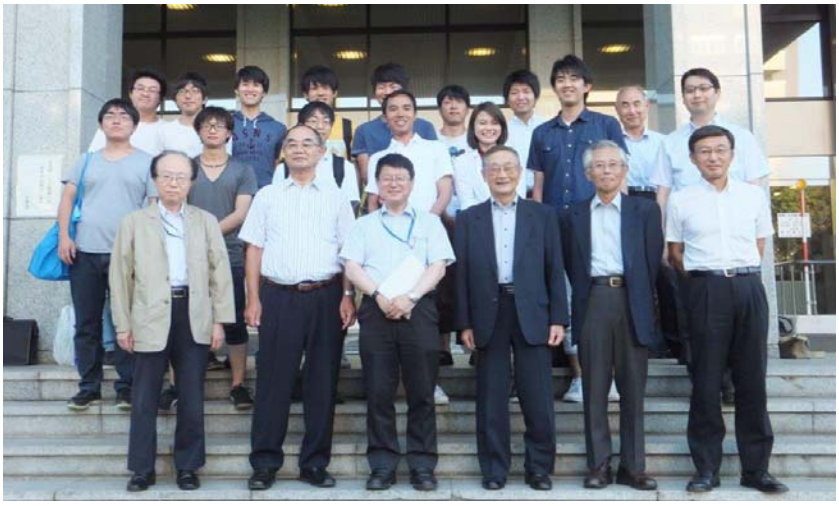


Figure 1 Japanese Senior Engineers and Super Engineer's Students

3. Super Engineer's Training in the US

After the local training in Japan, five students were selected together from different university around Japan, namely, from Hokkaido, Tokyo, Tohoku, and Osaka, to participate the internship in the United State of America for 2 weeks and this year was held on January 8th to 22nd, 2017. All participants joined ISOE symposium, and nuclear power plants visiting with kindly support from Dr. David Miller. All the schedule allowed participants to discuss and received valuable experiences.

3.1 ISOE Symposium

ISOE (Information System on Occupational Exposure) Symposium is an annual meeting for Sharing Information between ALARA (As Low As Reasonably Achievable) person who working with the radiation and nuclear plants which included paper presentations, RPM (radiation protection manager) meeting, and special mentor meeting for super engineer's students. The discussed topics are mainly about the current situation of those plants, safety, and new technology in order to reduce dose rate in work place and the public. Moreover, this year, they celebrated the 25th year ceremony of this symposium with the highest number of participants and country including Japan and Thailand as shown in Figure 2.



Figure 2 Memorial Picture of Participants in ISOE Symposium, January 9th to 11th, 2017

During the symposium, there are many interesting opinion and quotes from both speakers and participants which I, personally, would like to share in this work as mentioned below.

- Nuclear is required to provide the largest contribution to Global electricity in 2050., William D. Magwood, Nuclear Energy Agency, France
- Transparency and reliable operation is not to evaluate the process but the progress of the licensee., Terry Jamieson, CNSC Ottawa, Canada

- “Flexible” can help prevent accident by adapting process related to situation., Shinichi Kawamura, TEPCO, Japan
- Human always explore somewhere of something we did not know before and that come up with the driver of development in science and technology., Dr. Dennis Chamberland, NASA, USA
- Information defection effect to our mind is worse than the radiation defection., Prof. Narabayashi Tadashi, Hokkaido University and Super Engineer Program, Japan
- Nuclear power is special and unique., Bob Porter, TEPCO, Japan

After the symposium, personnel from many plants and companies have kindly volunteered to be mentors for the individual student of super engineer program for keeping good contacts and advice. During the short time discussion, both mentors and students received and exchanged some idea about the important point of working in the nuclear field. It was one of the most impressive activities which keep long relationship and connection between working person and students whom soon will step into the working life. Moreover, RPM meeting was held which is mainly for managers who specialize in radiation protection for sharing and discussing some situation, new policy or related information in order to reduce dose rate in work place and the public.

3.2 US Nuclear Power Plants Visiting

By the strong support from Dr. David Miller, super engineer participant allowed to visit four nuclear plants which are Donald C. Cook, LaSalle, Dresden, and Clinton and had great discussions with managers, workers, and engineers in all plants.

3.2.1 Donald C. Cook Nuclear Plant

This Plant located near to the Lake Michigan, Bridgman, Michigan. Our group first visited their visiting center which provides some knowledge about nuclear and reactors through simulation and movies as shown in Figure 3 and had a chance to meet Mr. David Wood, president of the plant. They have 2 units of PWR reactor with ice condenser operated by American Electric Power (AEP). Their main motto is “Zero Harm We Care” to remind every worker work safely. Moreover, every worker in this plant work based on a 2-minute rule which is the 3 ways communication, inform actions (by the 1st party), repeat actions (by the 2nd party or supervisor) and understand actions (by the 1st party again) before every action to prevent the accidents and mistakes. Mr. John Carlton also shared his experiences on environmental management. The plant faced some problems of the unexpected death of the school of the fish problem in the lake Michigan that cause the problem of water filter pipe and the changing of the temperature in the lake in the different season that causes the cooling system problems.

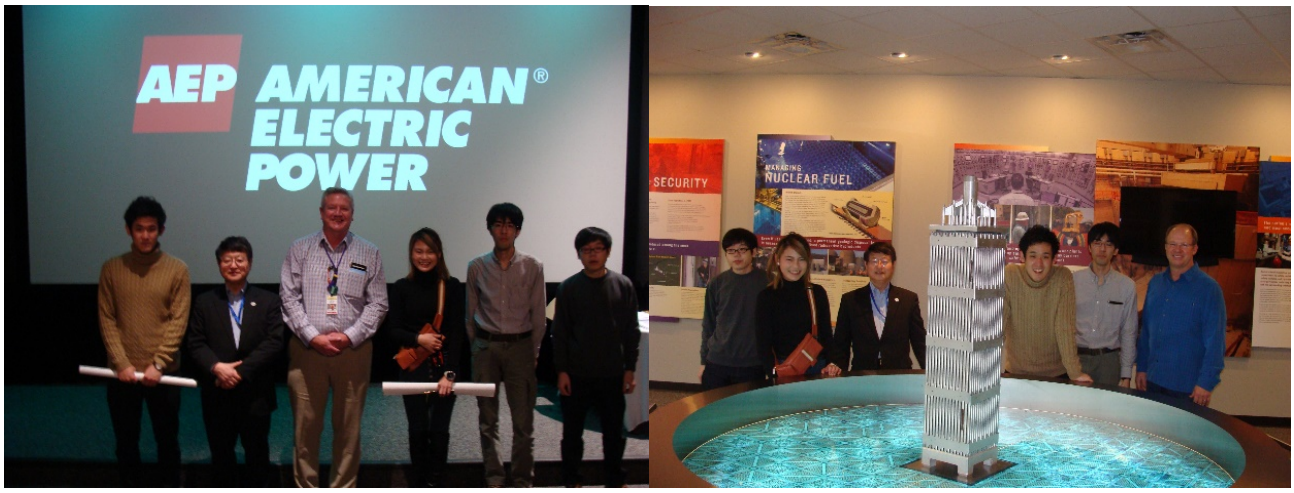


Figure 3 Pictures in Donald C. Cook Nuclear Plant’s Visiting Center
(Left) Mr. David Wood, president, in the middle,
(Right) Mr. John Carton, Environmental Engineer, on the most right

3.2.2 LaSalle County Generating Station

The plant located in Marseilles, Illinois. They have 2 units of BWR Mark II operated by Exelon. We met and talked to Mr. John Moeser and other engineers who gave us a lot of great vision as shown in Figure 4. Their current target is to eliminate source term of non-tenacious crud, contained Co-60 that occur from Spinel materials part consist of a high concentration of ferrous iron, in order to reduce dose rate in work place and contamination to the pipe and turbine. This plant brought a lot of new technology that we normally use in real life to develop their safety such as 360fly VR, the 360 degrees' camera for taking picture in work place for the training and inspection, and VOCERA phone, the speaker phone using in plant's WIFI area that allows the immediate call both internal and external dials by the voice control.



Figure 4 Picture with Mr. John Moeser (in the middle) in LaSalle County Generating Station

3.2.3 Dresden Generating Station

Only about 30 miles away or 40 minutes by car from LaSalle, we visited Dresden on the next day as shown. This plant has 3 Units of BWR Mark I which Unit I is the 1st commercial unit in the USA but now is under decommissioning operated by Exelon. Because of the surrounding by Illinois river of the 3 side of the plant, they pay attention to the flooding security. Mr. Harry Bush Jr. told us about his point of view and some other important information and joined us the tour in the control area as shown in Figure 5. They use FLEX facilities that have the same kind of connection of pipe line and other emergency equipment and easy to transport with the other plant to prevent the accident and easy to help each other from the lesson learned of Fukushima Accident. Isolation condenser (IC) has been used for the cooling emergency case. Moreover, Mr. Ronald whom guiding us inside of reactor area was a mark that "Time Motion Study" with the field worker is important to reduce the working time which also brings the dose rate reduction.



Figure 5 Picture inside of reactor control area in Dresden Generating Station
with Mr. Harry Bush Jr. (with the golden Helmet)

3.2.4 Clinton Power Station

Clinton Power station, Illinois was our last nuclear plant visiting. We were guided by Mr. Robert Egan and Mr. Daniel Schlapkohl as shown in Figure 6. They have only 1 unit of BWR Mark III operated by Exelon which, from the dosimeter data, have the lowest dose (0.1 mR) in the reactor area during the tour compare to Lasalle and Dresden (about 0.4 mR). We had a chance to visit inside of the control area and stand above the reactor with water shielding for 23 feet which allow us to see some part of the reactor. They will have some decommissioning plan this year that brought them focusing on outage and safety during the outage.



Figure 6 Picture in Clinton Power Station with the Engineers

4. Conclusions

Super Engineer Program is a leading program from Hokkaido University established by Prof. Tadashi Narabayashi which aims to train students to be super engineers whose will be able to solve Japan's nuclear industry. Both local trainings in Japan and US provide chances on discussion with senior engineers, nuclear personnel, and other field students which allow participants to broaden their point of view and visions. After Fukushima accident which causes a huge effect on the nuclear industry all over the world. The most important strategy is to create a good communication way from both among nuclear person, with the public, and also pass to the nuclear-developing country. Nuclear will still play the important role in electricity generation for more than 50 years. By participation in this program, the necessary and advantages of communication and safety are illustrated to all participants.

5. Acknowledgements

These opportunities would not be this pleasure without main supports from Prof. Tadashi Narabayashi and Super Engineers Program, Hokkaido University along with all lecturers, Tomari plant, and Japanese senior engineers who participated in local training in Japan. For the training in the US, I would like to show my appreciation to Dr. David Miller, Donald C. Cook Plant and the University of Illinois, participants and mentors from ISOE symposium, all US plants, and related person. Finally, I would not have a chance to receive these great opportunities without strong supports from my advisor, Prof. Toyohiko Yano, and Assoc. Prof. Katsumi Yoshida, Department of Nuclear Engineering, Tokyo Institute of Technology and Mr. Anggi Budi Kurniawan, my classmate, whom invited and shared me the information of these training.

シニアネットワーク連絡会（SNW）セッション

原子力人材育成公募事業「世界最高水準の安全性を実現するスーパーエンジニアの育成」

MEXT Nuclear education project: To be a Super Engineer to Realize the World Class Nuclear Safety

(5)国内研修と米国研修で得たものと将来への抱負

(5)Nice experience of the training in Japan and US and hope of future

*倉 佑希[1]

[1]北海道大学

1. 緒論

私は日立・JAEA の施設で行われた研修、そしてアメリカ研修に参加した。研修では、工場や発電所の見学を通じて、大学で学んだ知識が現場でどのように使われているかを知ることができた。また、若手からベテラン、シニアの方まで、様々な立場の方との交流の機会もあり、原子力に関する専門知識を深めるだけでなく、仕事内容やキャリアについての体験談なども伺うことができた。

この発表では、私が参加した研修の概要と、そこから学んだことについて紹介する。

2. 国内研修

私は 8 月 29 日から 9 月 2 日に行われた北陸電力での研修に参加した。　原子力技術研修センターにおける講義と、志賀原子陸発電所やオフサイトセンターの見学を行うことができた。講義では、志賀原子力発電所の概要や新規制基準に基づいた安全対策、保全に関して、現場の方に教えていただいた。発電所見学では実際に津波対策施設を見学し、発電所内の工事や保全の現場を見学することができた。また、若手の所員の方と対話する機会があり、どのような作業が大変か、などを伺うことができた（図１）。



図１　志賀原子力発電所の若手所員との対話会

私は 10 月 17 日から 21 日に行われた。日立 GE・JAEA の研修にも参加した。

初日には日立本社において日立 GE の概要説明と原子力事業全般についての紹介があった（図２）。国内の原発については、BWR は全て停止中、建設も中断しているという厳しい現状であると伺った。福島第一原発の廃炉については、日立 GE のロボットの投入などの取り組みについての説明を受けた。

2 日目、3 日目には日立 GE の工場見学があり、実際の生産現場を目にすることができた。また、日立 GE の開発した炉形について講義を受け、ABWR の従来からの変更点やその利点、ESBWR の静的安全性などについて詳細な説明を受けた。

4 日目には JAEA の研究施設の見学を行った。東海地区では LSTF や JRR-3（図３）、東海地区では常陽や HTTR の見学を行った。特に印象に残っているのは HTTR で、高温を利用した水素製造など発電以外の用途にも使用できる点や、黒鉛を利用し、空冷系を備えるなど高い安全性を持つ点が魅力的に感じた。

最終日には電気の史料館の見学と、シニアとの対話会を行った。電気の史料館では日本の発電史における貴重な資料を見ることができた。シニアとの対話会では、シニアの方の過去の体験談について、直接伺ったり、原子力を取り巻く状況についての意見交換などを行った。

---

*Yuki Kura[1],

[1]Hokkaido Univ.



図２　ABWR に関する講義（日立 GE）



図３　JRR-３について説明を受ける様子

3. 米国研修

米国での研修は 1 月 8 日から 22 日にかけて行われた。

最初の 3 日間では、ISOE シンポジウムに参加した。講演者は様々な国、立場の方々で、職務上の被ばく量の低減のための取り組みについて紹介していた。海外の現場の取り組みについて学生が知る機会はほぼないので、大変貴重な機会になった。

その後はアメリカの 4 つの原発の見学を行った。各原発では福島事故を受けた安全対策や、発電作業時の被ばく量低減の取り組みを中心に説明を受けた。福島事故を受けた対策では、どの発電所も河川や湖からの越水対策を強化していることを伺い、防水扉や防水堰を見学した。また、電源喪失時の対策として、可搬型のポンプやホース等を施設の各所に常備していた。これらは FLEX として規格化されており、他の発電所との融通が可能である。被ばく量低減に関しては、発電所内の各所でモニター等を使った線量の可視化がなされていて、長時間いても良い場所とそうでない場所の区別が明確になっていた。また、発電所で働いている方と対話する機会があったが、仕事に自信と誇りを持っていることが伝わってきた。

4. 研修で得たものと将来への抱負

日本国内の研修では、メーカー等の技術者や元技術者や経営幹部の方々と直接お話しする機会が多く、原子力に関する幅広い知識を得ることができた。最新の原子力関連の知識は大学での講義などでは得ることが難しく、貴重な機会となった。また、原発を取り巻く状況として、再稼働に時間がかかっている影響は、電力供給や環境問題以外にも出ていることが分かった。例えば日立が行っている他国への原発輸出では、再稼働が遅れているうちに他国の原発が稼働実績を積んでしまい、後れを取ってしまうということを伺った。また研究炉に関しても福島事故以降運転することができていない。

米国研修では、日本の学生としてはなかなか得ることのできない、海外の現場で実際に行われている取り組みについて知ることができた。日本で起きた福島の事故に関しても、詳しく分析と対策が行われていることがわかった。それらの中には日本でも真似すべきだと思われるものもあった。

私は大学の修士課程修了後は原子力発電所のエンジニアを目指している。今回の研修で得た様々な知識を、将来の原子力発電所の安全運転のために生かしたい。そして将来は、幅広い視野と知識を持つ「スーパーエンジニア」になり、自分の得た知識と経験を他の人に伝えられるようになりたいと考えている。

謝辞：ご導いただいた先生方、電力会社や JAEA, メーカーの技術者、そして海外研修でご指導いただいたイリノイ大学の David Miller 教授、米国の発電所の RP マネージャのメンター皆さまに深謝いたします。

Oral presentation | V. Fusion Energy Engineering：501-3 Tritium Science and Technology (Fuel Recovery and Refining, Measurement, Iisotope Effect, Safe Handling)

Fri. Sep 15, 2017 2:45 PM - 4:40 PM JST | Fri. Sep 15, 2017 5:45 AM - 7:40 AM UTC | Room O Seminar room 1- Frontier Research in Applied Sciences Building

[3O10-16] Tritium Engineering(Fuel Recycling, Isotopic Effects, Safety Handling)

Chair:Teppei Otsuka (Kindai Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[3O10] Tritium permeation and recovery from molten salt Flinabe blanket of fusion reactor

*Satoshi Fukada[1], Jun Yamashita[1], Katsuya Tsukahara[1], Kazunari Katayama[1], Jyuro Yagi[2], Akio Sagara[2] (1. Kyushu University, 2. National Institute for Fusion Science)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[3O11] Tritium dissolution behavior in rare-earth oxides

*Shinnosuke Jou[1], Kenichi Hashizume[1], Yuji Hatano[2] (1. KYUSHU Univ., 2. Univ. TOYAMA)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[3O12] Partition coefficient of HTO between water and ice

*Yuji Hatano[1], Tatsuya Shiozaki[2], Katsutoshi Tsushima[3] (1. Hydrogen Isotope Research Center, Univ. Toyama, 2. Graduate School, Univ. Toyama, 3. Faculty of Science, Univ. Toyama)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[3O13] Study on tritium confinement method using Li rod with Zr in very high temperature gas-cooled reactor

Hydrogen storage properties of Zr in high temperature (700~850℃) conditions

*Ryo Okamoto[1], Hideaki Matsuura[1], Yuma Ida[1], Yuki Koga[1], Kazunari Katayama[2], Teppei Otsuka[3], Minoru Goto[4], Shigeaki Nakagawa[4], Estuo Ishitsuka[4], Satoru Nagasumi[4] (1. Kyushu Univ. Graduate School of Engineering, 2. Kyushu Univ. Interdisciplinary Graduate School of Engineering Science, 3. Kindai Univ. Faculty of Science and Engineering, 4. JAEA)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[3O14] Experimental Demonstration of Tritium Oxidation at Room Temperature in an Event of Tritium Leakage Happened in Nuclear Fusion Facility

*Yasunori Iwai[1], Yuki Edao[1], Akiko Kondo[1], Katsumi Sato[1], Hiroo Asahara[1], Hiroshi Inomiya[1] (1. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology)

4:00 PM - 4:15 PM JST | 7:00 AM - 7:15 AM UTC

[3O15] Evaluation of tritium oxidation performance of LTR accompany with generated gas in fire

*Yuki Edao[1], Katsumi Sato[1], Hiroshi Inomiya[1], Hiroo Asahara[1], Akiko Kondo[1], Yasunori Iwai[1] (1. QST)

4:15 PM - 4:30 PM JST | 7:15 AM - 7:30 AM UTC

[3O16] Study on tritium migration suppression in soil

*Kazunari Katayama[1], Daisuke Mori[1], Tatsuro Hyuga[1], Taiki Ishii[2], Kazuya Furuichi[1], Toshiharu Takeishi[2], Satoshi Fukada[1] (1. IGSES Kyushu Univ., 2. Eng. Kyushu Univ)

4:30 PM - 4:40 PM JST | 7:30 AM - 7:40 AM UTC

Time reserved for Chair

核融合炉溶融塩 Flinabe ブランケットからのトリチウム透過と回収

Tritium Permeation and Recovery from Molten Salt Flinabe Blanket of Fusion Reactor

*深田 智[1], 山下 隼[1], 塚原 克弥[1], 片山 一成[1], 八木 重郎[2], 相良 明男[2]

[1]九州大学, [2]核融合科学研究所

新規溶融塩 Flinabe(0.31LiF+0.32NaF+0.37BeF_2)の水素拡散透過速度を求め解析するとともに、核融合炉ブランケットからの効果的トリチウム回収と透過抑制のための Ti 粒子添加効果を実験的に明らかにした。

キーワード：溶融塩，Flinabe，トリチウム，回収，透過，Ti 粒子

1. 緒言

核融合炉液体ブランケット候補材 Flibe 物性の欠点の一つである高融点を下げる目的で Flinabe に着目し水素透過率を測定し，透過遅延可能性がある水素吸蔵金属の Ti 粒子を加えた場合の非定常透過率を求め，同時に行なった水素拡散解析結果から定量的な透過遅延効果を明らかにすることを目的とする。

2. Flinabe の水素透過

2-1. 実験装置

長さ 53cm 内径 10.7mm と外径 3.18mm の２種類の Monel 400 管中に Flinabe(0.31LiF+0.32NaF+0.37BeF_2)を封入し，１次元 r 方向に内側から外側に向けて 400-600°C の一定温度で水素を拡散透過させ、その非定常速度の変化を求めた。加えて Ti 粒子 45-38 μm を 0.5w%Flinabe に含ませたときの透過挙動を求め比較した。

2-2. 解析

１次元上流側一定水素分圧、下流側ガスパージ条件(Henry 則)で水素透過解析をおこない定常と非定常透過率の変化時間等をパラメーターにし、2.1 実験結果に最適フィットさせ、溶融塩中の水素拡散係数、実効溶解度を Ti 粒子のある場合とない場合で比較した。Ti の PCT 平衡線は過去の論文値[1]を使った。

2-3. 結果と考察

温度分圧条件を変えて変化を比較した結果、(a)定常透過率は Ti の有無に係らず、温度のみの関数となった。(b)Ti がある場合，定常に至るまでの時間が長くなる傾向となった。(c)Ti がある場合，定常値に至るまでの時間が約 100 倍程度となり，この傾向は先の Flibe の場合と同じであった。(d)拡散律速解析でほぼ全体の予測ができた。

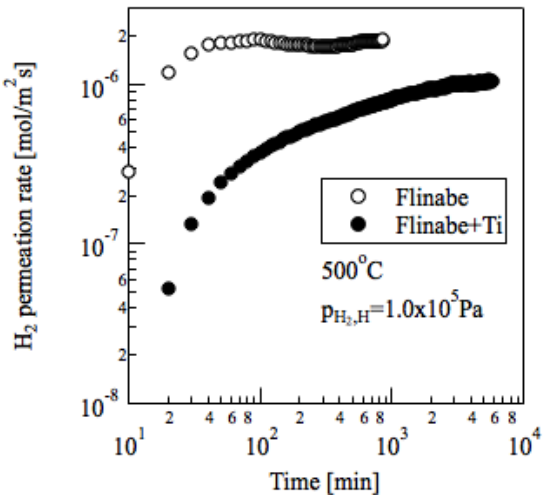


図１　Flinabe からの水素透過実験と解析

3. 結論

新規ブランケット材 Flinabe の水素透過挙動を明らかにし、今後この結果をブランケット設計に活用する。

参考文献

[1] S. Fukada, M. Nishikawa, J. Alloys and Comp., 209(1994)L23.

*Satoshi Fukada[1], Jyun Yamashita[1], Katsuya Tsukahara[1], Jyuro Yagi[2] and Akio Sagara[2]

[1]Kyushu Univ., [2]National Institute for Fusion Science.

希土類酸化物のトリチウム溶解挙動の研究

Tritium dissolution behavior in rare-earth oxides

*城 慎之介[1]，橋爪 健一[1]，波多野 雄治[2]
[1]九大総理工，[2]富山大学

数種の希土類酸化物の焼結体試料を作製し、高温でトリチウム曝露実験を実施した。その結果、Y_2O_3、Er_2O_3、Yb_2O_3はトリチウム溶解量および拡散係数は同程度で、いずれも小さな値であった。一方、Gd_2O_3は、他の希土類酸化物に比べ、トリチウム溶解量が数桁高く、拡散係数も非常に高いことを示す結果となった。

キーワード：トリチウム，希土類酸化物，溶解，拡散

1. 緒言

希土類酸化物は水素不透過性のため、トリチウム漏洩防止コーティングの候補材として挙げられている。希土類酸化物は水素溶解量が低く不透過性であることは知られているが、各希土類酸化物の水素溶解量、拡散係数のデータ集積は不十分である。そこで本研究においてはトリチウムイメージングプレート（TIP）法、重水素を用いた昇温脱離ガス分析（TDS）法などを用いて水素の希土類酸化物への溶解現象を調べた。

2. 実験

2-1. 試料作製

Gd_2O_3、Y_2O_3、Yb_2O_3、Er_2O_3の各試料を粉末焼結法により作製した。まず、それぞれの粉末を金型プレス、冷間静水圧（200MPa）にて成型した後、1650℃で 20 時間加熱し焼結体試料を得た。試料は直径 8mm、厚さ 2mm 程度の円板形状で、試料の密度はどの酸化物も理論密度の 98%程度であった。

2-2. トリチウム曝露実験

各円板試料を 700℃で 20 分間真空加熱を行った後、600℃、5 時間、1Torr （DT ガス、T/D~0.05）の条件でトリチウム曝露実験を実施した。曝露終了後、試料が入った石英ガラス反応管を急冷、トリチウムガスを回収後、試料を取り出した。曝露後の試料をダイヤモンドカッターで切断し、試料の切断面をイメージングプレート(TR2025)に密着させ、室温中で露光を 19.5 時間行い、IP リーダー（FLA-7000）で輝尽性蛍光（PSL 値）を測定した。試料とトリチウム標準試料の PSL 値から試料中のトリチウム濃度を算出した。

3. 結果・考察

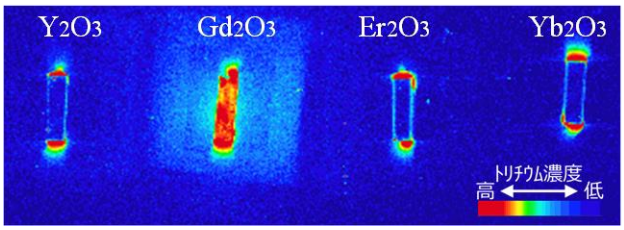


図 1　トリチウム曝露後の試料断面の IP 像

図 1 はトリチウム曝露後の試料断面の IP 像である。Y_2O_3、Er_2O_3、Yb_2O_3試料では酸化物の種類による大きな差はみられず、試料表面近傍のトリチウム溶解度は比較的高いものの、試料内部では表面に比べかなり低い傾向にあった。一方、Gd_2O_3試料はトリチウムが試料全体にほぼ均一に高い濃度で存在していることから、Gd_2O_3は他の試料に比べ、トリチウム溶解度が非常に高く、また、拡散係数も非常に高いことを示している。今後、Gd_2O_3試料のトリチウム溶解度、および拡散係数が高くなった理由を調べ、発表ではその結果とともに重水素を用いた TDS 法による水素同位体の放出挙動についても紹介する予定である。

---

*Shinnosuke Jou[1], Kenichi Hashizume[1] and Yuji Hatano[2]
[1]Kyushu Univ., [2]Univ. Toyama

水 - 氷間のトリチウム分配係数

Partition Coefficient of HTO between Water and Ice

*波多野雄治[1]，塩崎達也[2]，対馬 勝年[3]
[1]富山大水素研，[2]富山大院，[3]富山大理

水 - 氷二相共存系において重い水素同位体を含む水分子が氷側に濃縮することが知られているが、HTO の水 - 氷間の分配係数についての報告値は少ない。そこで本研究では、60 Bq/g の HTO を含む水および氷を接触させ、0 ℃における分配係数を求めた。その結果、1.05 という値が得られた。

キーワード：トリチウム，同位体効果，分配係数，水，氷

1. 緒言

重い水素同位体を含む水（HDO、D_2O、HTO、T_2O）は軽水（H_2O）より融点が高く、かつ水 - 氷二相共存系では重い水素同位体が氷側に濃縮することが知られており、この原理を利用した水素同位体分離法も提案されている。HDO については水 - 氷間の分配係数が多くの研究者によって測定されており、1.02 程度の値が報告されている。一方で、HTO についての測定例は少ない。そこで本研究では、60 Bq/g のトリチウム水を用いて、0 ℃における HTO の分配係数を求めた。

2. 実験

同じトリチウム濃度のトリチウム水と氷を 0 ℃で接触させたのち、水中および氷表面におけるトリチウム濃度を測定し、両者の比から HTO の分配係数を求めた。60 Bq/g のトリチウム水を調製し、その一部を凝固させブロック状の氷（113×130×9 ㎜）とした。また、残りのトリチウム水を 0 ℃において密閉できるプラチック容器の底に広げ、厚さ約 0.1 ㎜ の液膜とした。氷と水を接触させたのち、プラスチック容器を密閉し、0 ℃に 16～840 時間保持した。所定の時間が経過したのち氷を取り出し、付着した水をエアスプレーで除去した上で、表面層約 0.1 ㎜ をカンナの刃で削り取ることにより採取した。採取した氷を融解させたのち、トリチウム濃度を液体シンチレーションカウンター（LSC）で測定した。水相中のトリチウム濃度も同様に LSC で計測した。 なお、空気中の水蒸気が凝集し水および氷表面のトリチウム濃度が低下することを防ぐため、実験操作は全てアルゴンガスで置換したグローブバック中で行った。

3. 結果および考察

水相中のトリチウム濃度の低下と、氷表面における濃度上昇が明確に観察された。分配係数 P は水相中のトリチウム濃度 C_{water} と氷表面のトリチウム濃度 C_{ice} から以下のように決定した。

$$P = C_{ice} / C_{water}$$

その結果、HTO の分配係数として 1.05 という値が得られた。本研究では氷の表面層約 0.1 ㎜ を採取してトリチウム濃度を測定したが、氷中のトリチウムの深さ方向濃度分布は評価していない。トリチウム濃縮層の厚さが 0.1 ㎜ より小さい場合には、氷表面のトリチウム濃度が過小評価され、結果として分配係数も過小評価されることとなる。そこで比較のため、トリチウム水中で氷をゆっくり成長させるなど、氷中のトリチウム濃度の測定に重点を置いた実験も実施する予定である。

---

*Yuji Hatano, Tatsuya Shiozaki and Katsutoshi Tsushima

Univ. Toyama

超高温ガス炉用 Li ロッドにおける Zr を用いたトリチウム閉じ込め法の検討 ～高温(700~850 ℃)条件下における Zr 水素吸蔵特性～

Study on tritium confinement method using Li rod with Zr in very high temperature gas-cooled reactor
~ Hydrogen storage properties of Zr in high temperature (700~850 ℃) conditions~

*岡本　亮[1], 松浦　秀明[1], 井田　祐馬[1], 古賀　友稀[1], 片山　一成[2], 大塚　哲平[3]
後藤　実[4], 中川　繁昭[4], 石塚　悦男[4], 長住　達[4], 島崎　洋祐[4]
[1]九大院工, [2]九大総理工, [3]近大理工, [4]JAEA

高温ガス炉用トリチウム生産 Li ロッドについて 700℃以上の高温条件下におけるトリチウム閉じ込め性能の評価を行う。円筒状 Zr 試料について水素吸蔵実験を行い、Zr の水素に対する拡散係数及び溶解度定数を求めた。

キーワード：高温ガス炉、トリチウム生産、ジルコニウム、水素吸蔵

1. 緒言

DT 核融合実現のための研究開発が行われているが、原型炉の初期装荷用トリチウムの供給方法は明確にはなっていない。また、トリチウムハンドリング実証試験用にもトリチウムを準備する必要がある。そこで、高温ガス炉に Li 化合物を装荷し、^{6}Li(n, α)T 反応によってトリチウムを生産する方法が提案されている[1]。安全面や回収効率の観点から発生するトリチウムを Li 装荷体に閉じ込めることが好ましい。従来の検討では円筒状の Li 化合物の外側をアルミナで被覆した Li ロッドが提案され、トリチウム流出量は生産量の 1%程度に抑制できると見積もられた[2]。ただし、この評価ではアルミナの透過係数を抑えるため Li ロッドの温度を 523 ℃と想定していた。発電効率の観点からは冷却材温度は高いほうが望ましい。我々は高温領域におけるトリチウム閉じ込め法として Zr を用いる方法を検討している（図 1 に Zr 装荷法の一例を示す）。発生するトリチウムを Zr が吸収することでトリチウム流出量を低減させることを想定する。本研究では高温条件下において水素吸蔵実験を行い Zr の水素吸蔵特性の評価を行った。

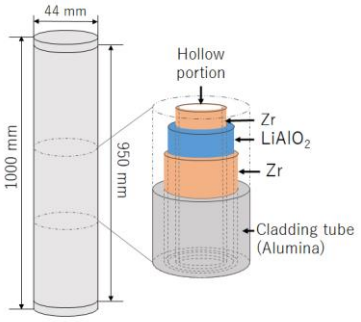


図1　Li rod with Zr

2. 実験及び解析

本実験では厚さ 1 mm, 高さ 15 mm, 直径 9.5 mm の内側 Zr 層を想定した円筒状 Zr 試料を用い、図 2 の実験装置によって水素吸蔵実験を行った。実験温度条件は 700~850 ℃とした。装置に封入した水素を Zr に吸収させ水素圧力の低下量から吸蔵水素量を求め、平衡圧力から溶解度定数 S を求めた。また、境界条件を Sieverts 則とした円柱体系における拡散方程式に基づき水素圧力の時間変化を計算し、実験で得られたデータでフィッティングを行うことで拡散係数 D を算出した。本実験で得られた拡散係数は 1.2×10^{-11}～2.3×10^{-9} m^2/s、溶解度定数は 70～100 mol/m^3/Pa$^{1/2}$ の値となった。温度が高くなるにつれ溶解度定数は小さくなり、拡散係数は急激に増大した(図 3, 図 4)。特に拡散係数は文献値[3]と比較すると特性が大きく異なり、原因を検討する必要がある。また被覆管に使用されるアルミナと比較すると溶解度定数が桁違いに大きいことが分かった[5]。実験値を用いた見積もりでは、Zr を加えることによって Li ロッドからのトリチウム流出量は 2 桁程度減少すると予想される。今後の検討課題として、高温下における Zr の安定性や水素吸蔵による機械的性質への影響、Zr の装荷方法などの検討が必要である。

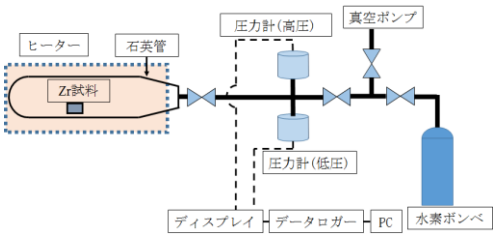


図2　実験装置概要

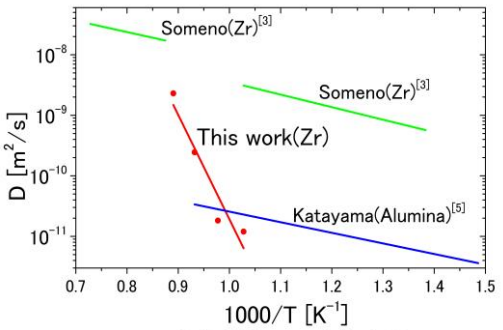


図3　拡散係数の温度依存性

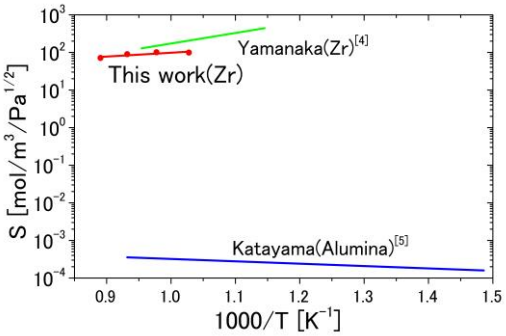


図4　溶解度定数の温度依存性

参考文献

[1] H. Mastuura, et al.: Nucl. Eng. Des., **243** (2012), 95-101.
[2] H. Nakaya, et al: Nucl. Eng. Des., **292** (2015), 277-282
[3] M. Someno: J. Jpn. Inst. Met., **24** (1960), 249-253
[4] S. Yamanaka, et al: J. Nucl. Mater., **167** (1989), 231-237
[5] K. Katayama, et al: Fusion Sci. Technol., **68**(2015), 662-668

*Ryo Okamoto[1], Hideaki Matsuura[1], Yuma Ida[1], Yuki Koga[1],
Kazunari Katayama[2], Teppei Otsuka[3], Minoru Goto[4],
Shigeaki Nakagawa[4], Etsuo Ishitsuka[4], Satoru Nagasumi[4],
and Yosuke Shimazaki[4]
[1,2]Kyushu Univ., [3]Kindai Univ., [4]JAEA

核融合施設内トリチウム漏洩事象時のトリチウム室温酸化処理に関する実験検証

Experimental Demonstration of Tritium Oxidation at Room Temperature
in an Event of Tritium Leakage Happened in Nuclear Fusion Facility

*岩井保則，枝尾祐希，近藤亜貴子，佐藤克美，浅原浩雄，井ノ宮大
量子科学技術研究開発機構

核融合施設の異常事象発生時に施設内に漏洩したトリチウムの室温酸化に関する実験検証を行った。仮想建屋である 12m³ の気密容器内にトリチウムを放出し、気密容器に接続した室温酸化触媒塔と水蒸気吸着塔からなるトリチウム除去システムを稼働させ、トリチウム除去性能の動的な変化を精査した。

キーワード：トリチウム，トリチウム除去システム，疎水性触媒，室温酸化触媒塔，核融合原型炉

1. 緒言

トリチウム取扱施設の雰囲気トリチウム除去系のトリチウム酸化反応塔に充填する貴金属触媒には Pt/Al_2O_3 ペレットに代表される親水性白金触媒が従来使用されており、水蒸気吸着による失活を防ぎ、高い総括反応速度係数を得るために 473K 程度の高温での使用が前提となっている。しかし、異常事象を想定した場合には室温においてトリチウムを十分酸化できる性能を有する触媒の実現が核融合安全性の向上に大きく寄与すると考える。量研が田中貴金属工業と共同で開発したトリチウム室温酸化用疎水性白金触媒を用いたトリチウム室温酸化を実験検証した。

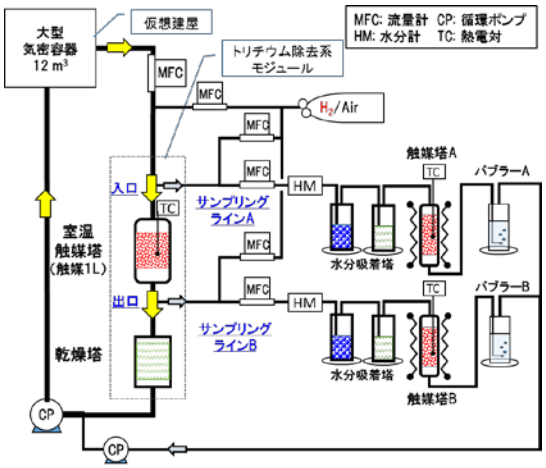


図 1　トリチウム室温酸化実証試験装置図
トリチウムガスを室温触媒塔で酸化させ、生成したトリチウム水蒸気をモレキュラーシーブ 5A 乾燥塔で捕集・除去

2. 結果・考察

12m³ の気密容器内のトリチウムは図 1 に示す室温酸化触媒塔と水蒸気吸着塔からなるトリチウム除去システムにより除去できることを確認した。過去の研究から触媒による水素の室温酸化では顕著な水素濃度依存性があり、特に 10vppm 以下の水素は室温での酸化効率が低下する。室温触媒塔入口の水素濃度を 100 vppm に保つことで、図 2 のとおり、92.4-97.8%のトリチウム転化率が得られた。トリチウム転化率の変動は主に室温変化に伴う室温触媒塔の温度変化に起因した。上記の結果から、ガス量 1000Nm³/h 中のトリチウムを室温酸化触媒塔で 99.9%転化させるのに要する触媒量は 2000 L と評価された。この量は 200℃に加熱した触媒塔でトリチウムを 99.9%転化させるのに必要な触媒量の 3 倍に相当する。

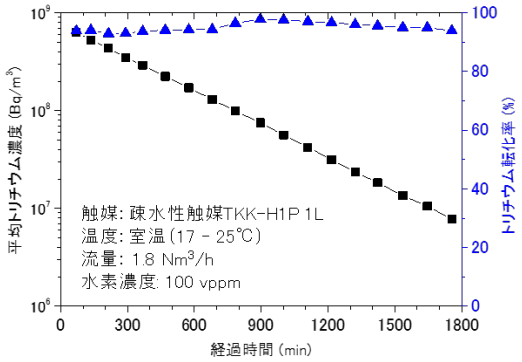


図 2　大型気密容器内のトリチウム濃度，及び室温触媒塔のトリチウム転化率の経時変化

*Yasunori Iwai, Yuki Edao, Akiko Kondo, Katsumi Sato, Hiroo Asahara, Hiroshi Inomiya
National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology

火災時発生ガスを伴う低温触媒塔のトリチウム酸化性能評価

Evaluation of tritium oxidation performance of LTR accompany with generated gas in fire

*枝尾 祐希[1]，佐藤 克美[1]，井ノ宮 大[1]，浅原 浩雄[1]，近藤 亜貴子[1]，岩井 保則[1]
[1]量研

ITER のトリチウム除去系では、施設火災時においても確実にトリチウムを除去できるように触媒塔を設計する必要がある。低温酸化触媒塔向け触媒の一候補である白金アルミナ触媒に対して、火災時に発生する水蒸気及び炭化水素が伴う場合のトリチウム酸化特性を評価した。

キーワード：トリチウム，水素，触媒酸化，白金触媒，ITER，トリチウム除去系、火災

1. 緒言

ITER トリチウム除去系（DS）は通常時・施設異常時の両方において確実にトリチウムを除去することが求められる。トリチウム除去系で扱うトリチウムはガス状トリチウムの他、トリチウム水蒸気、有機系トリチウム等、多様な化学形であり、それぞれの化学形に応じた除去を DS 設計に反映させることが必須である。本研究では、火災時のトリチウム除去シナリオ、①トリチウムのみの除去、②過剰な炭化水素を伴うトリチウムの除去、③過剰な水蒸気を伴うトリチウムの除去のそれぞれのシナリオにおいて、低温酸化触媒塔向け触媒の一候補である白金アルミナ触媒のトリチウム酸化特性を評価した。

2. 実験

12m^3 の気密容器に 12GBq のトリチウムを放出した後、低温酸化触媒塔の運転温度である 230℃に保持した予熱器、白金アルミナ触媒 1L を充填したトリチウム酸化塔及びトリチウム水蒸気を捕集するモレキュラーシーブを充填した乾燥塔からなる小型トリチウム除去システムを 1.8Nm^3/h の処理流量で稼働させた。触媒塔入口及び出口のトリチウム濃度を測定し、入口と出口のトリチウム濃度比から触媒塔のトリチウム転化率を求めた。得られたトリチウム転化率から総括反応速度係数を求め、所定のトリチウム転化率を得るために必要となる触媒量を評価した。

3. 結論

図 1 に所定のトリチウム転化率を得るために必要な触媒量の評価結果を示す。白金アルミナ触媒において最もトリチウムを酸化するのに厳しい条件は過剰水蒸気条件である。親水性である白金アルミナ触媒を用いたトリチウム酸化は水蒸気の存在により阻害されることが知られているが、予熱器によりガス流入時の触媒温度の低下を防止しつつ、施設異常時においても触媒温度を 230℃に常に保持することができる範囲では白金アルミナ触媒によるトリチウム酸化は有効に機能することが分かった。所定のトリチウム転化率を得るために要する必要触媒量は水蒸気の影響が微小となる温度条件では 830L と評価できた。

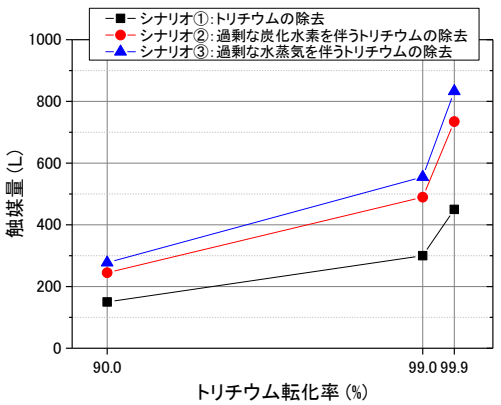


図 1　トリチウム転化率と触媒量

---

*Yuki Edao[1], Katsumi Sato[1], Hiroshi Inomiya[1], Hiroo Asahara[1], Akiko Kondo[1] and Yasunori Iwai[1]
[1]QST

土壌におけるトリチウム拡散抑制法の検討

Study on tritium migration suppression in soil

*片山 一成[1]，森 大輔[1]，日向 達郎[1]，石井 大貴[2]，古市 和也[1]，竹石 敏治[2]，深田 智[1]
[1]九大総理工，[2]九大工

核融合炉では大量のトリチウム水を取り扱うため、万が一トリチウム水が周辺土壌へ漏洩した場合を想定し、対策を検討しておくことは重要である。本研究では、吸着材および膨潤性粘土鉱物を混在させた土壌充填層へのトリチウム水透水実験を行い、トリチウム拡散抑制効果について検討した。

キーワード：トリチウム、土壌、透水、同位体交換

1. 緒言

トリチウムは高温条件下で比較的容易に金属壁を透過するため、核融合炉プラズマ対向壁冷却水およびブランケット冷却水には無視できない量のトリチウムが含まれると想定される。また、核融合炉施設内作業空間に微量に漏洩するトリチウムは、水蒸気として回収除去され、トリチウム水として処理される。このように核融合炉施設では、大量のトリチウム水を取り扱うことになる。核融合炉の実現に向けてトリチウムの安全管理は重要な課題であり、トリチウムを環境に漏洩させないための技術開発と共に、万が一漏洩した場合の挙動についても十分理解しておく必要がある。これまでに実施した天然土壌へのトリチウム水透水実験から、透水過程でトリチウムの一部が土壌粒子に捕捉されることが明らかとなっている。土壌を構成する粘土鉱物には層間水や構造水として軽水素が存在するため、トリチウムは主に同位体交換反応を通じて、捕捉されていると考えている。本研究では、土壌層深部へのトリチウムの移行を抑制する方法を検討するため、吸着材および膨潤性粘土鉱物を混合した土壌へのトリチウム水透水実験を実施した。

2. 実験

九州大学キャンパス内で採取した天然土壌 14.96g にモレキュラシーブ(MS3A，1/16 ペレット)5.05g を混合し、十分混ぜ合わせた後、19.89g をフッ素樹脂カラム(内径 22.2mm、長さ 300mm)にした。その後、グローブボックス内にて、カラムの上部から一定量のトリチウム水を素早く注水した。カラム出口から流出する水の質量は、電子天秤を用いて連続測定した。流出水の一部を適宜サンプリングし、液体シンチレーションカウンターによってトリチウム濃度を測定した。同様に、天然土壌 15.02g にモンモリロナイト粉末 2.81g を混合し、17.82g をカラムに充填して、トリチウム水透水実験を行った。

3. 結果及び考察

図 1 に MS を混合した土壌への透水実験の結果を、土壌のみの結果と比較して示す。なお、トリチウム濃度は入口濃度で規格化している。MS を混合した土壌の方が、トリチウム水の流出開始時間が早く、流出初期のトリチウム濃度の低下率も小さかった。つまり、トリチウム捕捉による浸透抑制効果は見られなかった。MS は比較的大きな同位体交換容量を持つものの、細孔内のトリチウム移行が遅く、トリチウム捕捉が十分に起こらなかったものと考えられる。モンモリロナイトを混合した土壌へのトリチウム水の浸透速度は極めて遅く、充填高さ 44mm に対して、6 時間で 4mm 程度しか浸透しなかった。

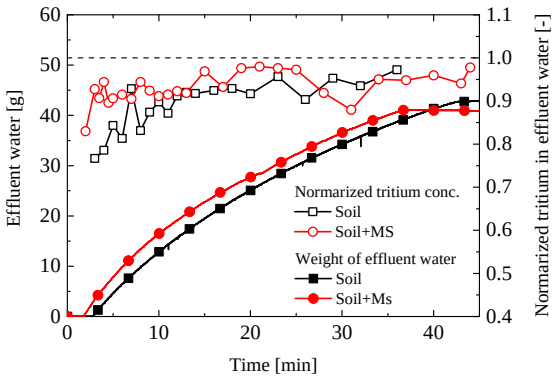


図 1 トリチウム水注水後の土壌充填層および吸着材混合土壌充填層からの流出水量と流出水中トリチウム濃度の経時変化

*Kazunari Katayama[1], Daisuke Mori[1], Tatsuro Hyuga[1], Taiki Ishii[2], Kazuya Furuichi[1], Toshiharu Takeishu[2] and Satoshi Fukada[1]
[1]IGSES Kyushu Univ., [2]Eng. Kyushu Univ.

Oral presentation | VI. Health Physics and Environmental Science：Health Physics and Environmental Science

Fri. Sep 15, 2017 9:30 AM - 10:35 AM JST | Fri. Sep 15, 2017 12:30 AM - 1:35 AM UTC | Room P Seminar room 2 - Frontier Research in Applied Sciences Building

[3P01-04] Radiation Manegement and Dose Assessment

Chair:Akihiro Sakoda (JAEA)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[3P01] Evaluation of DNA damage using Microwave Dielectric Absorption Spectroscopy_(iii)

*Makoto Hirayama[1], Takeyoshi SUNAGAWA[2], Satoshi SAKASHITA[1], Youichirou MATSUO[1], Yoshinobu IZUMI[1] (1. University of Fukui, 2. Fukui University of Technology)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[3P02] Estimation of Leakage Dose around Therapy Facilities using Gantry Type Linac by Monte Carlo Method

*Yoshihiro Ogawa[1], Ryotaro Yahagi[2], Atsushi Mitsuishi[2] (1. Faculty of Applied Sociology, Kindai Universtiy, 2. Accuray Japan K.K.)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[3P03] Survey result for review dose limit of lens

*Wataru Utsugi[1], Yusuke Okura[1], Saki Yoshizaki[1], Yoshiaki Kimura[1], Keisuke Takenaka[1] (1. Tokyo Electric Power Company Holdings)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[3P04] Estimation of exposure dose in occupational environment by metallic zirconium recycled from spent fuel

*Tomoyuki Takahashi[1], Sota Tanaka[1], Kayoko Iwata[1], Sentaro Takahashi[1] (1. Kyoto University)

10:30 AM - 10:35 AM JST | 1:30 AM - 1:35 AM UTC

Time reserved for Chair

マイクロ波誘電吸収法を用いた DNA の損傷評価_(3)

Evaluation of DNA damage using Microwave Dielectric Absorption Spectroscopy_(Ⅲ)

*平山 誠[1]，砂川 武義[2]，坂下慧至[1],松尾 陽一郎[1],泉 佳伸[1]

[1]福井大学，[2]福井工業大学

L-band マイクロ波空洞共振器を用いたマイクロ波誘電吸収法により、DNA の構造変化に伴う誘電率変化を高感度に検出・評価する手法について研究を進めている。

キーワード：マイクロ波，DNA，空洞共振器，鎖切断，放射線

1. 緒言

放射線による生体影響研究を行う際、主要因となる DNA の損傷に着目し、評価を行うことは重要である。現在、DNA の損傷評価にはアガロースゲル電気泳動法が広く用いられている。しかし、ゲル電気泳動法で DNA の鎖切断量を評価する場合、10Gy 以下のガンマ線照射では、DNA に起こった微小変化を検出することは困難である。一方、我々は DNA 等の生体分子の照射に伴う構造変化によって生じる誘電率変化に対するマイクロ波誘電吸収法による測定の適応性を検討してきた。本研究では、放射線照射に起因する DNA の鎖切断を共振周波数 f と振動の状態を表す無次元数 Q 値で評価し、DNA の鎖切断に基づく新しい線量測定手法の確立を目指している。現在までに、誘電率の虚数部に相当する誘電損失の変化を、Q 値の変化量として測定可能なシステムを構築した。本報告では、本手法の基礎的なデータとして大腸菌由来の pUC118 プラスミド DNA を生体試料として用い、f と Q 値を用いて損傷評価を行った結果について述べる。

2. 実験

共振周波数 1.232[GHz]、共振モード TE_{103}、Q 値>1000 の L-band 空洞共振器を用いたマイクロ波誘電吸収測定システムを使用した。マイクロ波空洞共振器内での共振周波数変化は誘電率変化に、Q 値変化は誘電損失変化に起因する。測定試料としてプラスミド DNA を精製して用いた。また、放射線による損傷モデルとして、制限酵素 EcoRI（TaKaRa BIO）を用い、二本鎖切断のあるプラスミド DNA を作製した。試料溶液 1.0[mL]を合成石英製の角セルに入れ、セルホルダーを用いて空洞共振器内に設置した。マイクロ波誘電吸収測定装置を用いて、共振周波数と Q 値を測定した。

3. 結果・考察

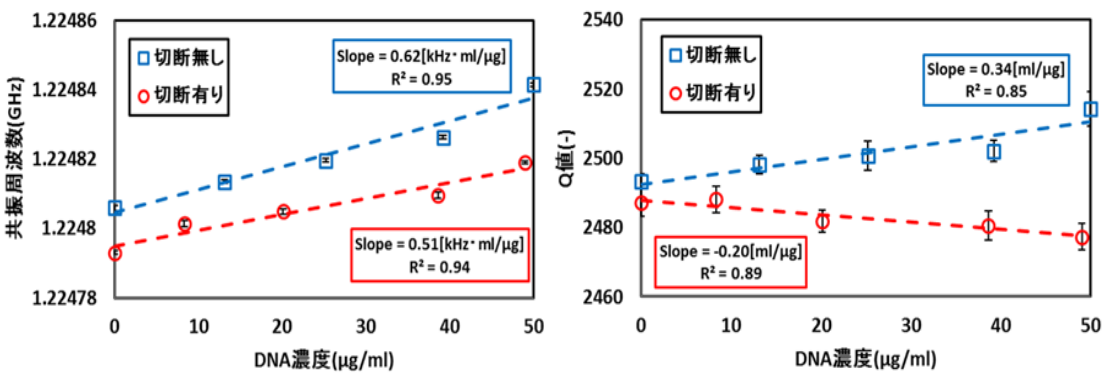


図 1　DNA 濃度と共振周波数の変化量(左)、Q 値の変化量(右)

測定結果を図 1 に示す。プラスミド DNA の鎖切断により、共振周波数と Q 値が変化することを確認した。また、プラスミド DNA に二本鎖切断が生じた場合、共振周波数が低周波数へシフトし、Q 値が減少したことから、誘電率と誘電損失が大きくなることを確認した。

---

*Makoto HIRAYAMA[1], Takeyoshi SUNAGAWA[2], Satoshi SAKASHITA[1], Youichirou MATSUO[1] and Yoshinobu IZUMI[1]

[1]University of Fukui, [2]Fukui University of Technology.

モンテカルロ法による
ガントリー型リニアックを用いた治療施設の漏えい線量評価

Estimation of Leakage Dose around Therapy Facilities using Gantry Type Liniac by Monte Carlo Method

*小川 喜弘[1]，矢作　遼太郎[2]，満石　敦[2]
[1]近畿大学・総合社会，[2]日本アキュレイ

電子線照射されたターゲットから発生するエックス線をもとにして，JAW と MLC により照射野が形成された後のビームストッパーから発生するエックス線のエネルギースペクトルと強度ならびに空間分布を用いて治療施設からの漏えい線量を PHITS を用いて評価した。

キーワード：PHITS，ガントリー型リニアック，３DCRT，IGRT-IMRT，エックス線，治療施設，漏えい線量，モンテカルロ法

1. はじめに

ガントリー型リニアックから発生するエックス線を用いた放射線治療は，多くの病院で広く行われている。近年リング型ガントリー内をリニアックが連続して回転しながら，中心に向けてエックス線照射を行う３次元原体照射法に３次元画像誘導による強度変調放射線治療を組み合わせた治療装置が開発され，いろいろな治療施設に設置されている。このような装置を用いた治療施設の漏えい線量評価を実効的に行うために，ターゲット部での発生エックス線，ターゲットとビームストッパー，装置固有の照射方法をもとに施設からの漏えい線量計算をすべて３次元モンテカルロ輸送計算コードである PHITS を用いて構築し，その結果について報告する。

2. PHITS を用いた漏えい線量計算手順

１．電子線照射されたターゲットから発生するエックス線情報の評価
２．深部量百分率の実測値との比較によるターゲットから発生するエックス線数の評価
３．ターゲットのエックス線情報を用いたビームストッパーから発生するエックス線の評価
４．円筒状に配置されたターゲットとビームストッパーから発生するエックス線の評価
５．円筒状の発生エックス線情報を用いた漏えい線量評価

3. 適応例と結果

既存のリニアック治療施設での本装置への入れ替えを想定し，施設からの漏えい線量を規制値以下にするために必要な追加遮へいについて検討した。その結果，方向利用率などを考慮した従来法により見積もられた追加遮へい鉄板の大幅な削減（３分の２以下）が期待でき，合理的なコストでのリニアック入れ替えが可能であることが評価された。

参考文献

[1] 公益財団法人原子力安全技術センター“放射線のしゃへい計算マニュアル（2015 年）”

---

*Yoshihiro Ogawa[1], Ryotaro Yahagii[2] and Atsushi Mitsuishi[2]
[1]Kindai Univ., [2]Accuray Japan K.K.

眼の水晶体の線量限度変更に向けての調査

Survey result for review dose limit of lens

*宇津木　弥[1]，大倉　佑介[1]，吉崎　沙紀[1]，木村　義昭[1]，竹中　圭介[1]
[1]東京電力ホールディングス

当社の眼の水晶体の等価線量の管理は、胸部に着用した個人線量計にて評価をしている。一方で実際の眼の水晶体の被ばくは、全面マスクシールドを透過したものであるため、当該評価が被ばく評価上保守的になっている。この保守性の程度を現場試験により確認することとした。

キーワード：放射線，全面マスク，水晶体，等価線量

【背景と目的】

当社の現行の眼の水晶体の線量管理は、胸部に着用した個人線量計で測定しているγ線の 1cm 線量当量とβ線の 70μm 線量当量を足した数値を基に保守的な評価をしている。H28 年度の実績では 21 名が 50mSv／年を超過する評価となった。ICRP の勧告では眼の水晶体の線量限度として 50mSv／年、100mSv／5 年が与えられており、これを超過する作業員が存在する評価となっている。 そこで現行の評価値が実際の数値とどの程度乖離しているかを確認するとともに、真の被ばく量が ICRP の勧告に適合しているかを確認することを目的として試験を実施した。

【方法】

個人線量計にマスクの着用を想定した遮へい物を設置し、影響を確認した。個人線量計としてガラスバッジを使用し、γ1cm 線量当量とβ70μm 線量当量を測定した。福島第一で現行の線量評価方法において、眼の水晶体の線量が高い作業の特徴として、下記の 2 点があげられる。

・γ線量率の高い作業エリアにおいて、実効線量・等価線量とも高いケース

・β線量率が特異に高い作業エリアにおいて、実効線量は低いが等価線量は高いケース

この観点から、γ線に特化した試験とβ線に特化した試験を実施することとした。

【結果】

γ線は保護衣やマスクによる遮へい効果がないことを確認した。β線は 20～30%程度に低減されていることを確認した。

【結論】

γ線量率の高いエリアにおいては、全面マスクシールドの遮へい効果がないことから、作業時間の低減や保護メガネ等の開発の必要性を確認した。β線量率が特異に高い作業エリアにおいては、全面マスクシールドにより ICRP の勧告に基づく線量限度以下で管理できる可能性を確認した。



図１．γ線試験状況

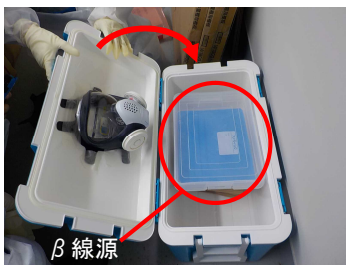


図２．β線試験状況

*Wataru Utsugi[1], Yusuke Okura[1], Saki Yoshizaki[1], Yoshiaki Kimura[1], Keisuke Takenaka[1]

[1] Tokyo Electric Power Company Holdings.

使用済燃料から回収された金属ジルコニウムによる職業環境における被ばく線量の試算

Estimation of exposure dose in occupational environment by metallic zirconium recycled from spent fuel

*高橋知之[1]、田中草太[1]、岩田佳代子[1]、高橋千太郎[1]
[1]京都大学

使用済燃料に含まれるジルコニウムを回収して再利用に供することの可能な放射性核種濃度を設定するため、ジルコニウムのマテリアルフローを調査するとともに、再利用における主要な被ばく経路の一つと考えられる、職業環境で金属ジルコニウムを加工する作業者の被ばく線量を試算した。

キーワード：金属ジルコニウム、回収、使用済燃料、被ばく線量、職業環境

1. 緒言

原子力発電所から発生する使用済燃料の処理過程において、有用元素を回収して再利用することは、資源の少ない我が国の産業発展及び高レベル放射性廃棄物処分におけるリスクの低減化の観点から有益である[1]。このような再利用では、回収された物質に付随する放射性核種による一般公衆の被ばく線量を評価することにより、再利用に供することの可能な放射性核種濃度を設定することが不可欠である。回収・再利用される可能性のある元素の一つとしてジルコニウム（Zr）があるが、^{93}Zr のような長半減期核種の混入が想定される。本研究では、Zr のマテリアルフローを調査し、金属 Zr としての再利用された場合について、その使用状況を想定した被ばく線量の評価を試みた。

2. ジルコニウムのマテリアルフロー

Zr の鉱石としての輸入は、2015 年度において 20,634 t であり、製鉄・ガラス製造用耐火物などに利用されている。また、粗製塩類溶液として 6,254 t が輸入され多方面に使用されている。金属としては 126 t が輸入され、製品（主として原子燃料被覆管などの原子力関連製品）としては 186 t が輸入されている。

職業環境における空気中 Zr 濃度は、一般的な産業衛生上の粉塵濃度である 4 mg/m^3 以下であると推察される。金属 Zr を原子燃料の被覆管などに加工する工場での空気中濃度は 1.44-3.68 mg/m^3 と報告されている。

3. 被ばく線量の試算

職業環境で金属 Zr を加工する作業者における被ばく線量を試算した。インゴット中の ^{93}Zr 濃度を 1 Bq/g と仮定し、作業環境における粉塵濃度や、国際放射線防護委員会の勧告する吸入摂取関連のパラメータを使用すると、年間の預託実効線量は 2.4×10^{-4} mSv と計算された。

本研究は、総合科学技術・イノベーション会議が主導する革新的研究開発推進プログラム（ImPACT）の一環として実施したものです。

参考文献

[1] Fujita R, Reduction and resource recycling of high-level radioactive wastes through nuclear transmutation, Report of ImPACT program. http://www.jst.go.jp/impact/en/program/08.html

*Tomoyuki Takahashi[1], Sota Tanaka[1], Kayoko Iwata[1] and Sentaro Takahashi[1]
[1]Kyoto Univ.

Oral presentation | VI. Health Physics and Environmental Science：Health Physics and Environmental Science

Fri. Sep 15, 2017 10:35 AM - 11:40 AM JST | Fri. Sep 15, 2017 1:35 AM - 2:40 AM UTC | Room P Seminar room 2 - Frontier Research in Applied Sciences Building

[3P05-08] Radioactive Waste and Environmental Safety Ecaluation

Chair:Tomoyuki Takahashi (Kyoto Univ.)

10:35 AM - 10:50 AM JST | 1:35 AM - 1:50 AM UTC

[3P05] Discussion on the application of the fast neutron direct interrogation method to uranium wastes

*Akihiro Sakoda[1], Yoshiaki Nakatsuka[1], Haruhi Hata[1], Shinichi Nakashima[1], Masao Komeda[1], Akira Ohzu[1], Yosuke Toh[1] (1. JAEA)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[3P06] Superconducting Magnetic Separation System for Volume Reduction and Recycle of Removed Soil

*Yoko Akiyama[1], Hiroki Horie[1], Yusuke Ito[1], Shigehiro Nishijima[2,1] (1. Osaka University, 2. Fukui University of Techonology)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[3P07] Development of atmospheric diffusion evaluation with topography and building effect

*Tsuyoshi Tamukai[1], Chieko Ishino[1], Hiroshi Ikeda[1], Akihiro Satoh[1] (1. ITOCHU Techno-Solutions Corporation)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[3P08] Gaseous Inorganic/organic Iodine Volatilize Behavior under Gamma-ray Irradiation

*Yukiko Furuhashi[1], Takashi Takiguchi[1], Toshihiro Matsuo[1], Yoshihiro Ooyama[1], Shoichi Ono[1], Shinichi Kawamura[1] (1. Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.)

11:35 AM - 11:40 AM JST | 2:35 AM - 2:40 AM UTC

Time reserved for Chair

高速中性子直接問いかけ法のウラン廃棄物への適用例

Discussion on the application of the fast neutron direct interrogation method to uranium wastes

*迫田 晃弘[1]，中塚 嘉明[1]，秦 はるひ[1]，中島 伸一[1]，米田 政夫[1]，大図 章[1]，藤 暢輔[1]
[1]原子力機構

アクティブ中性子法である高速中性子直接問いかけ法を用いて、ウラン廃棄物に含まれる U-235 量を分析した。母材（珪藻土）が同じであっても、廃棄物の発生過程における化学処理の違いで組成が若干異なり、核分裂中性子の消滅時間に影響を及ぼしたが、U-235 量の分析は適当であることが示された。

キーワード：高速中性子直接問いかけ法，ウラン廃棄物，U-235 核分裂，消滅時間，JAWAS-N

1. 緒言

人形峠環境技術センター（原子力機構）では、過去にウランの製錬・転換・濃縮に係る技術開発を行っていた。これら操業などに伴って発生したウランを含む廃棄物は、現在も保管されている。近年、当センターでは、ウランの計量管理の精度向上に資するため、原子力機構が開発した「高速中性子直接問いかけ法」に基づく U-235 分析システム（JAWAS-N: JAEA Active Waste Assay System at Ningyo-toge）を構築した [1]。その後、JAWAS-N は、製錬と転換に関連する多様な実廃棄物に適用されてきた。本研究では、同じ発生起源のドラム缶から得られた測定結果の特徴整理、また既存のガンマ線分析による結果との比較を行った。

2. 対象廃棄物と分析方法

製錬過程で発生した珪藻土を封入した 200 L ドラム缶（約 100 本）を対象とした。これは、イエローケーキを硫酸または塩酸で溶解した後の不純物のろ過助剤である。JAWAS-N でドラム缶に高速中性子をパルス照射し、体系内の高速中性子を一定の収集時間毎に計測した。得られたタイムスペクトルから、U-235 核分裂中性子の消滅時間（τ_2）と積分カウント（$C_2\tau_2$）を解析した（図 1）。事前の模擬廃棄物試験で求めた評価式（消滅時間と単位 U-235 量当たりの積分カウントの関係）を用いて、U-235 量を算出した。

3. 結果とまとめ

消滅時間は 0.1～0.5 msec と広範にわたり、イエローケーキの溶解に用いた酸の違いで長短が異なった（図 2）。これは、特に塩素による中性子吸収の影響が大きいと考えられた。ガンマ線分析に比べて JAWAS-N が概ね 30%ほど高値を示したが、硫酸と塩酸で結果の分布に違いはなかった（図 3）。これより、今回の対象廃棄物においては、消滅時間に関わらず、U-235 量の分析は適当であることがわかった。

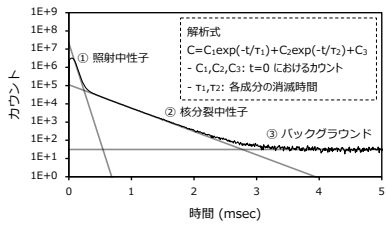


図 1　タイムスペクトル例

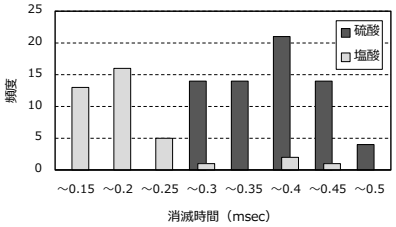


図 2　酸溶解による消滅時間の違い

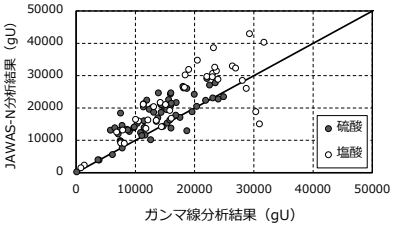


図 3　ウラン分析結果の比較

参考文献

[1] 大図他，日本原子力学会和文論文誌 15, 115-127 (2016)

*Akihiro Sakoda[1], Yoshiaki Nakatsuka[1], Haruhi Hata[1], Shinichi Nakashima[1], Masao Komeda[1], Akira Ohzu[1], Yosuke Toh[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

除去土壌の減容・再生利用を目指した超電導磁気分離システムの検討

Superconducting Magnetic Separation System for Volume Reduction and Recycle of Removed Soil

*秋山 庸子[1]，堀江 裕貴[1]，伊藤 裕介[3]，西嶋 茂宏[1,2]
[1]大阪大学，[2]福井工業大学，[3]大阪大学（現：京都大学）

湿式分級のみでは分別が困難な粘土質土壌に対して磁気分離法の適用を検討している。本手法の課題であった放射能濃度の効果的な低減，高速大量処理および迅速な固液分離を実現するため、前処理として有機物処理と高度分級、後処理として微粒子の沈殿促進処理を行う一連の処理システムを検討した。

キーワード：除去土壌、セシウム、磁気分離、減容化、凝集沈殿

1. 緒言

中間貯蔵施設における除去土壌の減容化手法として，分級・化学処理・熱処理の 3 つの手法が検討されている。このうち，低コストで大量処理が可能な手法は分級であるが，農地土壌のような粘土質土壌の場合，湿式分級の適用が難しいという問題がある。そこで我々は，分級後のシルト・粘土分に対する物理的処理法として超電導高勾配磁気分離を提案している。これは，シルト・粘土分の成分のうちセシウムを強く吸着する 2 : 1 型粘土が常磁性である一方で，他の成分のほとんどが反磁性であることを利用し，強磁場により前者のみを選択的に捕捉する手法である。本研究では本手法の実用に向けての課題を克服するための前処理・後処理手法を含めた一連の処理工程を検討した。

2. 結果と考察

まず放射能濃度の低減と高速大量処理のための前処理について検討した。農地土壌においては，粘土質であることに加えて土壌有機物が土壌成分を凝集させているため，アルカリ水溶液による有機物処理を試みた。その結果，土壌粒子の分散と磁気フィルター通過粒子の放射能濃度低減が確認された。さらに，迅速な分離を目的として，75 μ m 以下のシルト・粘土分を任意の粒径で予め分級することにより，磁気分離速度を増加させながらも効果的な減容を行う条件について考察した。次に磁気分離装置を通過した低放射能濃度粒子の懸濁液の固液分離手法として，Mg フィルターとコロイダルシリカを用いた凝集促進のための後処理法について検討した。その結果，低濃度成分のモデル成分として用いた 1 : 1 型粘土鉱物であるカオリナイトを 20 分程度で固液分離を行うことに成功した。またこの効果は，Mg^{2+}イオンによる粒子間反発力の低減，およびコロイダルシリカによる粒子間架橋によることが明らかになった。

3. 結論

上記の結果から一連の処理工程を検討した。その一例を図 1 に示す。まず除去土壌を湿式分級したシルト・粘土分にアルカリを加え，土壌を凝集させる原因である有機分の一部を分解する。その後，淘汰管等を用いた高度分級により放射能濃度の極めて高い数 μ m 以下の微粒子を分離して保管分に回す。そして数 μ m～75 μ m の粒子に関して磁気分離を行い，高濃度成分を磁気フィルターに捕捉，低濃度成分を通過させてそれぞれ回収する。捕捉分は磁気フィルターを洗浄して回収，通過した低濃度成分については，Mg フィルターとコロイダルシリカによる沈殿促進処理により再利用できるようにする。

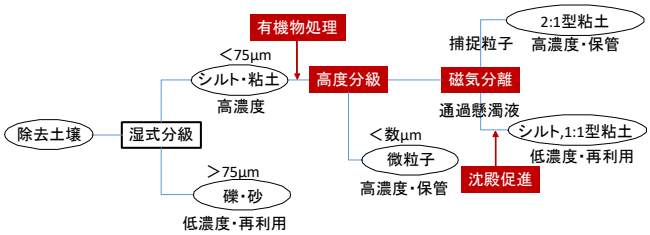


図 1　磁気分離法を用いた除去土壌処理工程の例

謝辞：本研究の一部は国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（JAEA）の委託研究として行われた。

*Yoko Akiyama[1], Hiroki Horie[1], Yusuke Ito[3] and Shigehiro Nishijima[1,2]
[1]Osaka Univ., [2]Fukui Univ. of Technology, [3]Osaka Univ (currently: Kyoto Univ.).

周辺地形及び建屋影響を考慮した大気拡散評価手法の開発

Development of atmospheric diffusion evaluation with topography and building effect

*田向　剛[1]，石野　千恵子[1]，池田　浩[1]，佐藤　暁拓[1]
[1]伊藤忠テクノソリューションズ（株）

三次元流体解析モデルによる環境影響評価手法の適用性検討のため、既存評価手法との比較による基本検討を行った。本報では基本検討で得られた知見及び周辺地形を考慮した解析事例について報告する。

キーワード：大気拡散評価、三次元流体解析、プルームモデル、数値標高モデル

1. 緒言

大気中へ放出されたガスの環境影響評価はプルームモデルなどを用いた手法が広く用いられているが、周辺地形や建屋の影響については簡易的なものに限定されている。ゆえにダウンドラフトやダウンウォッシュのような地形、建屋の影響が想定される際に簡易手法を適用した場合、建屋後流位置におけるガス濃度の評価方法の更なる信頼性向上が必要である。本研究では、市街地からのガス大気放出、周辺地形を想定した環境影響評価手法確立を目指し、三次元流体解析による大気拡散評価手法の適用性を検討した。

2. 計算手法

本報では米国 NIST が開発した FDS(Fire Dynamics Simulator)コードを使用した。FDS コードは基礎方程式として Navier-Stokes 方程式、質量保存則、エネルギー保存則、化学種輸送方程式を数値計算により解くことで風速分布や温度分布を計算でき、火災評価で多くの実績がある。周辺地形モデルは国土地理院の数値標高データをインポートすることで簡便に作成することが可能である。

2-1. 基本検討

本計算手法の適用性を検討のため、単純な平坦地形、標高差や建物の影響を考慮した場合について既存評価手法と比較を実施し、既存手法と本手法の特徴について整理した。

2-2. 解析事例

解析事例を Fig.1 に示す。解析範囲は 1.2×1×2km とし、直交格子（セル数 900,000）として分割した。周囲風況はべき乗則に基づき設定し、乱流モデルとして LES を適用した。図中灰色で示される大気へ放出されたガスが地形の影響を受けつつ、風下へ拡散している様子が確認できる。

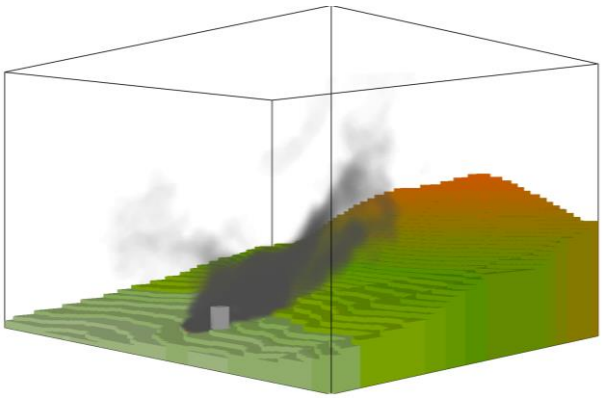


Fig.1 Distribution of gas concentration

3. 結論

三次元流体解析モデルによる基本検討により、本手法の適用性を確認した。今後は地表特性（植生等）が大気拡散に与える影響等について検討を行う。

参考文献

[1] 横山 長之, 大気環境シミュレーション, 白亜書房, ISBN4-89172-305-x, 1992
[2] 動力炉・核燃料開発事業団, 大気安定度に関連する気象観測データの解析, PNC TN8420 94-017, 1994
[3] U.S. NIST, Fire Dynamics Simulator User's Guide (Version 6). NIST Special Publication 1019, 2017

*Tsuyoshi Tamukai[1], Chieko Ishino[1], Hiroshi Ikeda[1], Akihiro Satoh[1]
[1]ITOCHU Techno-Solutions Corporation

照射下におけるガス状無機/有機ヨウ素の発生挙動試験

Gaseous Inorganic/organic Iodine Volatilize Behavior under Gamma-ray Irradiation

*古橋　幸子[1]，滝口　剛司[1]，松尾　俊弘[1]，大山　嘉博[1]，小野　昇一[1]，川村　慎一[1]
[1]東京電力ホールディングス株式会社

重大事故時に損傷した炉心から出るヨウ素の発生挙動を調べるため，実機環境を模擬した条件下でヨウ化セシウム水溶液をガンマ線照射し，気相中に放出される無機ヨウ素と有機ヨウ素の量を分析した。無機及び有機ヨウ素の発生量と発生速度は pH が高いと減少する傾向を示した。

キーワード：ヨウ素ガス，pH，照射，無機ヨウ素，有機ヨウ素

1. 緒言

重大事故時に発生するヨウ素はプール水中にイオンとしてトラップされ，ガス状ヨウ素となって再揮発する可能性がある。その量は放射線の作用やプール水の pH に依存するといわれているが，定量的なデータがない。そこで本研究では，無機及び有機ヨウ素の発生挙動の pH 依存性について検討した。

2. 実験

pH を 5，7，10 に調整したヨウ化セシウム水溶液（初期濃度：1×10^{-4} mol/L，500 mL）を ^{60}Co-γ 線（線量率：5 kGy/h）により照射し，気相に放出されるガスを捕集し，ガス中の無機/有機ヨウ素の定量分析を行った。有機ヨウ素を発生させるために，有機不純物として格納容器内に使用されているエポキシ塗装成分を追加した。また，実環境の沸騰状況をできるだけ模擬するため，水溶液をマントルヒーターにて 90℃に設定し，水溶液中に窒素ガスを流した。

3. 結果・考察

積算線量に対する無機及び有機ヨウ素発生量を図 1 に示す。無機ヨウ素の発生量は pH が低いと多かった。一方，有機ヨウ素は照射直後から発生し，pH が低いと発生量が多くなるが、無機ヨウ素と比べて発生量は少なく，pH 依存性は小さいことがわかった。有機成分が気相あるいは液相中にのみ存在する場合と，気相と液相中に存在する場合とで発生量を比較すると，気相のみ＞気相＋液相＞液相のみ，の順であった。

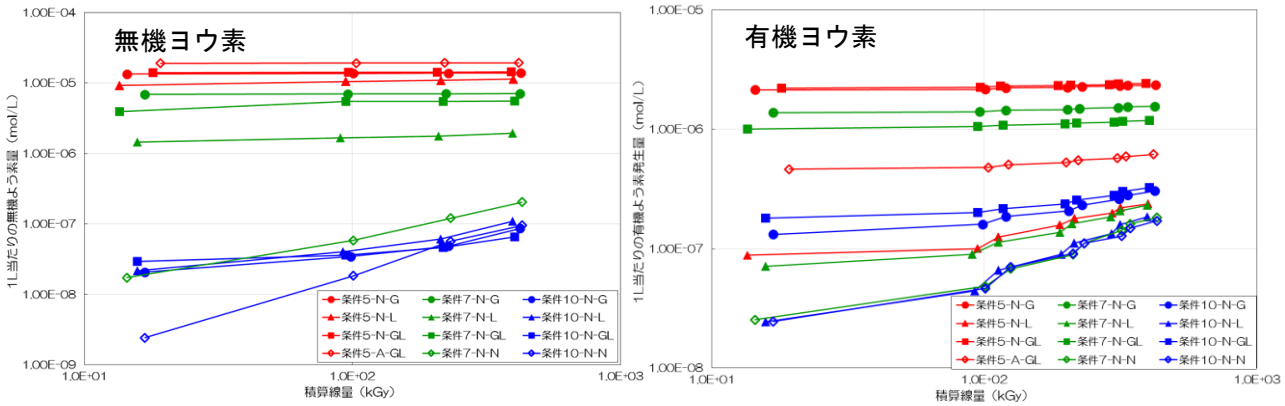


図 1　積算線量に対するヨウ素放出量

（凡例の説明：条件 pH－雰囲気ガス[N:窒素，A:空気]－塗装箇所[G:気相，L:液相，GL:気相＋液相]）

*Yukiko Furuhashi[1], Takashi Takiguchi[1], Toshihiro Matsuo[1], Yoshihiro Oyama[1], Shoichi Ono[1], and Shinichi Kawamura[1]
[1]Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.

Oral presentation | VI. Health Physics and Environmental Science：Health Physics and Environmental Science

Fri. Sep 15, 2017 9:30 AM - 10:50 AM JST | Fri. Sep 15, 2017 12:30 AM - 1:50 AM UTC | Room Q Lecture Hall - Frontier Research in Applied Sciences Building

[3Q01-05] Environmental Radioactivity 1

Chair:Hiroko Yoshida (Tohoku Univ.)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[3Q01] Spatial radiation dose rate monitoring and its weathering effect in Iitate Village.

*Makoto Imai[1,2], Souji Obara[2], Tadashi Ogawa[2], Yoichi Tao[2], Muneo Kanno[2], Masaji Takahashi[2], Kazuhiko IIjima[3], Tadashi Ishikawa[3], Shin-ichi Sasaki[3] (1. Kyoto Univ., 2. Resurrection of Fukushima, 3. KEK)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[3Q02] Analysis for the time variation of the air dose rate in Fukushima prefecture
(1)Creation and evaluation of the integrated map

*NOBUYUKI SATO[1], Yutaka Kimura[1], Hiroshi Takemiya[2], Akiyuki Seki[2], Hiromi Inoue[1], Hiroyuki Sugai[1] (1. Fukushima Prefectural Centre for Environmental Creation, 2. JAEA)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[3Q03] Evaluation of transfer coefficients for prediction models on ambient dose equivalent rates

*Sakae KINASE[1] (1. JAEA/Ibaraki Univ.)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[3Q04] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(1)Summary on temporal change in air dose rates and deposition densities in five years

*Kimiaki Saito[1], Masaki Andoh[1], Norihiro Matsuda[1], Shuichi Tsuda[1], Tadayoshi Yoshida[1], Satoshi Mikami[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[3Q05] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(2)Measurements of environmental radioactive material by a car-borne survey: maps of natural radioisotopes

*Shingo Kobayashi[1], Takahiro Ishikawa[1], Hitoshi Imaseki[1], Kazuki Iwaoka[1,2], Yukio Uchihori[1], Masakazu Oikawa[1], Hisashi Kitamura[1], Satoshi Kodaira[1], Keisuke Kobayashi[1], Takayuki Shinomiya[1] (1. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology, 2. Hirosaki University)

10:45 AM - 10:50 AM JST | 1:45 AM - 1:50 AM UTC

Time reserved for Chair

福島県相馬郡飯舘村空間線量率モニタリングとウェザリング効果

Spatial radiation dose rate monitoring and its weathering effect in Iitate Village

*今井 誠[1,2]，小原 壮二[2]，小川 唯史[2]，田尾 陽一[2]，菅野 宗夫[2]，高橋 正二[2]，
飯島 和彦[3]，石川 正[3]，佐々木 慎一[3]
[1]京都大学，[2]ふくしま再生の会，[3]高エネルギー加速器研究機構

東京電力福島第一原子力発電所事故後の飯舘村において空間線量率を継続測定し、その減衰がセシウム134/137 初期放射能比と物理的半減期より予想される推移と異なり、また地区によりその程度が異なることを見出した。ウェザリング効果による放射能減衰を仮定し地区ごとにその程度を見積もった。

キーワード：東京電力福島第一原子力発電所事故，環境放射能，除染，住民帰還支援

東京電力福島第一原子力発電事故に伴う飯舘村全村避難指示は、2011 年 4 月 11 日の計画的避難区域指定より 6 年におよび、本年 3 月 31 日に村内 20 行政区のうち 19 行政区で避難指示が解除されたが、帰還住民からは、現在の放射線量のみならず 10 年以上の長期にわたる放射線量推移の情報が強く求められている。

認定 NPO 法人「ふくしま再生の会」では、2012 年 7 月より村内空間線量率の測定を行い、結果をマッピング表示してウェブサイト[1]で公開している。測定は後部荷室に KEK 製 NaI(Tl)シンチレーション検出器（Φ5 in.×5 in.およびΦ3 in.×3 in.）を結晶中心の地上高が 1.0 m となるよう後方に向け設置した測定専用ワンボックス軽自動車２台にて村内道路を定期巡回して実施し、車体の遮蔽による校正係数は 1.09（Φ5 in.×5 in.）および 1.07（Φ3 in.×3 in.）である[2]。村全域をカバーする東西約 20 km 南北約 18.5 km の矩形領域を東西 9 個×南北 10 個の区域に分割し、各区域内で測定された空間線量率の時間推移を分析すると、冬期の積雪による遮蔽や宅地およびその近隣の面的除染の効果を差し引いても、セシウム 134/137 の物理的減衰以上の減衰が観測された区域が多く見られた。解析に必要なセシウム 134/137 初期放射能比は、2013 年 3 月 15 日に村内二枚橋・須萱行政区において 5 枚おき計 20 枚の田圃より採取した土壌サンプルを京大原子核工学専攻の Ge 半導体検出器（ORTEC GMX20P4-70）にて分析し、事故時点の放射能比を 0.956 ±0.018 と決定した。ウェザリングによる半減期 T_{weath} を仮定し、実効半減期 T_{eff} を $1/T_{\mathrm{eff}} = 1/T_{\mathrm{phys}} + 1/T_{\mathrm{weath}}$ として（T_{phys} はセシウム 134, 137 の物理的半減期）、各区域の空間線量率推移を再現するよう初期線量率とウェザリング半減期をフィッティングパラメータとして解析すると、ウェザリング効果が見られない（T_{weath} 無限大）区域のほか、半減期 2400 日～130000 日相当のウェザリング効果が見られる区域が 66 区域あり、区域サイズを 1/48×1/48 に縮小して各行政区の中心部に関して同様の解析を行うと、ウェザリング効果が見られる場合その程度は半減期 2100 日～10000 日相当となった。今後は地形や河川などの自然要因ならびに交通等の人工要因による放射能移動を考慮したウェザリング解析が望まれる。

参考文献

[1] http://www.fukushima-saisei.jp/mon/monitoring

[2] 高橋正二他，KEK Proceedings 2016-8, pp.269-274 (2016).

---

*Makoto Imai[1,2], Souji Obara[2], Tadashi Ogawa[2], Yoichi Tao[2], Muneo Kanno[2], Masaji Takahashi[2], Kazuhiko Iijima[3], Tadashi Ishikawa[3] and Shin-ichi Sasaki[3]

[1]Kyoto Univ., [2]NPO Resurrection of Fukushima, [3]KEK

福島県内空間線量率の経時変化傾向の分析
（１）統合化マップの作成と評価

Analysis for the time variation of the air dose rate in Fukushima prefecture
（１）Creation and evaluation of integrated map

*佐藤 信行[1]，木村 裕[1]，武宮 博[2]，関 暁之[2]，井上 広海[1]，菅井 裕之[1]
[1]福島県，[2]原子力機構

福島県環境創造センターでは、福島第一原子力発電所事故発生から現在に至る放射性物質の分布状況の変化を、県民にわかりやすく提供するとともに、膨大な環境放射線モニタリング結果を、関係者が利用しやすい環境を提供するため、その結果を分析、評価し、経時変化傾向を明らかにする手法等に関する研究を進めている。

キーワード：環境放射線モニタリング，空間線量率，統合化マップ，経時変化解析

1. はじめに

事故直後から福島県、国等が実施している環境放射線モニタリング結果を県民等にわかりやすく伝えるとともに、空間線量率の変化に係る情報を提供するため、色々な手法で測定された福島県内の環境放射線モニタリング結果を用いて、第１段階として県内の限られたエリアを対象に統合化マップの作成と評価を行った。

2. 統合化マップの作成

今回は、事故当初から比較的多数の環境放射線モニタリングデータが存在する郡山市を対象とし、各種の空間線量率測定結果を統合し 2011 年 3 月から 2017 年 3 月までの月毎の統合化マップを作成した。

統合化対象データは、次の公開データより郡山で測定したデータを抽出した。「福島県による環境放射線モニタリング・メッシュ調査結果」、「モニタリングポストによる福島県内空間線量率測定結果」、「車載型空間線量率測定器（KURAMA)を用いた福島県内空間線量率測定結果)」、「航空機サーベイによる福島県内空間線量率の測定結果」、等。

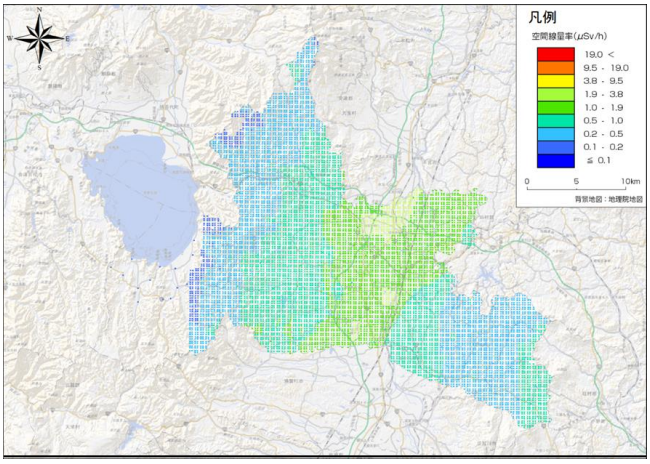


図１　統合化マップ(2011 年 4 月)

異なる手法で得られた測定結果は、測定結果近隣の同一月に測定されたデータ毎にサーベイメータ等の基準となる測定データとの相関解析を実施し、測定地点のデータを補正することで統合化を進めた。測定結果の近隣性は、総務省の第 3 次標準地域メッシュを緯度、経度方向に各々10 分割した 100m メッシュにおいて同一メッシュ内に含まれているかどうかで判断した。図１に統合化マップの作成例を示す。

4. まとめと今後の展開

作成した統合化マップの妥当性を評価するため、今回の統合化に使用していない環境モニタリングデータとの比較を行った結果、良好な相関が得られた。今後は、作成した統合化マップを用いた経時変化解析の実施と避難指示解除準備区域等の統合化データ生成を検討していく。

参考文献

[1] 放射性物質モニタリングデータの情報公開サイト(JAEA) ： http://emdb.jaea.go.jp/emdb/

*Nobuyuki Sato[1], Yutaka Kimura[1], Hiroshi Takemiya[2], Seki Akiyuki[2], Hiromi Inoue[1], and Hiroyuki Sugai[1]
[1]Fukushima Pref., [2]JAEA

空間線量率予測モデルのコンパートメント間速度定数評価

Evaluation of transfer coefficients for prediction models on ambient dose equivalent rates

*木名瀬　栄[1,2]
[1]原子力機構, [2]茨大連携大学院

環境中放射性セシウムの移行モデリング開発などに資するため，これまでに開発した空間線量率予測モデルの 2-コンパートメント速度定数（移行係数）を評価した。

キーワード：福島，予測，分布状況変化モデル，線量，速度定数， 移行係数，コンパートメント，微分方程式

1. 緒言　福島第一原発事故後，原子力機構では，住民の放射線レベルの理解等に資するため，福島第一原発事故により環境中に沈着した放射性セシウムやそれに伴う空間線量率の変化傾向を予測する分布状況変化モデルを開発した[1]。空間線量率予測モデルである分布状況変化モデルは，4 つのモデルパラメータ（減衰が速い/遅い成分の環境半減期，減衰が速い/遅い成分の割合）を用いた，経験則によって現象を捉える統計帰納法によるモデルとした。したがって，分布状況変化モデルは， 空間線量率の経時変化において，実測結果と同様に分布相と消失相の二相性を示すが，モデルパラメータ個別の値は，コンパートメント間の速度定数（移行係数）のハイブリッド値-巨視的定数-になるため，その大小比較は放射性セシウム移行把握において一義的な意味を示さない。このことにより，空間線量率推移と環境中放射性セシウム移行の関係を理解することが一層困難になっている。そうした状況を踏まえ，本研究では，空間線量率予測モデルを 2 つの可逆的に結合されたコンパートメントからなるモデルとし，これまでに得られたモデルパラメータ値（巨視的定数）を用いて，コンパートメント間の放射性セシウム移行を 1 次速度過程とした，速度定数（微視的定数である移行係数）を評価した。

2. 方法　本研究では，環境中の放射性セシウム移行は2-コンパートメントモデルに従うこととした。式(1)の空間線量率予測モデルは，評価対象環境を 2 つのコンパートメントとしたモデル（図 1 参照）によって表現し，式(2)の放射性セシウム変化を表す微分方程式として記述した。

$$X_1(t) = f_{fast}\exp\left(\frac{-\ln 2}{T_{fast}}\cdot t\right) + (1-f_{fast})\exp\left(\frac{-\ln 2}{T_{slow}}\cdot t\right) \quad (1)$$

$$\begin{aligned}\frac{dX_1}{dt} &= k_{21}X_2 - k_{12}X_1 - k_{10}X_1,\\ \frac{dX_2}{dt} &= k_{12}X_1 - k_{21}X_2 - k_{20}X_2\end{aligned} \quad (2)$$

ここで，$X_1(t)$ は放射性セシウム沈着後の経過時間 t における評価対象環境（第 1 コンパートメント）の空間線量率相対値（空間線量率に反映する放射性セシウム相対量），T_{fast}，T_{slow} は減衰が速い/遅い成分の環境半減期，f_{fast} は減衰が速い成分の割合，k は速度定数（移行係数）である。k の添字順はコンパートメント間の移行元と移行先を示している。k_{10} (= k_{20}) は評価対象環境からの消失速度定数（移行係数）である。

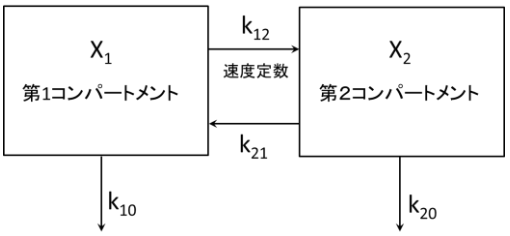


図 1　2-コンパートメントモデル(ケース 1).

これまでに得られた分布状況変化モデルの 4 つのモデルパラメータ値 [1] を用いて，式(2)の速度定数（移行係数）を算定した。

3. 結果　2-コンパートメントモデル（ケース 1）の速度定数を図 2 に示す。避難指示区域外においては，ウェザリングや人間活動による放射性セシウムの移行を反映する k_{12} 値に較べ，再浮遊や人間活動による放射性セシウムの再分布を反映する k_{21} 値の方が小さいことが明らかになった。一方，帰還困難区域内では，k_{12} と k_{21} の値に大きな相違がなく，放射性セシウムのじょう乱が少ないことが示唆された。

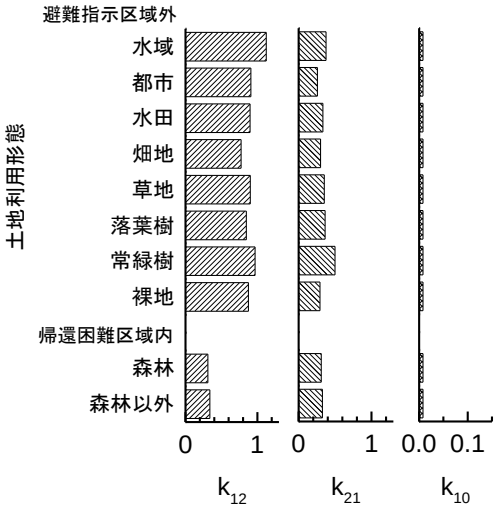


図 2　分布状況変化モデル(ケース 1)の速度定数(移行係数) [1/年].

参考文献

[1] 原子力規制委員会, http://radioactivity.nsr.go.jp/ja/list/564/list-1.html

*Sakae Kinase[1,2]
[1]JAEA, [2]Ibaraki Univ.

福島における放射性物質の分布状況調査
（1）空間線量率と土壌沈着量の５年間の経時変化のまとめ

Investigation on Distribution of Radioactive Substances in Fukushima

(1) Summary on Temporal Change in Air Dose Rates and Deposition Densities in Five Year

*斎藤 公明，安藤 真樹，松田 規宏，津田 修一，吉田 忠義，三上 智

日本原子力研究開発機構

2011 年 6 月からの 5 年間に、福島の生活環境における放射性セシウムに起因する空間線量率は当初の 10～20%程度まで減少した。状況の変化しにくい平坦地における放射性セシウムの沈着量は物理減衰よりも僅かに速く減少した。地表面から 5 cm 以内に放射性セシウムの大半が存在する場所がまだ半分以上を占める。

キーワード：福島事故，大規模環境測定，空間線量率，土壌沈着量，経時変化

1. 緒言

福島第一原発事故後、原子力機構は国からの委託を受け多くの機関と協力しながら放射性物質分布状況調査を実施してきた。信頼のおける統一した手法を用いた大規模測定を繰り返し行うことで、福島における放射線環境の経時変化傾向が明らかになった。本発表においては、調査を開始した 2011 年 6 月から 2016 年までの 5 年間における福島第一原発から 80 km 圏内における空間線量率、放射性セシウム沈着量と土壌中深度分布の変化についてまとめて発表する。

2. 5 年間の経時変化

2-1. 空間線量率

状況の変化しにくい平坦地上の放射性セシウムに起因する空間線量率は平均で、2011 年 6 月に比べて 5 年間に当初の 18%に、また、走行サーベイによる道路上の空間線量率は 12%まで減少した。物理減衰のみにより予想される空間線量率に比べ、平坦地上の空間線量率は約 1/2 に、道路上の空間線量率は約 1/3 に減少したことになる。歩行サーベイにより測定した空間線量率は全体として平坦地上よりも低く道路上よりも高いことから、人間が生活する様々な環境中の空間線量率は物理減衰に比べて顕著に速く減少したことが確認された。

2-2. 土壌沈着量

可搬型 Ge 検出器による in situ 測定を開始した 2012 年 3 月と比較すると、除染等が行われた地点を除いた Cs-134 の沈着量の平均値は 19%に、Cs-137 は 80%にそれぞれ減少した。これらは物理減衰により予想される減衰よりも僅かに速く、撹乱のない平坦地における放射性セシウムの水平方向への動きが全体的に遅いことを示唆する結果が得られた。一方、全測定地点の３割程度において除染等が行われており、この地点を含めると除染の影響が沈着量の変化に明確に表れていることがわかった。

2-3. 深度分布

深さ方向に指数関数分布をする分布、並びに特定の深さに濃度ピークを持つ分布の２種類の深度分布が主に存在し、後者の占める割合が当初は増加したが、最近は頭打ちの傾向にある。浸透の指標となる実効的な重量緩衝深度の平均値は 2012 年 4 月での 1.17 g/cm^2 から 2016 年の段階で 3.13g/cm^2 まで増加したが、放射性セシウムの 90%が含まれる深度の平均値はまだ 4.2cm であった。

3. まとめ

福島における空間線量率及び土壌沈着量の５年間の経時変化を大規模環境調査により明らかにした。今後も測定を継続するとともに、より詳細な解析により経時変化の要因を定量的に解明する必要がある。

---

*Kimiaki Saito, Masaki Andoh, Norihiro Matsuda, Shuichi Tsuda, Tadayoshi Yoshida, Satoshi Mikami

Japan Atomic Energy Agency

福島における放射性物質の分布状況調査
（2）走行サーベイによる環境中の放射性物質計測：自然放射性元素分布について

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(2)　Measurements of environmental radioactive material by a car-borne survey: maps of natural radioisotopes.

*小林 進悟[1]，石川剛弘[1]，今関等[1]，岩岡和輝[1,2]，内堀幸夫[1]，及川将一[1]，北村尚[1]，小平聡[1]，
小林圭輔[1]，四野宮貴幸[1]，高島良生[1]，宮後法博[1]，
[1]放医研，[2]弘前大学

2011 年から 2015 年にかけて、ゲルマニウムガンマ線スペクトロメータを搭載した走行サーベイシステムによる自然放射性元素の分布状況の解析状況について報告する。

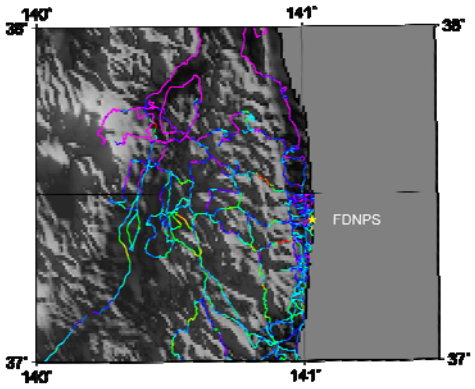
キーワード：走行サーベイ，ラジプローブ，ゲルマニウム検出器，東京電力福島第一原子力発電所事故

1.　緒言

放射線医学総合研究所ではゲルマニウム半導体ガンマ線スペクトロメータを搭載した走行サーベイシステム（Radi-Probe）を開発し[1]、東京電力福島第一原子力発電所周辺における放射線環境調査を 2011 年から 2015 年にかけて行ってきた。Radi-Probe は、走行中にガンマ線スペクトルを特定の周期で繰り返し取得し保存している。測定したガンマ線スペクトルから ^{137}Cs 等の分布調査ができ、さらに自然放射性元素（^{40}K 等）の分布調査も同時に実施できる。Radi-Probe はいわゆる In-situ 測定 [2]と同等の較正が行われており、かつ、車両で移動中に連続的に計測するため広範囲にわたり精細な放射性物質分布図を取得できる点が従来になく優れている。自然放射性元素の分布は基本的には東京電力福島第一原子力発電所事故以前の放射線環境を表し、環境回復の基準となるものであるため重要であり、その分布について解析を進めている。

2. 自然放射性元素の測定結果

Radi-Probe は、自然放射性元素の ^{40}K, ^{238}U 系列, ^{232}Th 系列を検出している。^{40}K について、そのガンマ線強度から路面上の ^{40}K 濃度分布を求めた、予備解析の結果を図に示す。計算過程では、^{40}K は無限平面と想定した地面に一様に含まれていると仮定し、また地形の補正は行っていない。そのため図ではトンネル区間あるいは橋梁区間で ^{40}K が高くあるいは低く検出されている可能性があることには注意する必要がある。図 1 内で北部は ^{40}K に乏しく南部ほど富む傾向があることがわかる。これは従来の地質調査で得られている結果[3]と整合している。現在より精度の高い解析を進めている。



参考文献

[1] Kobayashi, S., et al. J. Environ. Radioact. 139 (2015) 281-293, DOI 10.1016/j.jenvrad.2014.07.026. [2] Beck, H.L. et al. In situ Ge(Li) and NaI(Tl) gamma-ray spectrometry. Health and Safety Laboratory, (1972) U. S. Atomic Energy Commision, New York. [3] 産総研地質調査総合センター，https://gbank.gsj.jp/geochemmap/

*Shingo Kobayashi[1], Takahiro Ishikawa[1], Hitoshi Imaseki[1], Kazuki Iwaoka[1,2], Yukio Uchihori[1], Masakazu Oikawa[1], Hisashi Kitamura[1], Satoshi Kodaira[1], Keisuke Kobayashi[1], Takayuki Shinomiya[1], Yoshio Takashima[1], Norihiro Miyaushiro[1],
[1]NIRS/QST, [2]Hirosaki Univ.

Oral presentation | VI. Health Physics and Environmental Science：Health Physics and Environmental Science

Fri. Sep 15, 2017 10:50 AM - 12:00 PM JST | Fri. Sep 15, 2017 1:50 AM - 3:00 AM UTC | Room Q Lecture Hall - Frontier Research in Applied Sciences Building

[3Q06-09] Environmental Radioactivity 2

Chair:Yukihiko Satou (JAEA)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[3Q06] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(3)Analysis of spatial distribution and temporal change of air doe rates along the Jobando highway

*Hiroshi Takemiya[1], Kimiaki Saito[1], Hiroko Yoshida[2] (1. JAEA, 2. Tohoku Univ.)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[3Q07] Characterizing Regional-Scale Temporal Evolution of Air Dose Rates

(4)Temporal Changes of Radiation Air Dose Rates in the Regional Scale around the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant

*Haruko Murakami Wainwright[1], Jinsong Chen[1], Boris Faybishenko[1], Akiyuki Seki[2], Kimiaki Saito[2] (1. Lawrence Berkeley National Laboratory, 2. Japan Atomic Energy Agency)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[3Q08] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(5)Time variation of the environmental monitoring results in Fukushima

*AKIYUKI SEKI[1], Haruko Wainwright[2], Saito Kimiaki[1], Takemiya Hiroshi[1] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Lawrence Berkeley National Lab)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[3Q09] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(6)Resuspension factor from surface contamination in residential houses near the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant

*Hiroko Yoshida[1], Naohide Shinohara[2] (1. Tohoku Univ., 2. AIST)

11:50 AM - 12:00 PM JST | 2:50 AM - 3:00 AM UTC

Time reserved for Chair

福島における放射性物質の分布状況調査
（3）常磐道における空間線量率分布および経時変化の解析

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(3) Analysis of spatial distribution and temporal change of air dose rates along the Jobando highway

*武宮　博[1]，斎藤　公明[1]，吉田　浩子[2]

[1]原子力機構，[2]東北大学

常磐高速道の全線開通以来 2 年間にわたり、車載型空間線量率測定器を用いて継続的に空間線量率を測定している。これまでに得られたデータを用いて、広野－南相馬区間における空間線量率分布およびその経時変化傾向に関する解析を実施した。結果について報告する。

キーワード：環境モニタリング，空間線量率，経時変化

1. 緒言

常磐高速道は、2015 年 3 月に全線が開通したが、高線量地域を通行することから利用者には放射線の影響に関する不安が存在している。我々は、KURAMA-II と呼ばれる車載型空間線量率を用いて常磐道広野 IC－南相馬 IC 間の空間線量率を連日測定し、結果を広く一般に公開している。これまでに取得した 500 万点を超える測定データの解析により得られた空間線量率分布及び経時変化傾向に関する知見について述べる。

2. 解析結果

図 1 に広野－南相馬間における空間線量率の分布および経時変化を示す。図は基準地域メッシュを緯度・経度方向に各々10 分割した 100m メッシュ単位で、2015 年 3 月および 2017 年 3 月に得られた測定データを各々平均化して得られた空間線量率値と、それらの比を示している。図の横軸は、広野から北向きに 100m メッシュを順番づけたインデックスである。図より、 (1) 広野 IC～常磐富岡 IC の区間において空間線量率が大きく変化している領域が存在している、(2) 多くの領域において空間線量率はおおよそ物理減衰に従って減少している、(3) 浪江 IC 近傍および(1)で述べた区間の低線量領域では空間線量率は物理減衰より大きく減少している、ことがわかった。広野 IC～常磐富岡 IC の区間は東電福島原発事故以前から敷設されており、震災時に損傷が大きかった領域の補修および再舗装を再開通前に実施している。(1)で述べた区間の低線量領域と再舗装領域には強い相関がみられることから、空間線量率の大きな変化は補修および再舗装の有無に起因するものと考えられる。また、常磐富岡以北の区間は事故後に新たに敷設されており、(1)の低線量領域と同様、周辺領域からの寄与が大きいことから、(3)で述べた大きな減衰率は周辺領域の除染等、人的活動に起因すると考えられる。今後は、常磐道およびその周辺の詳細調査を実施し、上記結論を裏付けるデータを取得する予定である。

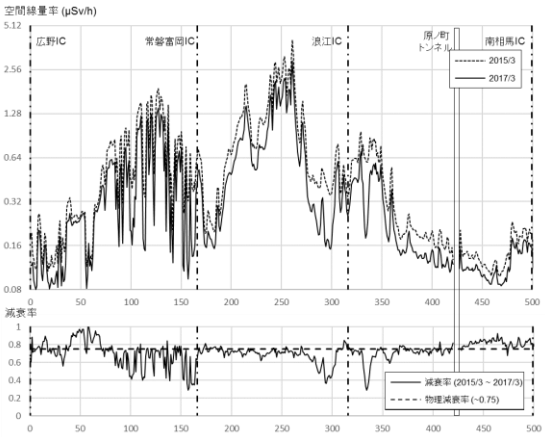


図 1 常磐道の空間線量率分布および減衰率

本発表は、福島県受託事業で得られた成果の一部である。

*Hiroshi Takemiya[1], Kimiaki Saito[1] and Hiroko Yoshida[2]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Tohoku Univ.

Characterizing Regional-Scale Temporal Evolution of Air Dose Rates

*Haruko Wainwright[1], Jinsong Chen[1], Boris Faybishenko[1], Akiyuki Seki[2] ,
Satoshi Mikami[2] and Kimiaki Saito[2]
[1]Lawrence Berkeley National Lab. [2]Japan Atomic Energy Agency

Abstract: This study characterizes the environmental decay of radiation air dose rates in the regional scale around the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant (NPP). We integrate ground-based walk and car surveys, and airborne surveys every year from 2014 to 2016. In addition, we predict the future air dose rate map based on the 2016 integrated map and data-driven environmental decay model.

Keywords: Mapping of air dose rates, Bayesian hierarchical model, Fukushima Daiichi NPP Accident

1. Introduction

Six years has passed since the radionuclide release occurred at the Fukushima Daiichi NPP. An extensive monitoring program has enabled to develop a data-driven environmental decay model for describing and predicting the decay of radiation air dose rates in the environment [1]. However, it has been difficult to quantify the heterogeneity of environmental decay in the regional scale, since spatially extensive airborne survey datasets often have discrepancy with the ground-based measurements and have a larger uncertainty. Recently, Wainwright et al. [2] developed a Bayesian hierarchical modeling approach to integrate multiscale datasets (i.e., car, walk and airborne surveys), and also to estimate the spatial distribution of air dose rates in high resolution over space. In this study, we aim to quantify the temporal changes of air dose rates in the regional scale, and predict them in the future.

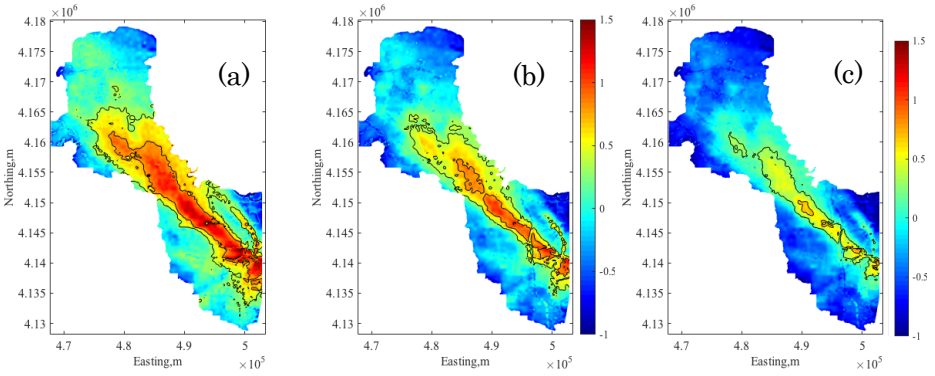


Figure 1. Integrated air dose rate maps (log10 uSv/hr): (a) 2014, (b) 2016 and (c) 2021 (predicted). The black lines are the threshold of 20mSv/yr and 50mSv/yr.

2. Methods

We applied the developed Bayesian estimation method [2] to integrate airborne, car and walk survey data every year from 2014 to 2016. We then quantified the temporal changes over the three years. In addition, we predicted the future air dose rate maps from the 2016 integrated map based on the data-driven decay model developed by Kinase et al. [1].

3. Results and Conclusion

The air dose rate is decreasing consistently, while the region above 20mSv/yr is shrinking (Figure 1). The decrease is particularly significant in the town, while the decrease is slower in the forested region. In 2021, the air dose rates continue to decrease, and the region above 20mSv/yr shrinks significantly. Although there is still a remaining area above 20mSv/yr, this area is almost fully contained within the non-residential forested zone.

References

[1] Kinase, S. et al. (2014). Development of prediction models for radioactive caesium distribution within the 80-km radius of the Fukushima Daiichi nuclear power plant. Radiation protection dosimetry, 160(4), 318-321.

[2] Wainwright, H. M. et al. (2017). A multiscale Bayesian data integration approach for mapping air dose rates around the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant. Journal of Environmental Radioactivity, 167, 62-69.

福島における放射性物質の分布状況調査
（5）福島における環境モニタリング結果の時間的変化

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(5) Time variation of the environmental monitoring results in Fukushima

*関 暁之[1]，村上 治子[2]，斎藤 公明[1]，武宮 博[1]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]ローレンス・バークレー国立研究所

福島第一原発事故から 6 年が経過し、多数の環境モニタリング結果が『放射性物質モニタリングデータの情報公開サイト 』で公開されている。それら複数の環境モニタリング結果を時間的に統合することで、事故後から現在に至るまでどのように空間線量率が変化してきたか詳細化を図った。

キーワード：環境モニタリング結果，空間線量率，階層ベイズモデル，時間的変化

1. 緒言

原子力機構は、関係省庁や地方自治体により独自に公開された福島第一原発事故に由来する環境モニタリング結果を収集し、相互比較が可能なように表示形式や解像度をあわせて、『放射性物質モニタリングデータの情報公開サイト 』にて WEB 公開している[1]。事故から 6 年が経過したことで多数の環境モニタリング結果が集約されており、これらのデータは各々の目的にあわせて時間・空間・精度等に特徴がある。これら特徴を活かしつつ、統計的手法を用いて環境モニタリング結果から新たな知見を得ようとしている。

2. 環境モニタリング結果の時間的統合

今回は、時間的な特徴が違う定点測定とモニタリングポストによる空間線量率データに対し、階層ベイズモデルを用いて時間的統合を行った。定点測定は、サーベイメータを用いて、建物等のない開かれた平坦な土地で、定期的に同じ地点で測定している。一方、モニタリングポストによる測定は、設置環境にバラつきがあるものの 10 分毎に計測しており、時間的に連続なデータを取得している。この 2 つのデータの時間的統合により、年に数回しか測定されていない地点においても空間線量率の時間的変化の詳細を知ることができる（図）。

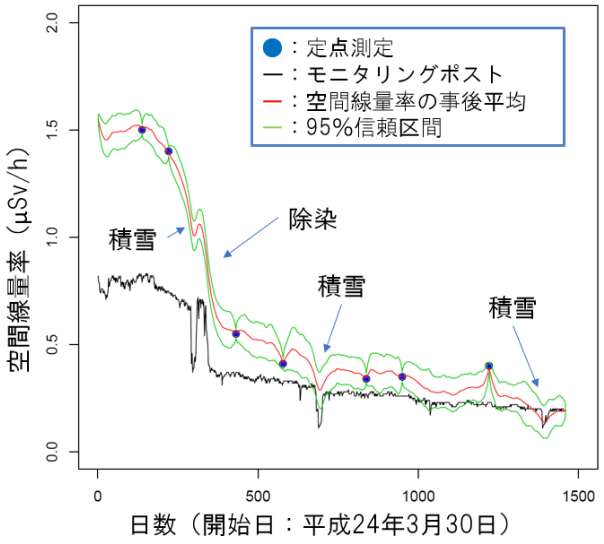


図　花見山ウォーキングトレイル駐車場（福島市）周辺の定点測定とモニタリングポストによる空間線量率の時間的統合の結果。積雪や除染による影響が見えるようになった。

3. 結論

環境モニタリング結果の時間的統合により、空間線量率の詳細な変化傾向を知ることができた。本手法では、統計的に最も信頼がおけると考えられる空間線量率に加えて、その信頼区間も提供することができ、利用者の意思決定等に役立つと考えられる。今後は時間的に統合する環境モニタリング結果の種類を増やすとともに、最適なモニタリング地点や回数の検討を支援するデータを提供していく予定である。

参考文献

[1] 放射性物質モニタリングデータの情報公開サイト　http://emdb.jaea.go.jp/emdb/

*Akiyuki Seki[1], Haruko Murakami Wainwright[2], Kimiaki Saito[1] and Hiroshi Takemiya[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Lawrence Berkeley National Lab.

福島における放射性物質の分布状況調査
（6）福島第一原発周辺住家内における表面汚染からの再浮遊係数

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(6) Resuspension factor from surface contamination in residential houses near the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant

*吉田　浩子[1]，篠原　直秀[2]
[1]東北大学，[2]産総研

双葉町及び大熊町の主に帰還困難区域にある木造家屋住家 17 軒において、屋内表面汚染密度と空気中放射能濃度とより再浮遊係数 K（/m）を評価した。ハタキがけとはき掃除を行った場合 K は平均で 5.99×10^{-3} であり、サイクロン式掃除機を使用したときより高い数値であった。

キーワード：福島第一原子力発電所事故、再浮遊係数、エアロゾル、屋内汚染、放射性セシウム、

1.緒言

政府は帰還困難区域のうち、2022 年を目途に線量の低下状況も踏まえて避難指示を解除し、居住を可能とすることを目指す復興拠点を設定・整備することとしている。住家の屋内は除染の対象となっていないため、住民の帰還と居住にあたっては、住民がもっとも長い時間を過ごす自宅内の身近にある屋内汚染の状況を把握することが重要である。2012 年～2014 年にかけてその当時の避難指示区域の木造住家 95 戸について屋内の表面汚染を乾式スミア（拭き取り）法により調査し、放射性セシウムのレベルは福島第一原発に近いほど高いこと、遊離性汚染として屋内に存在していることを明らかにした [1)]。屋内汚染の再浮遊による空気汚染は内部被ばくの原因となる。本研究では、屋内汚染のレベルが高い福島第一原発周辺の住家において、人の活動時の再浮遊係数を測定・評価した。

2.調査内容

福島第一原発からの距離が 1.88～6.92km にある住家 17 軒において、家具平面などの表面汚染を JIS Z 4504 に準じ乾式スミア法で採取し、放射性 Cs を測定した。繰り返し拭き取り法で得た [1)]拭き取り効率 0.75 を用いて表面汚染密度(Bq/cm^2)を評価した。同じ住家の全室を対象として住民の掃除を模した掃除機がけ（サイクロン式を使用)、ハタキがけ、掃き掃除を行い、その作業中にカスケードインパクターで捕集されたエアロゾル全てを足し合わせた結果を用いて、空気中放射能濃度(Bq/m^3)を求めた。

3.結果・考察

再浮遊係数 K（/m）は表面汚染から空気中汚染へ浮遊する割合であり次式で表される。

K =空気中放射能濃度(Bq/m^3)/
(屋内表面汚染密度(Bq/cm^2)x10^4)

再浮遊係数 K と表面汚染密度中央値との関係を図 1 に示す。ハタキがけとはき掃除を行った場合 K は平均で 5.99×10^{-3} であり、表面汚染密度との相関は認められない。一方、サイクロン式掃除機を使用したときはこれより低い数値であった。

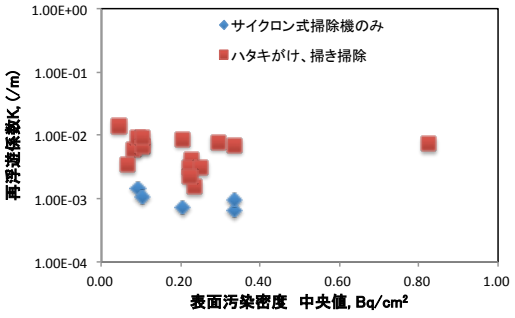


図 1　再浮遊係と表面汚染密度中央値との関係

参考文献

[1] Hiroko Yoshida-Ohuchi et al. *Sci. Rep.* 6 :26412 (2016)

*Hiroko Yoshida[1], Naohide Shinohara[2]
[1]Tohoku Univ., [2]AIST

General Meeting

Fri. Sep 15, 2017 12:00 PM - 1:00 PM JST | Fri. Sep 15, 2017 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room Q Lecture Hall - Frontier Research in Applied Sciences Building

[3Q_GM] 「保健物理・環境科学部会」第35回全体会議

[3Q_GM] General Meeting

General Meeting

[3Q_GM]「保健物理・環境科学部会」第35回全体会議

Fri. Sep 15, 2017 12:00 PM - 1:00 PM Room Q (Lecture Hall - Frontier Research in Applied Sciences Building)

[3Q_GM]General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network：Health Physics and Environment Science Division

Fri. Sep 15, 2017 1:00 PM - 2:30 PM JST | Fri. Sep 15, 2017 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room Q Lecture Hall - Frontier Research in Applied Sciences Building

[3Q_PL] Appropriate designs for environmental monitoring based on the lesson learned from the nuclear accidents

Chair: Hiromi Yamazawa (Nagoya Univ.)

[3Q_PL01] Review of the improvement on environmental monitoring

*Masanao Nakano[1] (1. JAEA)

[3Q_PL02] The angle of the local self-governing body about an environmental monitoring (radioactivity investigation relation)

*Hiroshi Tanikawa[1] (1. HNEERC)

[3Q_PL03] Future scope on environmetal monitoring

*Takeshi Iimoto[1] (1. Univ. of Tokyo)

2017年秋の大会

保健物理・環境科学部会セッション

原子力事故の経験等を踏まえた環境モニタリングのあり方

Appropriate designs for environmental monitoring
based on the lesson learned from the nuclear accidents

（1）環境モニタリングの改善に関する検討状況

(1) Review of the improvement on environmental monitoring

*中野　政尚[1]，百瀬　琢麿[1]
[1]日本原子力研究開発機構

1. はじめに

福島第一原子力発電所事故以前は，「シビアアクシデントは起こらない」という暗黙の仮定があり，事業者も当局側も緊急事態に対応する十分な準備を怠ってきたとされている。そのようなことを背景として，ICRP Publ. 109 に示される以下の考え方①②を取り入れ，現在の原子力災害対策指針が作成されている。

① 緊急事態の初期には，“迅速に”被ばくを回避又は低減するため，事前に設定された発動因子（トリガー）に基づいて，計画された防護戦略を“反射的”に実行。

② 事態が進展し，正確な状況の理解が深まるに従い，実際の状況（その時点で広くみられる状況）に基づいて防護戦略を決定。

本稿では，上記考え方を具現するための原子力規制庁の原子力災害対策指針補足参考資料（緊急時モニタリングについて）の概要及び環境放射線モニタリング技術検討チームの検討状況について報告する。

2. 原子力災害対策指針補足参考資料（緊急時モニタリングについて）

原子力災害対策指針の緊急時モニタリングに関する詳細な事項について，緊急時モニタリングの在り方に関する検討チームや環境放射線モニタリング技術検討チームのメンバーのほか，地方自治体のモニタリングの関係者，日本原子力研究開発機構及び原子力安全基盤機構の防災関係者等の協力の下，原子力災害対策指針の補足資料として「緊急時モニタリングについて（原子力災害対策指針補足参考資料)」をとりまとめた。その主なポイントは以下 3 点である。

① OIL の判断に必要なモニタリングを最優先に実施。

② 緊急時モニタリングセンターの設置。

③ 防護措置とモニタリングの関連づけ。

3. 環境放射線モニタリング技術検討チーム

緊急時及び平常時のモニタリングを適切に実施するためには，常にモニタリングの技術基盤の整備，実施方法の見直し，技能の維持を図っていくことが重要であることから，モニタリングの技術的事項に関する検討を継続的に行う「環境放射線モニタリング技術検討チーム」が平成 28 年 10 月に設置された。これまで 4 回の会合が開催され，以下事項について検討がなされている。

(1) モニタリングの技術的基盤に関する事項
　〇放射能測定法シリーズ，〇モニタリングの品質保証

(2) モニタリング実施方法の継続的改善に関する事項
　〇緊急時モニタリング，〇平常時モニタリング

講演においては，上記内容の他，事業者の眼から見た今後の改善点と課題点についても触れたい。

---

*Masanao Nakano[1] and Takumaro Momose[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

2017年秋の大会

保健物理・環境科学部会セッション

原子力事故の経験等を踏まえた環境モニタリングのあり方

Appropriate designs for environmental monitoring
based on the lesson learned from the nuclear accidents

(2) 環境モニタリングに関する地方自治体の観点

(2) The angle of the local self-governing body about an environmental monitoring (radioactivity investigation relation)

*谷　川　　浩
北海道原子力環境センター

１　北海道原子力環境センターにおけるモニタリング等について

（１）モニタリング等の実施概要

北海道並びに泊村、共和町、岩内町及び神恵内村は、地域住民の健康を守り生活環境の保全を図る目的で、昭和 61 年2 月8 日、北海道電力㈱と「泊発電所周辺の安全確保及び環境保全に関する協定」（以下「安全協定」という。）を締結（平成3 年8 月 17 日、平成 16 年3 月 30 日及び平成 17 年8 月 15 日一部改定）しています。

原子力環境センターでは、安全協定に基づき環境放射線監視及び温排水影響調査からなる環境モニタリングを行っているほか、地域振興のための農業、水産業に関する試験研究を行っているほか、広報展示室等において、環境モニタリングや原子力防災対策等に関する広報業務も行っています。

【環境モニタリングの仕組み】

環境放射線監視及び温排水影響調査基本計画
⇓
環境放射線、温排水の測定
⇓
測定結果の取りまとめ及び評価
⇓
四半期報、年報
⇓（環境保全監視協議会による測定結果の確認）
測定結果の公表

ア　環境放射線監視

環境放射線監視の目的は、空間放射線及び環境試料中の放射能の測定を行い、泊発電所からの放射性物質が適正な管理の下に放出され、地域住民の安全が十分確保されていることを確認することにあり、監視の対象地域は、泊村、共和町、岩内町及び神恵内村の区域となっています。

（ア）空間放射線等

住民の外部被ばくによる線量の評価及び発電所に起因する空間放射線等の監視に資するため、泊発電所周辺地域にモニタリングステーション、モニタリングポスト等を設置し、空間ガンマ線の線量率や積算線量、気象要素などの測定を行っています。

連続測定を行っている空間ガンマ線等の測定項目としては、泊発電所敷地内及び周辺地域に設置したモニタリングステーション等における線量率のほか、泊発電所敷地内の放水口ポスト計数率や排気筒モニタ計数率があり、これらの測定結果は、環境放射線テレメータシステムにより、２分毎に原子力環境センターに伝送され、集中的に常時監視されています。

また、これらの施設を補完するため、モニタリングカーを配備して、線量率などの移動測定

を行っているほか、泊発電所周辺の広い地域に、モニタリングポイントを設置し、3 か月間の積算線量の測定を行っています。

（イ）環境試料中の放射能

環境試料中の放射能レベルとその推移の傾向を把握するとともに、内部被ばくによる線量の評価に資するため、大気中浮遊じん、降下物、陸水、陸土、メロンや生乳などの農畜産物、海水、海底土、スケトウダラやわかめなどの海産物等を定期的に採取（年間 41 種類、453 検体）して、乾燥、粉砕、さらに灰化などの前処理を行った後、核種分析などの放射能分析を行っています。

表１ 環境放射線監視の概要

空間放射線等			環境試料中の放射能	
線量率	モニタリングステーション	10 局	大気中浮遊じん、降下物、陸水、陸土、農畜産物、指標植物、海水、海底土、海産物、指標海生生物	[41 種類] 453 検体
	モニタリングポスト	11 局		
	気象観測局	1 局		
	モニタリングカー 定点	43 か所		
	モニタリングカー 走行	5 ルート		
積算線量		68 か所		
放水口ポスト計数率		2 局		
排気筒モニタ計数率		3 か所		

※ 調査地点数等は、北海道と北海道電力(株)実施分との合計値



モニタリングステーション（茅沼）



モニタリングポイント（照岸）



環境試料（クマイザサ）の採取

イ 温排水影響調査

温排水影響調査の目的は、泊発電所前面海域の物理的及び生物的環境の状況を長期的かつ広域的に監視するとともに、水温変化の予測結果の整合性を確認し、泊発電所の取放水に伴う海洋環境の変化の実態を把握することにあり、特に温排水によって環境水温が1 ℃上昇すると予測される範囲を中心に、各種の調査を行っています。

（ア）物理調査

停船測定、曳航測定及び取水口モニタ、放水口モニタ、沖合モニタによる水温調査のほか、流向流速を把握する流況調査、塩分や栄養塩濃度などの水質調査、強熱減量や粒度組成などの底質調査を行っています。

（イ）生物調査

底生生物や海藻などの浅海生物のほか、魚等の遊泳動物、卵・稚仔、プランクトンなどの海生生物の出現状況等について調査を行っています。

表２　温排水影響調査の概要

調査区分		調査項目		調査地点数
物理調査	水温調査	水温 塩分（参考値）	停船測定	１４７
			曳航測定	延べ１０km
		水温	取水口モニタ	２
			放水口モニタ	２
			沖合モニタ	１
	流況調査	流向・流速		７
	水質調査	塩分、透明度、pH、DO、COD、SS、T-P、PO_4-P、T-N、NH_4-N、NO_2-N、NO_3-N、n-ヘキサン抽出物質		２７
	底質調査	強熱減量、全硫化物、COD、粒度組成		２３
生物調査	海生生物調査	浅海生物	潮間帯生物	３
			底生生物 マクロベントス	１３
			底生生物 メガロベントス	３
			海藻	３
		魚等の遊泳動物		数点
		卵・稚仔		１４
		スケトウダラ卵・稚仔・稚魚		１２
		動・植物プランクトン		１５

※　調査地点数等は、北海道と北海道電力㈱実施分との合計値

ウ　試験研究業務

原子力環境センターには、この種の施設としては全国で初めて、農業・水産業の試験研究部門を併設しています。農業研究科では、環境モニタリング用の試料である、すいか、メロン、とうもろこしなどの農作物の栽培を行うほか、地域振興に資するため、すいか・メロンなど果菜類の高品質安定生産技術の開発省力・低コスト化栽培法及びその他有用作物の栽培・施肥管理法などの試験研究を行っています。

また、水産研究科では、環境モニタリングにおける温排水調査を行うほか、地域振興に資するため、磯焼け海域におけるコンブ類遊走子の到達距離と藻場の分布に関する研究など、水産資源の維持増大に関する試験研究を行っています。

２　環境モニタリング等の結果概要について

（１）平成 28 年度までの環境放射線監視結果

平成 28 年度の測定結果は、過去の測定値と同程度であり、泊発電所に起因する周辺環境への異常は認められませんでした。また、調査開始（昭和６１年９月）以来、泊発電所に起因する周辺環境の異常は認められません。

（２）平成 28 年度までの環境資料中の放射能分析結果

平成 28 年度の分析結果は、過去の測定値と同程度であり、泊発電所に起因する周辺環境への異常は認められませんでした。また、調査開始（昭和６１年９月）以来、泊発電所に起因する周辺環境の異常は認められません。

（３）平成 28 年度までの温排水影響調査結果の概要

平成 28 年度の物理調査及び生物調査の結果は、過去の結果と同程度であり、泊発電所に起因する周辺環境の異常は認められませんでした。また、調査開始（昭和６１年９月）以来、泊発電所に起因する周辺環境の異常は認められません。

表３　Ｈ２８年度空間放射線等測定結果

項目			地点数等	測定頻度	単位	測定結果	
						平成 28 年度測定値	過去の測定値範囲
線量率	固定測定局（モニタリングステーション・ポスト、気象観測局）		22 局	連続	nGy/h	19～45	10～48
	モニタリングカー	定点測定	43 か所	四半期に１回		14～42	7～43
		走行測定	5 ルート	四半期に１回		12～116	6～132
積算線量			68 か所	３か月積算	mGy/92 日	0.08～0.14	0.07～0.15
放水口ポスト計数率		1･2 号機	1 局	連続	cpm	217～236	215～246
		３号機	1 局			242～262	243～265 (245～281)
排気筒モニタ計数率		１号機	1 か所			488～493	485～493
		２号機	1 か所			481～488	482～497
		３号機	1 か所			425～452	427～464 (461～475)

注１　単位については次のとおりである。
・Gy：ある物が放射線を受けて吸収したエネルギー量を表す単位。mGy は千分の１Gy、nGy は十億分の１Gy。
・cpm：１分間あたりに測定器や検出器で放射線を検出した数。
注２　３号機放水口ポストについては平成 27 年 10 月から現検出器で測定しており、３号機排気筒モニタについては平成 27 年７月から現検出器で測定している（「過去の測定値範囲」欄の括弧内の値は旧検出器によるものである）。

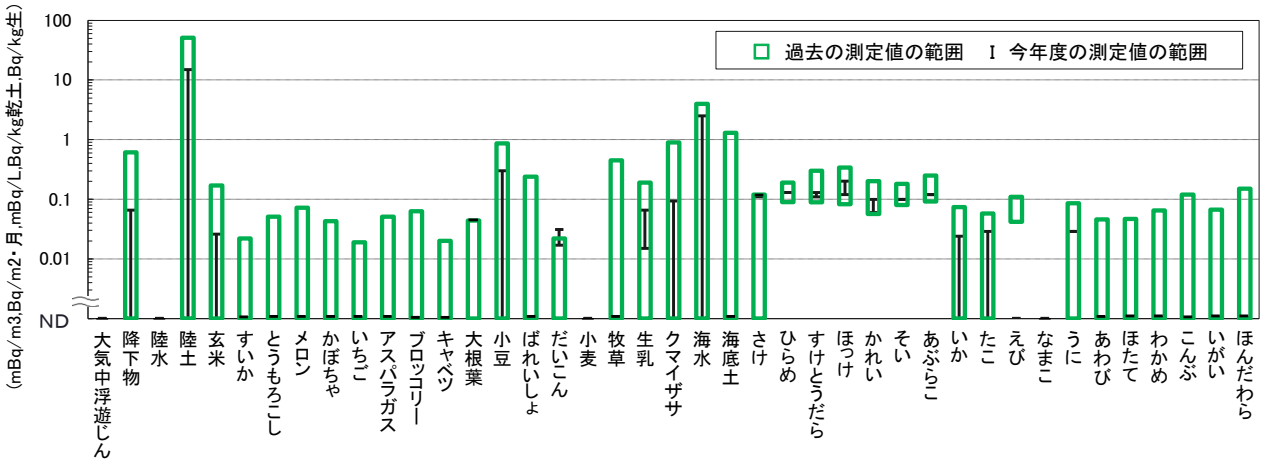


図１　Ｈ２８年度ガンマ線放出核種分析結果（セシウム-137）

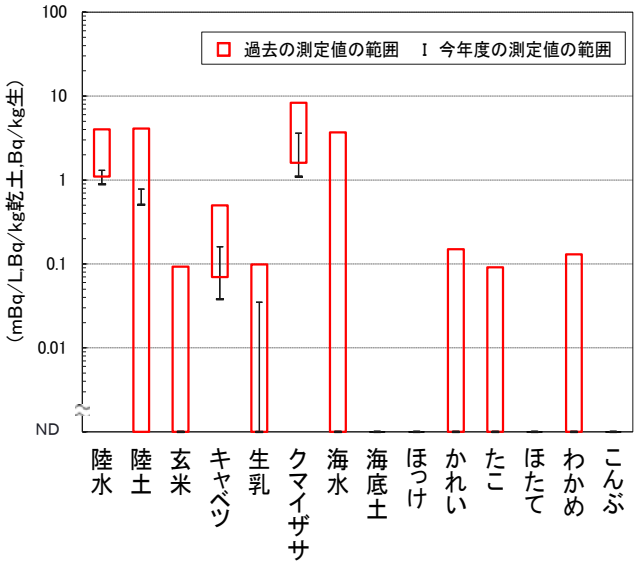


図２　Ｈ２８年度ストロンチウム－９０分析結果

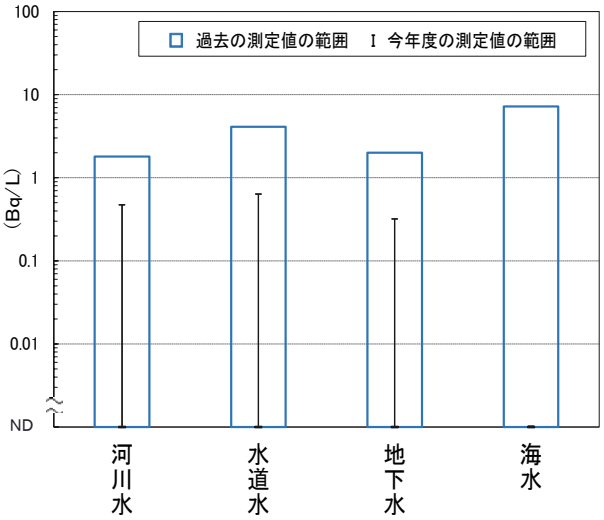


図３　Ｈ２８年度トリチウム分析結果

表４　Ｈ２８年度水質調査結果

調査区分		海域		河川	
調査地点		26地点		1地点	
測定深度等		3層(0.5,5,海底上2m)　nﾍｷは表面のみ		表面	
調査項目	単位	測定結果	過去の測定結果	測定結果	過去の測定結果
塩分	ー	29.5～34.0	14.2～34.3	0.0	0.0～0.2
透明度	m	7.4～20.9	1.0～26.4	1.0～>2.0	0.2～3.5
水素ｲｵﾝ濃度(pH)	ー	7.9～8.2	7.9～8.4	7.2～7.5	6.2～8.1
溶存酸素量(DO)	mg/L	7.3～11.0	6.6～12.3	7.9～12.8	6.3～13.5
化学的酸素要求量(COD)	mg/L	<0.5～1.0	<0.5～2.9	1.1～1.6	<0.5～3.9
浮遊物質量(SS)	mg/L	<1.0～7.6	<1.0～14.2	1.2～5.7	1.0～99.8
全ﾘﾝ(T-P)	mg/L	0.004～0.022	0.003～0.079	0.016～0.049	0.009～0.145
ﾘﾝ酸態ﾘﾝ(PO_4-P)	mg/L	<0.002～0.017	<0.002～0.046	0.006～0.044	0.004～0.094
全窒素(T-N)	mg/L	0.07～0.31	0.02～0.64	0.39～0.68	0.25～1.33
ｱﾝﾓﾆｱ態窒素(NH_4-N)	mg/L	<0.005～0.019	<0.005～0.080	0.027～0.056	<0.005～0.476
亜硝酸態窒素(NO_2-N)	mg/L	<0.003～0.003	<0.003～0.008	0.003～0.011	<0.003～0.013
硝酸態窒素(NO_3-N)	mg/L	<0.003～0.129	<0.003～0.165	0.167～0.549	0.142～1.492
n-ﾍｷｻﾝ抽出物質	mg/L	<0.5	<0.5～1.4	<0.5	<0.5

３　原子力事故を踏まえた自治体としての方向性

・　環境モニタリングは、安全協定に基づき設置されている「泊発電所環境保全監視協議会」(以下「監視協議会」という。)で策定した「環境放射線監視及び温排水影響調査基本計画」において規定されている監視内容や測定方法などにより実施し、地域住民の安全が十分確保されていることを確認しています。

・　監視項目などは、国の規定やその他検討事項なとについて必要に応じて監視協議会協議しながら見直しを行い、現状では現行の基本計画に基づき環境モニタリングを実施しています。

　原子力発電所からの放射性物質は、自然災害などにより放出されることがありますが、平成２３年の原子力事故では想定できないような大規模な自然災害が起こりうるということを、強く認識させられたところです。

・　原子力環境センターでは、この認識を常に念頭に置き環境モニタリング等を実施することが必要であるということを強く認識しています。また、このような災害やあらゆる事態に備えて、自治体の役割として多種多様な訓練を重ねていく事がとても重要であり、訓練は何度やっても十分ということはありません。これらの事をいつも忘れずに地域住民の安全を十分確保していくことが当センターとしての重要な責務と考えています。　以　上

*Hiroshi.Tanikawa

Hokkaido Nuclear Energy Environmental Reseach Center (HNEERC)

2017年秋の大会

保健物理・環境科学部会セッション

原子力事故の経験等を踏まえた環境モニタリングのあり方

Appropriate designs for environmental monitoring
based on the lesson learned from the nuclear accidents

(3) 環境モニタリングの今後の課題

(3) Future scope on environmental monitoring

*飯　本　武　志[1]
[1]東 京 大 学

原子力事故の経験等を踏まえて、緊急時および平常時における環境モニタリングのあり方に関して、今後の課題、論点を整理する。

キーワード：環境モニタリング、原子力事故、緊急時モニタリング、平常時モニタリング

原子力規制委員会「環境放射線モニタリング技術検討チーム」は、当面の検討課題として、
（1）モニタリングの技術的基盤に関する事項　○放射能測定法シリーズ　○モニタリングの品質保証
（2）モニタリング実施方法の継続的改善に関する事項　○緊急時モニタリング　○平常時モニタリング
の２区分４項目を挙げた。これらに直接的または間接的に関連する検討上の留意点について、後者の区分を用いていくつかの例題を以下に列挙する。

【緊急時モニタリング】
- ✓ 緊急事態発生直後におけるモニタリングの対象と頻度等の最適化
- ✓ 機材仕様とデータ表示手法（単位、様式等）の標準化
- ✓ モニタリング支援機関（公共団体、大学、研究機関等）に求められる資源・能力等の標準化
- ✓ 拡散計算と組み合わせることによるモニタリング実施の効率・精度向上の可能性の検討
- ✓ 緊急時使用に特化した、機能を限定した低コスト機材の開発
- ✓ モニタリングの実施とその結果を扱う人材との間の連携訓練の充実
- ✓ 放出核種に着目した線量評価への影響の考察

【平常時モニタリング】
- ✓ 従前から続くモニタリング計画との整合性への配慮
- ✓ モニタリングに関する規制間の整合性への配慮
- ✓ 平常時モニタリングにおける緊急時モニタリング経験（航空機サーベイなど）の確保
- ✓ 緊急時にも展開可能な人材・資材の確保と、その継続的な開発および維持管理

【その他】
- ✓ 長期にわたるトレーサビリティの担保とその支援体制の構築
- ✓ さまざまな被ばく状況において目標とすべき検出限界値の考え方の整理

---

*Takeshi Iimoto[1]
[1]UTokyo

Oral presentation | VI. Health Physics and Environmental Science：Health Physics and Environmental Science

Fri. Sep 15, 2017 2:45 PM - 3:50 PM JST | Fri. Sep 15, 2017 5:45 AM - 6:50 AM UTC | Room Q Lecture Hall - Frontier Research in Applied Sciences Building

[3Q10-13] Environmental Radioactivity 3

Chair:Kimiaki Saito (JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[3Q10] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(7)Estimation of initial concentration and flux of radiocesium discharged from river catchment

*Yuichi Onda[1], Keisuke Taniguchi[2], Yasuyuki Shimizu[3], Toshiki Iwasaki[4] (1. CRiED, Univerisity of Tsukuba, 2. Fukushima Prefectural Centre for Environmental Creation, 3. Faculty of Engineering, Hokkaido University, 4. CERI)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[3Q11] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(8)Six-year monitoring study of radiocesium transfer in forest environments after the FDNPP accident

*Hiroaki Kato[1], Yuichi Onda[1], Zul Hilmi Saidin[1], Toshiro Yamaguchi[1] (1. Center for Research in Isotopes and Environmental Dynamics, University of Tsukuba)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[3Q12] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(9)Temporal change of ambient dose rate in forest of Fukushima Prefecture

*Toshiro Yamaguchi[1] (1. University of Tsukuba)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[3Q13] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(10)Wide-area survay of radiocaesium dynamics in river systems

*Keisuke Taniguchi[1], Yuichi Onda[2], Takayuki Kuramoto[1], Takayuki Sato[1], Saori Onuma[1], Hirotsugu Arai[1] (1. Fukushima Prefectural Centre for Environmental Creation, 2. University of Tsukuba)

3:45 PM - 3:50 PM JST | 6:45 AM - 6:50 AM UTC

Time reserved for Chair

福島における放射性物質の分布状況調査
(7) 河川から流出する初期セシウム濃度・フラックスの推定

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(7) Estimation of initial concentration and flux of radiocesium discharged from river catchment

*恩田裕一[1]、谷口圭輔[2]、清水 康行[3]、岩崎 理樹[4]
[1]筑波大学アイソトープ環境動態研究センター、[2]福島県環境創造センター、
[3]北海道大学工学部、[4]寒地土木研究所

本研究では、福島及び宮城県内の河川に設置した、懸濁粒子及び河川水に含まれる放射性セシウム濃度の測定と、河川流量及び浮遊砂濃度の観測、放射性セシウム移行量（フラックス）のモニタリング結果を基に，初期の河川からの放射性セシウム流出量を算定した。

キーワード：福島原子力発電所事故、河川による流下、Cs-137

1. 背景

福島第一原発事故により自然環境に沈着した放射性セシウムについて､河川を介した移行は移動距離が長いため陸域環境中での分布状況の把握において重要なプロセスである｡特に浮遊砂による放射性セシウムの移行がその大部分を占めることが明らかになっているため､浮遊砂の放射性セシウムの濃度低下傾向とフラックスをモニタリングすることが，河川を通じた放射性セシウムの移行を明らかにする上で重要である｡河川における放射性セシウム濃度の傾向は、土地被覆によって変化するが、研究はヨーロッパとロシアに限られる。福島地域は広大な水田、住宅地、密集した森林が特徴的であり、チェルノブイリの被災地とは対照的であり，8 月から 10 月までの台風等による輸送が大半を占めている。

2. 方法

調査地域は、阿武隈川および浜通りの 2 級河川に設置した、福島・宮城県下 30 地点である。そのうち 6 地点は平成 23 年 6-7 月観測を開始した長期観測点である。No.7-30 の 24 地点の観測始期は平成 24 年 12 月-平成 25 年 1 月である。但し、No.7-16 の 10 地点については、平成 24 年度の調査までに日本分析センターにより計測された浮遊砂の放射性セシウム濃度の記録を利用した。

3. 結果と考察

長期観測 6 地点における懸濁態および溶存態セシウム 137 濃度の経時変化を示す。懸濁態セシウム 137 濃度（懸濁態 1kg あたりの値）については、事故後 1 年後までの急激な減少に引き続いた緩やかな濃度低下が続いていた。ここで，事故後 1 年目までの急速な逓減を λ_1 ，2 年目以降の逓減を λ_2 として懸濁態セシウム 137 濃度の逓減傾向を評価することができた。それによると，λ_1 は，流域によって大きな違いを示すのに対し，λ_2 は大きな違いがないことがわかった。また，λ_1 は，流域の土地利用（特に森林かそれ以外の土地利用かで大きな違いを示すことがわかった。また，の間のフラックスも流域が森林かそうでないかで大きな違いが認められた。

一方で事故後 2−3 ヶ月の初期の流出 λ_0 については，イタリアの Po 川の溶存態濃度減少のカーブを用いてフィッティングしたところ，6 月からの実測値で得られた λ_1 と良い連続性を持って濃度変化の傾向を推定することができた。λ_0 を一定とし，λ_1 λ_2 を土地利用比から各流域からの値を同定するとともに，フラックスについても土地利用比と降雨の関係から推定することによって，80km 圏内の初期からの放射性セシウムの河川からの流出量を算出することができた。

謝辞：本件は、文部科学省科学技術戦略推進費（平成 23～24 年度）、原子力規制庁委託事業（平成 24～25 年度）、科学研究費新学術領域研究（平成 24～28 年度）で得られた成果の一部を含む。

*Yuichi Onda[1], Keisuke Taniguchi[2], Yasuyuki Shimizu[3], Toshiki Iwasaki[4]

[1]Univ. of Tsukuba, [2]Centre for Environmental Creation, 3 Hokkaido University, [4] CERI

福島における放射性物質の分布状況調査
(8)森林環境における福島第一原発事故から六年間の放射性セシウムの移行状況

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(8)Six-year monitoring study of radiocesium transfer in forest environments after the FDNPP accident

*加藤弘亮[1]，恩田 裕一[1]，サイディン ズル[1]，山口 敏朗[1]

[1]筑波大学アイソトープ環境動態研究センター

福島第一原子力発電所事故直後から 6 年間にわたって、福島県内の森林において林内雨及び落葉等のサンプリングを実施し、樹冠から林床への放射性セシウムの移行状況を定量的に評価した。

キーワード：福島第一原子力発電所事故，森林，放射性セシウム，移行状況

1. 緒言

森林に降下した放射性セシウムは樹冠に捕捉され、その後の降雨や落葉等によって徐々に林床に移行する。林内の放射性セシウムの分布と空間線量率の時間変化を把握するためには、樹冠から林床への移行状況をモニタリングすることが必要である。本研究では、福島県内のスギ林及び広葉樹混交林を対象として、福島第一原子力発電所事故から 6 年間の林内雨や落葉等に伴う林床へのセシウム 137 移行量を調査した。

2. 研究方法

福島県伊達郡川俣町山木屋地区のスギ林及び広葉樹混交林を調査対象に選定した。スギからなる人工林 2 林分（31 年生・15 年生）と広葉樹混交林（コナラ及びアカマツ）において、樹冠通過雨、樹幹流、落葉等に含まれる放射性セシウム濃度を測定し、森林樹冠から林床への移行量を観測した。観測は 2011 年 7 月から開始し、現在もなお継続中である。雨水及び落葉等の試料は実験室に持ち帰り、雨水は 100 μm のステンレスメッシュを通過させて粗大有機物を除去した。落葉等は炉乾燥させた後に粉砕機で細かく粉砕し、均一化した。それらの試料を 100 cc の測定容器に封入し、高純度ゲルマニウム半導体ガンマ線検出器を用いてセシウム 137 の測定誤差が 10%以下になるまで測定した。

3. 結果と考察

6 年間の観測期間中に森林樹冠から林床に移行したセシウム 137 は、スギ壮齢林、スギ若齢林、広葉樹混交林でそれぞれ 191 kBq/m^2、206 kBq/m^2、67 kBq/m^2 であった。これらの移行量は、原発事故後に大気から沈着した総量の 43.2%、46.6%、15.0%にあたる。平成 28 年度（平成 28 年 4 月から平成 29 年 3 月）の総移行量はそれぞれ 7.3 kBq/m^2、8.3 kBq/m^2、3.5 kBq/m^2 で、そのうちの落葉等の寄与率はそれぞれ 56.3%、82.0%、47.8%であった。樹冠から林床への放射性セシウムの移行量は、平成 23 年度から平成 27 年度にかけて顕著な減少傾向を示したが、平成 28 年度に観測された移行量は昨年度と同程度であった。スギ林では、溶存態の寄与率が時間経過とともに低下傾向を示したのに対して、コナラを主とする広葉樹混交林では、枝葉から雨水に溶出して移行する放射性セシウムの割合が依然として相対的に高い値を示した。溶存態で移行する放射性セシウムのうち樹幹流による寄与率は、スギ林では樹冠から林床への総移行量の 0.6～1.1%であったのに対し、広葉樹混交林では 4.2%とわずかに高い値を示した。

謝辞：本件は、文部科学省科学技術戦略推進費（平成 23～24 年度）、原子力規制庁委託事業（平成 24～25 年度）、日本原子力研究開発機構委託事業（平成 26～28 年度）で得られた成果の一部を含む。

---

*Hiroaki Kato[1], Yuichi Onda[1], Zul Hilmi Saidine[1], Toshiro Yamaguchi[1]

[1]Univ. of Tsukuba,

福島における放射性物質の分布状況調査
(9) 福島県内の森林における林内空間線量率の変化傾向

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
Temporal change of ambient dose rate in forest of Fukushima Prefecture

*山口 敏朗[1]、恩田裕一[1]、加藤弘亮[1]
[1]筑波大学

福島県内の森林の空間線量率の変化を知るために、2011 年、2014 年および 2016 年に福島県内の森林で測定した空間線量率を対象として樹種別に比較した。その結果、空間線量率の減少率は、2016 年で樹種による違いを認めなかったが、2014 年のスギ林が他の樹種林よりも遅延していた。この理由の一つとして、樹冠を汚染していた放射性セシウム（Cs）の樹種による林床への移動速度の違いが、事故から 5 年間で解消したことが推測された。

キーワード：空間線量率，森林，福島第一原子力発電所事故，福島県，放射性セシウム

1. 緒言

2011年3月11日に発生した東北地方太平洋沖地震に続発した津波で東京電力福島第一原子力発電所が被災した。その結果、原子炉から漏洩した放射性同位元素が福島県を含む隣接した地域を汚染した。福島県の71%の面積は、森林で覆われている。したがって、福島県の放射性同位元素の分布を知るうえで森林内の空間線量率の変化を知ることは重要である。森林の空間線量率は、放射性 Cs に因ることが知られている。これまでに、森林の放射性 Cs の動態の報告はあるが、福島県全域にわたる多数箇所での樹種別の解析は行われていない。そこで、2016 年に福島県の 100 個所の森林で空間線量率および放射性 Cs 量を測定し、これまでに報告されている測定結果と併せて樹種別に比較解析した。

2. 対象および方法

2011 年に林野庁が測定した福島県の森林生態系多様性基礎調査地点の中で、土地の所有者に計測の了解が得られた 100 個所を対象とした。各森林の指示杭の地上 1 m の空間線量率を NaI(Tl)シンチレーターで計測し、指示杭および杭から東西南北に 3 m の地点の土壌を 5 cm の深度で 100 cc 採取した。また、400 cm^2 のリターを採取した。試料を乾燥後、ゲルマニウム半導体検出器で計測して放射性 Cs 量（Bq/m^2）を算出した。2011 年に林野庁が測定した 391 個所と 2014 年に原子力研究開発機構が測定した 285 個所および本結果をアカマツ林、アカマツ混合林、広葉樹林、スギ林およびその他の針葉樹林に分け、空間線量率および林床の ^{137}Cs のインベントリーを比較した。

3. 結果および考察

空間線量率は、2011 年から 2016 年まで何れの樹種も減少した。2016 年の減少率は、樹種による違いが認められなかったが、2014 年のスギ林のみで空間線量率の遅延が認められた。林床の ^{137}Cs は、2011 年から 2016 年に掛けてスギ林で 2.83 倍に増化し、他の樹種林がほぼ 1 倍だった。2012 年にスギ林の林床の放射性 Cs 量が増加したことが報告されている。これらのことから、2014 年のスギ林の空間線量率の低下が遅延した原因の一つとして、樹冠を汚染していた放射性 Cs の継続的な林床移行が他の樹種林に比較して遅延していたことが考えられた。また、汚染から 5 年後の樹種別の林内の空間線量率減少率の違いが認められなくなった理由として、森林を汚染した放射性 Cs が林床の土壌層に移行して動態変化が減少したことが考えられた。

---

*Toshiro Yamaguchi[1], Yuichi Onda[1], Hiroaki Kato[1]
[1]University of Tsukuba

福島における放射性物質の分布状況調査
（10）河川における放射性セシウムの移行状況の広域多地点調査

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(10) Wide-area survey of radiocaesium dynamics in river systems

*谷口　圭輔[1]、恩田　裕一[2]、倉元　隆之[1]，佐藤　貴之[1]，大沼　沙織[1]，新井　宏受[1]
[1]福島県環境創造センター，[2]筑波大学

抄録：流域で実施された除染活動が河川の放射性セシウム移行に与える影響について調べた。除染活動の進捗とともに、放射性セシウム濃度に著しい低下が見られたが、土砂フラックスの増加も見られたため、放射性セシウムの移行量には濃度ほどの顕著な減少は見られなかった。

キーワード：福島第一原子力発電所事故，Cs-137，河川

1. 緒言

福島県環境創造センターでは、流域の特徴や初期沈着量が異なるさまざまな河川において、福島第一原発事故により放出された放射性セシウムの移行状況の調査を継続している。福島県内では、国・自治体による除染作業が広く行われたが、本発表では、その除染作業が河川に与えた影響について考察する。

2. 観測地点及び観測方法

阿武隈水系及び福島県浜通りに位置する 8 つの河川水系で観測を行っている。そのうち、阿武隈川の支流である口太川の上流部に位置する水境・口太川上流の 2 地点は、除染特別地域内に位置しており、2013 年度後半から 2015 年度にかけて、流域で大規模な除染活動が実施された（図 1a の棒グラフ）。

各観測地点に浮遊砂サンプラーを設置し、数週～数ヶ月おきに浮遊砂試料を回収し、110℃、24 時間で絶乾した後、ゲルマニウム半導体検出器で放射性セシウム濃度を測定した。濁度・水位の連続観測結果から河川流量（*Q*）及び浮遊砂移行量（*Qs*）を算出し、それに Cs-137 濃度を乗ずることで、Cs-137 移行量（*L*）を得た。

3. 結果と考察

除染作業が本格化した 2014 年度以降、水境・口太川上流地点において濃度が著しく低下し、除染作業完了後も濃度が低い状態が継続している（図 1a ）。

また、除染作業に関連して流域からの土砂流出の増加も確認され、水境・口太川上流地点では、除染作業が本格的に行われていた 2014 年 4 月～2015 年 8 月に、単位流量当たりの土砂移行量（*Qs/Q*）が初年度に比べてそれぞれ 3 倍と 1.9 倍に増加した（図 1b）。その結果、この期間の単位流量当たりの放射性セシウム移行量（*L/Q*）は、その前年度（2013 年度）とほとんど変わらなかった（図 1c）。

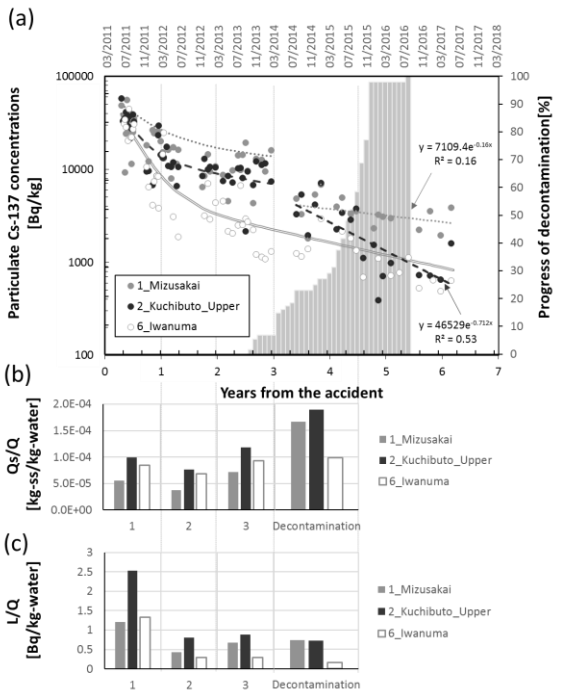


図 1（a）懸濁態 Cs-137 濃度の経時変化と除染（農地）の進捗状況．　単位流量当たりの（b）年間浮遊砂移行量（c）年間 Cs-137 移行量

*Keisuke Taniguchi[1], Yuichi Onda[2], Takayuki Kuramoto[1], Takayuki Sato[1], Saori Onuma[1], Hirotsugu Arai[1],
[1]Centre for Environmental Creation, Fukushima Prefecture, [2]University of Tsukuba

Oral presentation | VI. Health Physics and Environmental Science：Health Physics and Environmental Science

Fri. Sep 15, 2017 3:50 PM - 4:55 PM JST | Fri. Sep 15, 2017 6:50 AM - 7:55 AM UTC | Room Q Lecture Hall - Frontier Research in Applied Sciences Building

[3Q14-17] Environmental Radioactivity 4

Chair:Sakae Kinase (JAEA, Ibaraki Univ.)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

[3Q14] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(11)Sediment discharge and radiocesium wash-off on slopes of various land use types

*Yoshifumi Wakiyama[1], Yuichi Onda[2], Shohei Kodsuka[3], Yasunori Igarashi[1], Junko Takahashi[2], Takaaki Kubo[3] (1. Institute of Environmental Radioactivity, Fukushima University, 2. Center for Research in Isotopes and Environmental Dynamics, University of Tsukuba, 3. School of Life and Environmental Sciences, University of Tsukuba)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[3Q15] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(12)Declining trend of dissolved cesium-137 of stream water at small forested catchment

*Sho Iwagami[1], Yuichi Onda[1], Maki Tsujimura[2] (1. Center for Research in Isotopes and Environmental Dynamics, University of Tsukuba, 2. Graduate school of Life and Environmental Sciences, University of Tsukuba)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[3Q16] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(13)Development status on measurement techinques using KURAMA-II

*Minoru Tanigaki[1] (1. Kyoto Univ.)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[3Q17] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(14)Remeasurement for study using Cs isotopic ratio

*YUKIHIKO SATOU[1], MATSUO KAZUKI[2], TATSUYA ISHII[2], KEISUKE SUEKI[2] (1. JAEA, 2. University of Tsukuba)

4:50 PM - 4:55 PM JST | 7:50 AM - 7:55 AM UTC

Time reserved for Chair

福島における放射性物質の分布状況調査
(11)様々な土地利用下にある斜面上での土砂および放射性セシウムの移動

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(11)Sediment discharge and radiocesium wash-off on slopes of various land use types

*脇山　義史[1]，恩田 裕一[2]，小塚 翔平[3]，五十嵐　康記[1]，高橋　純子[2]，久保 貴旺[3]

[1]福島大学 IER，[2]筑波大学 CRiED，[3]筑波大学生命環境学群

福島第一原子力発電所の事故によって陸域に沈着した放射性セシウムの動態を把握するため、除染地や畑などのさまざまな土地利用条件下にある斜面に土壌侵食プロットを設置して土砂および放射性セシウムの移動を観測した。

キーワード：表面流出，土壌侵食プロット，除染

1. 緒言

原発事故後の放射性セシウムの分布を予測するためには、斜面スケールにおける放射性セシウムの動態把握が必要である。斜面スケールでの放射性物質の移動を調べた既往研究では、草地や畑などの土地利用によって土砂の放射性物質濃度が異なることが報告されている[1]。しかし、長期的な観測例は少なく、その時間変化傾向には不明の点が多い。本研究では、土地利用条件下の異なる地点に設置した土壌侵食プロットによる観測結果に基づいて、放射性セシウムの濃度およびその時間変化傾向を比較した。

2. 調査方法

福島県伊達市および川俣町内の未耕作畑（畑 A1、B1、C1）、耕作畑（畑 A2、B2、C2）、草地（草地 A、B、C、D）、森林（1 地点）、除染地（未耕作・耕作各 1 地点）に設置された土壌侵食プロット（縦 22.13 m、幅 5 m）によって観測を行った。降雨後に各プロットの下端に設置した三角堰およびタンクに堆積した土砂（堆積土砂）とタンクに捕捉された懸濁水（浮遊土砂）を回収し、重量および ^{137}Cs 濃度の測定を行った。堆積土砂および浮遊土砂の重量および ^{137}Cs 量を合算して流出土砂の ^{137}Cs 濃度を算出した。堆積土砂・浮遊土砂・流出土砂の ^{137}Cs 濃度（Bq kg^{-1}）は ^{137}Cs 初期沈着量（Bq m^{-2}）で除して、それぞれ Sc_{total}, Sc_{depo}, Sc_{ss}（m^2 kg^{-1}）を算出した。それぞれの Sc の時間変化は $Sc(t) = a \exp(-\lambda t)$で示される指数関数でフィッティングを行った。ここで、t は事故からの経過時間(年)、a は切片(m^2 kg^{-1})、λ は低減係数(1/t)である。

3. 結果・考察

各土地利用における *Sctotal* の平均値は 0.01～0.084 m^2 kg^{-1} の値を示し、森林、未耕作畑、草地、除染地、耕作畑の順に大きかった。時間変化傾向を見ると Sc_{total} の λ は、畑 A1、A2、草地 B、C、森林で正の値を示したが、いずれの地点も決定係数は小さかった。Sc_{depo} の λ も畑 A1、畑 A2 において正の値を示したが、いずれの地点も決定係数は小さかった。一方で Sc_{SS} の λ は畑 B2、除染地（未耕作・耕作）を除いた地点で、高い λ と決定係数が得られた。とくに草地においては λ、決定係数ともに大きく低下傾向が明瞭であった。これらの一つの原因として、植生被覆に富む地点では比較的高い ^{137}Cs 濃度を持つ細粒な土砂が選択的に流出したことが考えられる。今後、表面流の発生などの侵食プロセスに着目した解析を行う予定である。

参考文献

[1] Garcia-sanchez *et al*. (2005). *Radioprotection, Suppl*. 1, vol. 40, S519-S524

---

*Yoshifumi Wakiyama[1], Yuichi Onda[2] Syohei Koduka, Yasunori Igarashi[3], Junko Takahashi[2], Takaaki Kubo[3]

[1]IER, Fukushima Univ., [2]CRiED, Univ. Tsukuba. [3]School. Life Environ Sci, Univ. Tsukuba

福島における放射性物質の分布状況調査
（13）森林小流域における渓流水の溶存態セシウム137濃度低下傾向

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(13) Declining trend of dissolved cesium-137 of stream water at small forested catchment

*岩上 翔[1]，恩田 裕一[1]，辻村 真貴[2]
[1]筑波大学アイソトープ環境動態研究センター，
[2]筑波大学大学院生命環境科学研究科持続環境学専攻

源流部に位置する森林小流域において，溶存態・浮遊砂・粗大有機物におけるセシウム 137 濃度の測定を2011年から行ってきた．５年分の濃度変化とともに，流出フラックスについて示す.

キーワード：森林小流域，溶存態，浮遊砂，粗大有機物，セシウム 137，除染

1. 緒言

2011 年 3 月に起きた東日本大震災に伴った福島第一原子力発電所の事故後，放射性物質が沈着した地域において大きな部分を占める森林からの放射性物質の移行を評価するために，森林小流域から流出する放射性物質の濃度を示し，また定量的に把握することは重要である．とくに事故後 6 年が経ち，長期の時系列データを示すことは重要である．そこで本調査では渓流水の溶存態の放射性セシウム濃度および渓流における浮遊砂（懸濁態物質），粗大有機物中の放射性セシウム濃度を調査し，その経時変化を示す.

2. 調査

調査対象地域は，石平山流域（0.075 km^2），疣石山流域（0.147 km^2），世戸八山流域（0.048 km^2），高太石山（0.535 km^2）の4流域である（石平山、疣石山、高太石山は2011年6月より観測開始，世戸八山は2014年5月より観測開始，高太石山は2013年9月に観測終了）．各流域には水位流量堰を設置し，流量を連続観測するとともに濁度計と合わせて流出土砂量を測定し，有機物ネットによって流下した粗大有機物の量を測定した．渓流水・浮遊砂・粗大有機物試料の採取は 1-2 カ月に一度の現地調査で行った．溶存態セシウム測定のため水試料は 0.45 μm のフィルターを用いて濾過を行った．水サンプル中の溶存態放射性セシウム濃度は，2014 年以降、濃度の低い水試料は 1 サンプルあたり 40L 採水し AMP 濃縮を行って U8 容器を用いてゲルマニウム半導体検出器により測定した．浮遊砂・粗大有機物試料においては炉乾燥したのち粉砕し，Well 容器を用いてゲルマニウム半導体検出器で放射性セシウム濃度を測定した.

3. 結論

渓流水における溶存態セシウム137濃度は事故後初期の1Bq/L程度から0.01Bq/L程度まで低下しており，その低下傾向は２重指数関数で近似できるが，流域毎に逓減速度が異なることが分かってきた．また除染によって，浮遊砂のセシウム 137 濃度は大きく低下したが，溶存態・粗大有機物においては大きな変化はみられなかった.

---

*Sho Iwagami[1], Yuichi Onda[1] and Maki Tsujimura[2]

[1] Center for Research in Isotopes and Environmental Dynamics, University of Tsukuba.,

[2] Department of Sustainable Environmental Studies, Graduate School of Life and Environmental Sciences, University of Tsukuba.

福島における放射性物質の分布状況調査
(13)KURAMA-IIを用いた測定技術の開発状況

Mapping project in Fukushima and related researches
(13)Development status on measurement techniques using KURAMA-II

*谷垣 実
京都大学

走行サーベイシステムKURAMAの発展形のKURAMA-IIは、福島県を中心とした東日本一帯の空間線量率測定や汚染分布の把握などで幅広く活用されている。その最新の利用や開発の状況、特にコンビニ配送車を活用した連続モニタリングの実証試験、歩行サーベイにおける測位技術の開発、より運用負担の小さいクラウドの開発状況などを紹介する。

キーワード：走行サーベイ, KURAMA-II

1．はじめに

東電福島事故に対応すべく開発されたGPS連動型放射線自動計測システムKURAMA[1]の発展形であるKURAMA-II[2]は、福島を中心とした東日本一帯のモニタリング活動に活用されている。一連の開発や運用を通じて得た知見を活かし、さらなる利用拡大のための技術開発を続けている。

2. KURAMA-IIの現状

2-1. コンビニ配送車による連続モニタリング試験

2011年に実証試験が始まった路線バスに搭載されたKURAMA-IIによる生活圏の連続モニタリングは、現在は京都大学、福島県、JAEAの連携による事業として福島県全域で展開されている。路線バスを使うことで、測定コストの大幅削減しつつ住民の活動に密着したモニタリングが行える利点がある一方、バス路線がない地域への展開に困難がある。そこで、路線バスによる測定の補完をめざし、路線バス同様に住民の生活に密着しバス路線のない地域でも展開されるコンビニエンスストアの配送車を利用した連続モニタリングを中通り（主に二本松市～郡山市）で実施、重複する路線バスのモニタリングと比較を行った（図）。その結果相互の測定には高い相関があること、路線バスで網羅できない地域をうまく補完できることが確認できた。

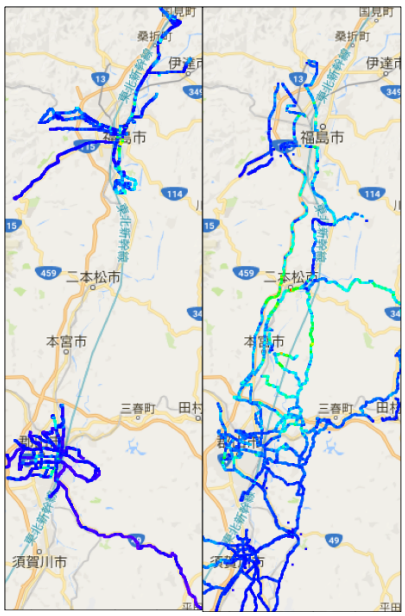


図 中通りにおける路線バス事業（左）とコンビニ配送車（右）の空間線量率マップ。

2-2.歩行サーベイにおける測位技術の開発

既報の土壌汚染密度推定技術[3][4]を使って実際の農地や宅地での汚染分布測定に適用するにあたっては、しばしば見られるGPS測位困難地域への対応が必要である。そこで、GPSによることなく区画内の測位を可能とする技術として、測定中に地表の画像を撮影し、これをもとに簡易オルソ画像を生成、その画像の中での検出器の位置を確定する手法を開発した（特許出願済）。

2-3. KURAMA用クラウドの開発

現在KURAMA-IIは商用サービスであるDropboxを利用しているが、緊急時における運用等を勘案すると自前で運用できるクラウドの構築が望ましい。この観点からオープンソースのownCloudを活用したクラウドの構築を進めている。

参考文献：
[1] M. Tanigaki, R. Okumura, K. Takamiya et al., Nucl. Instr. Meth. **A726**(2013)162-168.
[2] M. Tanigaki, R. Okumura, K. Takamiya et al., Nucl. Instr. Meth. **A781**(2015)57-64.
[3] 谷垣　実, 日本原子力学会「2014年春の年会」, 2014年3月26～28日.
[4] 谷垣　実, 日本原子力学会「2016年秋の大会」, 2016年9月7～9日.

*Minoru Tanigaki
Kyoto University

福島における放射性物質の分布状況調査
(14) Cs 同位体比を利用した研究のための再測定

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(14) Remeasurement for study using Cs isotopic ratio

*佐藤 志彦[1]、松尾 一樹[2]、石井 達也[2]、末木 啓介[2]
[1]原子力機構，[2]筑波大学

文科省マップ事業で扱われた土壌を再測定し、$^{134}Cs/^{137}Cs$ 同位体比の信頼性について検討を実施した。結果、マップ事業で得られた Cs 同位体比と概ね一致する結果が得られ、公開されている値を Cs 地域差の検討に使用できることが示唆された。

キーワード：マップ事業、セシウム同位体比、再測定

1. 緒言

文科省マップ事業で公開されているデータは一般に利用可能なため[1]、事故から 6 年余が経過し、残存する放射性物質がセシウムになる中、各号機により異なる $^{134}Cs/^{137}Cs$ 同位体比を利用することで、放射性物質の放出源の推定が試みられている。しかしながら Cs 同位体比は ^{134}Cs がガンマ線をカスケードで放出するためサム補正が不可欠で、得られた結果は慎重に取り扱う必要がある。本研究ではマップ事業で扱われた土壌を、トレーサビリティーに則り校正した高純度ゲルマニウム半導体検出器を用い再測定することで、$^{134}Cs/^{137}Cs$ 同位体比の公表値について妥当性を検討した。

2. 実験方法

マップ事業で採取した土壌のうち、特に福島第一原発に近く、放射能濃度が大きく、かつ公表されている値から算出した Cs 同位体比が異なる 5 地点を選択し、再測定を行なった。カウント数によるデータのゆらぎを極力減少させるため、スペクトル解析ソフト上で ^{134}Cs のネットカウントが 3 万カウント以上になるよう積算した。また得られたスペクトルを標準体積線源から得た校正曲線と、解析ソフトに装備された P/T 校正機能を用い、ガンマ線スペクトロメトリー公定法に準拠した方式で ^{134}Cs および ^{137}Cs 濃度を算出した。

3. 結果・考察

本研究で取り扱った土壌のうち 1 地点を除き、公表値と再測定値では大きな差は認められなかった。また 1 地点につき 5 試料採取されている試料で、公表値の同位体比にばらつきが見られていたが、再測定によって、一定値に収束することが確認された。公表値と異なる値を示した地点の試料は、再測定によって隣接する他地点の公表値に近い値を示した。マップ事業では多くの研究機関が参加し、速やかなデータ提出を求められたが、公表されている値から得られる Cs 同位体比は概ね信頼できることが確認された。したがって公表値から算出した Cs 同位体比は放射性物質の放出源推定に使用可能と示唆された。

参考文献

[1] K. Saito et al., J. Environ. Radioact. 139 pp308-319, 2015

---

*Yukihiko Satou[1], Kazuki Matsuo[2] , Tatsuya Ishii[2] and Keisuke Sueki[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]University of Tsukuba