Thu. Sep 14, 2017

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

9:30 AM - 10:45 AM JST | 12:30 AM - 1:45 AM UTC | Room A B11 - B1 Block

[2A01-05] Decontamination and Evaluation of Radiolysis Gas

Chair:Takeshi Tsukada (CRIEPI)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2A01] Development of decontamination technology for clearance of low level Uranium contained metal waste

Study of Uranium processing facility

*Takuji Fukuda[1], Yohei Saiki[1], Toyokazu Aoki[1], Kazunari Oguchi[1] (1. Nuclear Fuel Industries, Ltd.)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2A02] Development of the electrochemical decontamination system (2nd report)

*Masaki Ogawa[1], Kazuya Narumiya[1], Yohei Mitsuno[1], Masanori Kanda[1] (1. NGK INSULATORS,LTD.)

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

[2A03] Behavior of Radiolytic Gas in Zeolite Bed under Gamma-ray Irradiation

*Takafumi Motooka[1], Isao Yamagishi[1] (1. JAEA)

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

[2A04] Basic Study on Reduction of Hydrogen Concentration for Radioactive Waste Long-Term Storage Containers

(1)Experimental Plans

*Yota Suzuki[1], Yusei Tanaka[1], Hiep Nguyen H.[1], Gaku Takase[1], Yoshihisa Hiraki[1], Kazuyuki Takase[1], Isamu Kudo[2], Ryutaro Hino[3] (1. Nagaoka University of Technology, 2. Advan Eng, 3. Japan Atomic Energy Agency)

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

[2A05] Basic Study on Reduction of Hydrogen Concentration for Radioactive Waste Long-Term Storage Containers

(2)Development of hydrogen recombination catalyst using geopolymer

*Isamu Kudo[1], Shogo Taira[1], Keisuke Tanizawa[1], Taro Utsumi[2], Nobuhiro Oda[2], Hisayuki Suematsu[2], Kazuyuki Takase[2] (1. DAVAN ENG, 2. Nagaoka University of Technology)

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

10:45 AM - 12:00 PM JST | 1:45 AM - 3:00 AM UTC | Room A B11 - B1 Block

[2A06-10] Vitrification 1

Chair:Ippei Amamoto (JAEA)

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

[2A06] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

(39)A Basic research on the applicability of iron phosphate glass for low-level radioactive waste - Overview and plan of fused glass solidification with nuclides contamination -

*Fuminori Sato[1], Takahito Chaki[2], Yasuo Saito[1], Tsuyoshi Arai[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Shibaura Institute of Technology)

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

[2A07] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

(40)Improvement of vitrified solids of surrogate nuclides to the treated ion exchange resin

*Kouichi Ikeda[1], Takeshi Tsukada[1], Tsuyoshi Usami[1], Shizue Furukawa[1], Kazuyoshi Uruga[1] (1. criepi)

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

[2A08] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

(41)Evaluation of advanced borosilicate glasses chemical durabilities

*Kohei Owaku[1], satoshi yuuki[1], yoshiyuki miura[1], haruka tada[1], norio kanehira[1] (1. JAPAN NUCLEAR FUEL LIMITED)

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

[2A09] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

(42)Bottom drain test and synchrotron X-ray absorption analysis of iron phosphate glass sample containing simulated HLLW

*Yoshihiro Okamoto[1], Hidekazu Kobayashi[1], Takayuki Nagai[1], Hiromi Kobayashi[2], Masanobu Honma[2], Kazuya Hirono[2], Kiyoshi Hatakeyama[2], Hideaki Shiwaku[1] (1. JAEA, 2. E&E Techno Service Co. Ltd.)

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

[2A10] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

(43)Separation property of HLW adsorption glass for Mo and Zr recovery

*Hirohide Kofuji[1], Sou Watanabe[1], Ichiro Goto[1], Yasunori Miyazaki[1], Kazunori Nomura[1], Masayuki Takeuchi[1] (1. JAEA)

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

2:45 PM - 4:20 PM JST | 5:45 AM - 7:20 AM UTC | Room A B11 - B1 Block

[2A11-16] Vitrification 2

Chair:Tetsuo Fukasawa (HGNE)

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

[2A11] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

(44)Effect of bubbling and mechanical agitation on reduction of yellow phase

*Takeshi Tsukada[1], Kazuyoshi Uruga[1], Tsuyoshi Usami[1] (1. CRIEPI)

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

[2A12] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

(45)Facilitation of cold-cap reaction by powderization of feed glass

*Uruga Kazuyoshi[1], Takeshi Tsukada[1], Tsuyoshi Usami[1] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry)

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

[2A13] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

(46)Reaction of Platinoids in the cold cap

*Tsuyoshi Usami[1], Kazuyoshi Uruga[1], Takeshi Tsukada[1] (1. CRIEPI)

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

[2A14] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

(47)Noble Metal Descending Behavior in a Molten Glass - Observation of simulating fluid -

*Iku MIYASAKA[1], Midori UCHIYAMA[1], Kunihiko NAKANO[1], Hiroaki FUJIWARA[1] (1. IHI Corp.)

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

[2A15] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

(48)Noble Metal Descending Behavior in Molten Glass -Numerical Analysis of the Motion of Plumes Containing Noble Metal Particles-

*Shunji Homma[1], Tamaki Yoshikawa[1], Ryota Nakajima[1], Iku Miyasaka[2], Midori Uchiyama[2], Hiroaki Fujiwara[2] (1. Saitama University, 2. IHI)

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

[2A16] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

(49)Numerical modeling of behavior of noble metal particles in Joule heated glass melter

*Hiroaki Fujiwara[1], Hiroshi Ikai[1], Kunihiko Nakano[1], Syun-ichiro Ueno[1], Iku Miyasaka[1] (1. IHI)

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

4:20 PM - 5:25 PM JST | 7:20 AM - 8:25 AM UTC | Room A B11 - B1 Block

[2A17-20] Vitrification 3

Chair:Hirohide Kofuji (JAEA)

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

[2A17] Immobilization of strontium in porous glass

*Seo Uchimura[1], Kayo Sawada[1], Youichi Enokida[1] (1. Nagoya University)

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

[2A18] Examination and evaluation of iron phosphate glass composition aimed for high loading low radioactive waste liquid

*Takahito Chaki[1], Tsuyoshi Arai[2], Fuminori Sato[3], Yasuo Saito[3] (1. Shibaura Institute of Technology Graduate School, 2. Shibaura Institute of Technology , 3. Japan Atomic Enrgy Agency)

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

[2A19] Effect of Addition of Cs on Local Structure Around Zr in Iron Phosphate Glass

*Yuri Tajimi[1], Hirohide Kofuji[2], Sou Watanabe[2], Tetsuji Yano[3], Rikiya Kado[3], Haruaki Matsuura[1] (1. Tokyo City University, 2. Japan Atomic Energy Agency, 3. Tokyo Institute of Technology)

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

[2A20] Study on the performance of nuclides contamination gives to the substance formation in the iron phosphate glass

*Masahiro Mouri[1], Takahito Chaki[1], Tsuyoshi Arai[2], Fuminori Sato[3], Yasuo Saito[3] (1. Shibaura Institute of Technology graduate school, 2. Shibaura Institute of Technology, 3. Japan Atomic Energy Agency)

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

5:25 PM - 6:30 PM JST | 8:25 AM - 9:30 AM UTC | Room A B11 - B1 Block

[2A21-24] Vitrification 4

Chair:Uruga Kazuyoshi (CRIEPI)

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

[2A21] Development of Recovery Process of Platinum-group Metals from HLLW for Stable Production and Volume Reduction of Homogeneous Vitrified Object

(24)Comprehensive evaluation of sorbent for separation of platimum group species

*Ippei AMAMOTO[1], Hidekazu KOBAYASHI[1], Yasuo AYAME[1], Takashi OHNISHI[1], Akiko KOSHIZAKA[2], Yoshio HASEGAWA[2], Yusuke INABA[3], Kazuo UTSUMI[3], Kenji TAKESHITA[3], Jun ONOE[4] (1. JAEA, 2. Art Kagaku, 3. Tokyo Tech, 4. Nagoya Univ.)

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

[2A22] Thermodynamic optimization of MoO_3 solubility in SiO_2-B_2O_3-Al_2O_3-CaO-Na_2O glass melts

*Toru Sugawara[1], Toshiaki Ohira[1], Kouhei Oowaku[2], Norio Kanehira[2] (1. Akita University, 2. Japan Nuclear Fuel Limited)

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

[2A23] Local Structure of Simulated Radioactive Wastes around Mo and Zr in Molten Borosilicate Glasses Including Vanadium

*Kei Shiina[1], Yuri Tazimi[1], Takafumi Uchiyama[1], Toshiaki Kakihara[2], Hidenori Kawashima[2], Haruaki Matsuura[1] (1. Tokyo City University, 2. IHI corpoation)

6:10 PM - 6:25 PM JST | 9:10 AM - 9:25 AM UTC

[2A24] Investigation of platinum group compounds generated in the vitrification process

(1)Synthetic experiments of ruthenium, rhodium, and glass frit

*Takayuki Nagai[1], Hidekazu Kobayashi[1], Yoshihiro Okamoto[1], Hideaki Shiwaku[1], Daisuke Akiyama[2], Nobuaki Sato[2] (1. JAEA, 2. IMRAM, Tohoku Univ.)

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

9:30 AM - 10:50 AM JST | 12:30 AM - 1:50 AM UTC | Room B B12 - B1 Block

[2B01-05] Light Water Reactor Behavior Under Accident Conditions 2

Chair:Kenji Kamiyama (JAEA)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2B01] Analysis of MCCI phenomena by MELCOR and SAMPSON codes

(1)Study on Debris Behaviors focused on Flow and Radiation immediately after Falling onto Cavity Floor

*Masashi Himi[1], Koetsu Ito[1], Yoshihiro Ide[1], Hidetoshi Morita[1], Koichi Nakamura[2] (1. Advancesoft co., 2. CRIEPI)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2B02] Analysis of MCCI phenomena by MELCOR and SAMPSON codes

(2)Simulation of the phenomena by use of MELCOR and SAMPSON codes

*Koetsu Ito[1], Masashi Himi[1], Yoshihiro Ide[1], Hidetoshi Morita[1], Kohichi Nakamura[2] (1. Advancesoft Corp., 2. CRIEPI)

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

[2B03] Fundamental experiment on the U-Zr-Gd-O molten corium solidification behavior

*ayako sudo[1], Igor Poznyak[2], Yuji Nagae[1], Toshio Nakagiri[1], Masaki Kurata[1] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Reserch Center Rez)

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

[2B04] Study on Molten Core Coolability under Precautionary Water Injection into Containment Vessel

(1)Development of Breakup Particle Agglomeration Model in JASMINE

Toshinori Matsumoto[1], Ryuhei Kawabe[1], Kohei Ajima[1], *Tomoyuki Sugiyama[1], Yu Maruyama[1] (1. JAEA)

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

[2B05] Study on Molten Core Coolability under Precautionary Water Injection into Containment Vessel

(2)Analysis by Improved Melt Spreading Model in JASMINE

Ryuhei Kawabe[1], Toshinori Matsumoto[1], Kohei Ajima[1], Tomoyuki Sugiyama[1], *Yu Maruyama[1] (1. JAEA)

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

10:50 AM - 11:55 AM JST | 1:50 AM - 2:55 AM UTC | Room B B12 - B1 Block

[2B06-09] Safety Assessment for Fast Reactors 1

Chair:Tomoyuki Sugiyama (JAEA)

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

[2B06] Experimental Study on Self-leveling Behavior of Debris Bed

Development of empirical correlation for bed high of mixed particles

*Ryo Miura[1], Humiya Matsuoka[1], Ngo Phi Manh[1], Phan Le Hoang Sang[1], Tatsuya Matsumoto[1], Wei Liu[1], Koji Morita[1] (1. Kyushu University)

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

[2B07] Applicability assessment of empirical correlations to the prediction of the distance for fragmentation of molten core materials in sodium

*Kenichi Matsuba[1], Mikio Isozaki[1], Junichi Toyooka[1], Kenji Kamiyama[1], Vladimir Zuev[2], Alexander Kolodeshnikov[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. NNC/RK)

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

[2B08] Studies on relocation behavior of molten core materials in the core disruptive accident of sodium-cooled fast reactors

(4)Effects of test conditions on dispersion and sedimentation of molten-metal in a shallow water pool

*Yuki Emura[1], Kenji Kamiyama[1], Ken-ichi Matsuba[1], Mikio Isozaki[1], Yuya Imaizumi[1] (1. JAEA)

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

[2B09] Studies on Relocation Behavior of Molten Core Materials in the Core Disruptive Accident of Sodium-cooled Fast Reactors

(5)A Behavior of a Heavy Metal Jet with Free Surface Conditon of MPS Method

*Mamoru Konomura[1], Kenji Kamiyama[2] (1. Univ. of Fukui, 2. JAEA)

General Meeting

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

[2B_GM] 「海外情報連絡会」第57回全体会議

[2B_GM] General Meeting

Planning Lecture | Technical division and Network：International Nuclear Information Network

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

[2B_PL] Current Energy Policy and Nuclear Energy in U.S.A.

Chair: Masahiro Hamamoto (Hitachi GE)

[2B_PL01] Current Energy Policy and Nuclear Energy in U.S.A.

*Ross Matzkin-Bridger[1,2] (1. Embassy of US, 2. US DOE, Japan Office)

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

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

[2B10-13] Safety Assessment for Fast Reactors 2

Chair:Mamoru Konomura (Univ. of Fukui)

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

[2B10] Study on In-Vessel Retention (IVR) of Unprotected Accident for Fast Reactor

(9)Uncertainty in Assessments of Initiating Phase in ULOF

*Kenichi Kawada[1], Shinya Ishida[1] (1. JAEA)

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

[2B11] Study on In-Vessel retention (IVR) of Unprotected Accident for Fast Reactor

(10)Evaluation of discharge amount of core fuel for Transition Phase in ULOF

*Hirotaka Tagami[1], Yoshiharu Tobita[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

[2B12] Study on In-Vessel Retention (IVR) of Unprotected Accident for Fast Reactor

(11)Best Estimate and Uncertainty Assessment of PAMR/PAHR Phase in ULOF

*Joji Sogabe[1], Yusaku Wada[1], Tohru Suzuki[1,2], Yoshiharu Tobita[1] (1. JAEA, 2. Tokyo City Univ.)

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

[2B13] Study on In-Vessel Retention (IVR) of Unprotected Accident for Fast Reactor

(12)Criticality Assessment of PAMR Phase in ULOF

*Shinya Ishida[1], Yoshiharu Tobita[1] (1. JAEA)

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

3:45 PM - 4:30 PM JST | 6:45 AM - 7:30 AM UTC | Room B B12 - B1 Block

[2B14-16] Safety Measures for Sodium Facilities

Chair:Kenichi Matsuba (JAEA)

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

[2B14] Dismantling technology for large-scale sodium components used for a long time

(1)Behavior of impurity adhesion to sodium equipment

*Kazuhito SHIMOYAMA[1], Masato HAYAKAWA[1], Shigeaki SUZUKI[2], Hiroyuki MIYAKOSHI[1], Kuniaki ARA[1] (1. JAEA, 2. Ascend)

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

[2B15] Dismantling technology for large-scale sodium components used for a long time

(2)Adhesion behavior of sodium vapor in cover gas region

*Shigeaki SUZUKI[1], Masato HAYAKAWA[2], Kazuhito SHIMOYAMA[2], Ryota UMEDA[2], Eiichi YOSHIDA[2], Hiroyuki MIYAKOSHI[2] (1. Ascend, 2. JAEA)

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

[2B16] Dismantling technology for large-scale sodium components used for a long time

(3)Burning control for component with sodium deposits during air plasma cutting

*Masato HAYAKAWA[1], Shigeaki SUZUKI[2], Kazuhito SHIMOYAMA[1], Ryota UMEDA[1], Eiichi YOSHIDA[1], Hiroyuki MIYAKOSHI[1] (1. JAEA, 2. Ascend)

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：305-1 Design and Manufacturing of Reactor Components and Transportation Vessel/Storage Facility

4:30 PM - 5:00 PM JST | 7:30 AM - 8:00 AM UTC | Room B B12 - B1 Block

[2B17-18] Design of Reactor Equipment

Chair:Takeshi Sonoda (CRIEPI)

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

[2B17] Structural Integrity Assessment of the Advanced Reactor Internals under Flow-Induced Loads for the Further Enhancement of Safety of a PWR Plant

*Hirokazu Sugiura[1], Shigeyuki Watanabe[1], Akihisa Iwasaki[1], Hideyuki Morita[1], Koji Maeta[1], Keisuke Matsuyama[1], Daisuke Kanamori[2] (1. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 2. Kansai Electric Power co., Inc.)

4:45 PM - 5:00 PM JST | 7:45 AM - 8:00 AM UTC

[2B18] Development of cross fin heat exchanger for nuclear power plant

*Hisaharu Sakae[1] (1. IHI)

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：305-2 Operational Management, Inspection and Maintenance of Reactor

5:00 PM - 6:30 PM JST | 8:00 AM - 9:30 AM UTC | Room B B12 - B1 Block

[2B19-24] Structural Inspection and Testing

Chair:Keijiro Hirose (CRIEPI)

5:00 PM - 5:15 PM JST | 8:00 AM - 8:15 AM UTC

[2B19] Development of nondestructive inspection for concrete structures
(1)Experimental study

*Hiroaki Fujiyoshi[1], Ryota Ogawa[1], Takashi Matsunaga[1], Mitsuyuki Sagisaka[1], Yoshihiro Isobe[1] (1. Nuclear Fuel Industries ltd.)

5:15 PM - 5:30 PM JST | 8:15 AM - 8:30 AM UTC

[2B20] Development of nondestructive inspection for concrete structures
(2)Theoretical studies using the finite element method

*Ryota Ogawa[1], Hiroaki Fujiyoshi[1], Takashi Matsunaga[1], Mitsuyuki Sagisaka[1], Yoshihiro Isobe[1] (1. Nuclear Fuel Industries LTD.)

5:30 PM - 5:45 PM JST | 8:30 AM - 8:45 AM UTC

[2B21] Development of an inspection system for integrity and construction quality of bolts based on hammering test using AE sensor

*MITSUYUKI SAGISAKA[1], TAKASHI MATSUNAGA[1], HIROAKI FUJIYOSHI[1], RYOTA OGAWA[1], YOSHIHIRO ISOBE[1] (1. Nuclear Fuel Industries, ltd.)

5:45 PM - 6:00 PM JST | 8:45 AM - 9:00 AM UTC

[2B22] Sizing characteristics of defect length on ferromagnetic material surface by eddy current testing
Comparison between calculated and experimental results

*Noriyasu Kobayashi[1], Souichi Ueno[1], Daisuke Matsukawa[1], Fumikazu Morikawa[1], Tomoki Fujita[1], Takashi Kasuya[1], Kentaro Tsuchihashi[1] (1. Toshiba)

6:00 PM - 6:15 PM JST | 9:00 AM - 9:15 AM UTC

[2B23] Development of nondestructive inspection for steel rod and pipe 4

*Takashi Matsunaga[1], Hiroaki Fujiyoshi[1], Ryota Ogawa[1], Mitsuyuki Sagisaka[1], Yasuhumi Ukai[2], Yoshihiro Isobe[1] (1. Nuclear Fuel Industries ltd., 2. Atree, Inc)

6:15 PM - 6:30 PM JST | 9:15 AM - 9:30 AM UTC

[2B24] Material Test and Bursting Test of Used Rupture Disk in Monju

*Shoichi ICHIKAWA[1], Kenji ITO[1], Fumitsugu WAKIMOTO[1], Kohei TONE[1], Yusuke WATANABE[1], Takanori KOBAYASHI[1], Ryoichi UEKURA[1] (1. JAEA)

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

9:30 AM - 11:05 AM JST | 12:30 AM - 2:05 AM UTC | Room C Open Hall - B1 Block

[2C01-06] PRA 1

Chair:Akio Gofuku (Okayama Univ.)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2C01] The Progress of PRA for Tokai No.2 Power Station

(1)HRA evaluation results of Tokai No.2 Power Station during Power Operation (Level1)

*Haruka Inoue[2], Masaru Yamanaka[1], Atsuo Ikeda[2], Takayuki Negishi[2] (1. The Japan Atomic Power Company, 2. Nuclear Enginnering And Service Company)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2C02] Study for upgrading of Human Reliability Analysis

(1)Development of HRA Guide adopting concept of "Narrative" for Qualitative Analysis

*Yukihiro Kirimoto[1], Hiromichi Miura[1], Akihiko Nagasaka[1], Kenichi Kanda[1], Kazuma Abe[2] (1. CRIEPI, 2. Tohoku-EPCO)

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

[2C03] Study for upgrading of Human Reliability Analysis

(2)A Concept of Human Failure Events Database

*Akihiko Nagasaka[1], Yuuko Hirotsu[1], Hisao Shibue[1], Hiromichi Miura[1], Yukihiro Kirimoto[1] (1. CRIEPI)

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

[2C04] Examination about utilization of multi agent system for probabilistic risk assessment

*Kenichi Kanda[1], Kazuma Abe[1], Hiromichi Miura[1], Tomoaki Yoshida[1] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry)

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

[2C05] Study on Method of Dynamic Multi-Unit Probabilistic Risk Assessment Considering Influences in Multiple Units

*Yuki Nakano[1], Satoshi Takeda[1], Takanori Kitada[1] (1. Graduate School of Engineering Osaka Univ.)

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

[2C06] Quantitative Analysis on Off-site Emergency Management on Multi-unit Site Under Severe Accident Condition

*SUNGHYON JANG[1], Akira Yamaguchi[1] (1. The University of Tokyo)

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

11:05 AM - 12:10 PM JST | 2:05 AM - 3:10 AM UTC | Room C Open Hall - B1 Block

[2C07-10] PRA 2

Chair:Tatsuya Itoi (Univ. of Tokyo)

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

[2C07] Study on PRA Methodology for Seismic Induced Tsunami Event

(1)Evaluation of Seismic Induced Tsunami Event Using DQFM Method

*HIROHISA YAMAKAWA[1], Hitoshi Muta[1], Ken Matsumoto[1], Yuki Kameko[1], Takayuki Negishi[2], Atsuo Ikeda[2], Hidekazu Suwa[2], Hiroto Matsumoto[2] (1. Tokyo City Univ., 2. Nuclear Engineering and Services Co.)

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

[2C08] Study on PRA Methodology for Seismic Induced Tsunami Event

(2)The Comparison of MCS Methodology and DQFM Methodology

*Hidekazu Suwa[1], Takayuki Negishi[1], Atsuo Ikeda[1], Hiroto Matsumoto[1], Hitoshi Muta[2], Ken Muramatsu[2], Hirohisa Yamakawa[2] (1. Nuclear Engineering and Services Co., 2. Tokyo City Univ.)

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

[2C09] Development of a fragility evaluation methodology for the Tsunami PRA

*Takanori Togashi[1], Takeshi Kunimasa[1], Keigo Maehara[1], Ryusuke Haraguchi[2] (1. THE KANSAI ELECTRIC POWER CO.,INC., 2. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.)

11:50 AM - 12:05 PM JST | 2:50 AM - 3:05 AM UTC

[2C10] Evaluation of Annual Probability of Tornado Missile Strike on Arbitrary Horizontal and Vertical Plates

*Yuzuru Eguchi[1], Takahiro Murakami[1], Soichiro Sugimoto[1], Yasuo Hattori[1], Hiromaru Hirakuchi[1] (1. CRIEPI)

Planning Lecture | Board and Committee：Standards Committee 3 -Nuclear Safety Evaluation Committee

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

[2C_PL] Significance and Overview of Basic Safety Principles on Earthquake Engineering for Nuclear Power Plants

Chair: Tsuyoshi Takada (Univ. of Tokyo)

[2C_PL01] The Objective and Scope of Basic Safety Principles on Earthquake Engineering for NPP

*Tsuyoshi Takada[1] (1. Univ. of Tokyo)

[2C_PL02] Overview of Basic Safety Principles on Earthquake Engineering for NPP

*Takashi Takata[1] (1. JAEA)

[2C_PL03] Consideration on Practical Application

*Shigeru Fujimoto[1] (1. Kanagawa Univ.)

[2C_PL04] Comprehensive Discussion

*Tsuyoshi Takada[1] (1. Univ. of Tokyo)

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

2:45 PM - 4:25 PM JST | 5:45 AM - 7:25 AM UTC | Room C Open Hall - B1 Block

[2C11-16] PRA 3

Chair:Sunghyon Jang (Univ. of Tokyo)

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

[2C11] Development of Internal Flood Level 1 PRA Model for Light Water Reactor

*Tamio Koriyama[1], Kotaro Sakata[1], Yoshikane Hamaguchi[1], Tomomichi Itoh[1] (1. S/NRA/R)

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

[2C12] The Progress of PRA for SHIKA NPS unit2

(2)PRA evaluation results of SHIKA NPS unit2 during shutdown state(Level1)

*Shinichi Hamatani[1,2], Mutsuhiro Nakada[1], Toshihiro Aida[1], Daisuke Suimon[1], Keigo Morita[1], Takayuki Negishi[2], Atsuo Ikeda[2], Junya Masuko[2] (1. Hokuriku Electric Power Co., 2. Nuclear Engineering and Services Co.)

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

[2C13] KK-6,7 project Internal Event Operating Level 1 PRA Model Sophistication Progress Report

(1)Project summary

*ryota tomiyasu[1], chikahiro sato[1], hiroshi abe[1], masanori takeuchi[2], toshinobu kita[2], yoshihiro ooyama[2] (1. TEPCO SYSTEMS CORPORATION, 2. Tokyo Electric Power Company Holdings,Inc.)

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

[2C14] KK-6,7 project Internal Event Operating Level 1 PRA Model Sophistication Progress Report

(2)Identification Initiating Event and Estimation of Frequency

*Keisuke Maeda[1], Ryouta Tomiyasu[1], Natsuki Shiraishi[1], Chikahiro Sato[1], Hiroshi Abe[1], Masanori Takeuchi[2], Toshinobu Kita[2], Yoshihiro Ooyama[2] (1. TEPSYS, 2. TEPCO HD)

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

[2C15] KK-6,7 project Internal Event Operating Level 1 PRA Model Sophistication Progress Report

(3)Analysis of Accident Sequence

*Shohei Yamagishi[1], Shunsuke Tanno[1], Teruyoshi Sato[1], Chikahiro Sato[1], Hiroshi Abe[1], Masanori Takeuchi[2], Toshinobu Kita[2], Yoshihiro Ooyama[2] (1. TEPSYS, 2. TEPCO)

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

[2C16] KK-6,7 project Internal Event Operating Level 1 PRA Model Sophistication Progress Report

(4)Evaluation of Interinfluence between Adjacent Units

*Shuhei Matsunaka[1], Hiroshi Abe[1], Manabu Watanabe[2], Yoshihiro Oyama[2] (1. TEPCO SYSTEMS, 2. TEPCO)

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

4:25 PM - 6:20 PM JST | 7:25 AM - 9:20 AM UTC | Room C Open Hall - B1 Block

[2C17-23] Fukushima Nuclear Accident

Chair:Shunsuke Uchida (IAE)

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

[2C17] Our lesson based on the information on background and process of Tsunami height evaluation at before the Fukushima Daiich nuclear accident.

*Yoshitaka Yoshida[1], Takeshi Matsuoka[1], Takashi Sawada[1], Genki Yagawa[1], Naoto Sekimura[1], Ayao Tsuge[1], Hideki Nariai[1], Masaki Shiratori[1], Hiroshi Miyano[1], Hiroyuki Kameda[1] (1. Working Group on Fukushima Nuclear Accident, Science Council of Japan)

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

[2C18] Analysis of Plant Data Measured at Fukushima-Daiichi NPP Unit 3

Estimated Mechanism of PCV Pressure Variation during the expected MCCI phase

*IKKEN SATO[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

[2C19] Study on ascertaining and analyzing reactor core status by MAAP code

(17)In-depth analysis for Unit-2 accident progression using MAAP code

*Yuki Nakamura[1], Yoshihiro Kojima[1], Naoki Shinji[1] (1. IRID/Toshiba)

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

[2C20] Study on ascertaining and analyzing reactor core status by MAAP code

(18)In-depth analysis for Unit-3 accident progression using MAAP code

*Yoshihiro Kojima[1], Yuki Nakamura[1], Naoki Shinji[1] (1. Toshiba)

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

[2C21] Evaluation method using material analysis of specimen in plasma heating experiment

(1)Outline of evaluation method using material analysis of specimen in plasma heating experiment

*Yuta Abe[1], Toshio Nakagiri[1], Ikken Sato[1], Natsuko Nakano[2], Hidenobu Yamaguchi[3], Shinichiro Maruyama[4] (1. Japan Atomic Energy Agency (JAEA), 2. Kaken, 3. Nissan ARC, 4. SUMITOMO MITSUI CONSTRUCTION)

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

[2C22] Evaluation method using material analysis of specimen in plasma heating experiment

(2)Application possibility of materials analysis and LIBS using the plasma basics heating experiment

*Tomohiko Kawakami[1], Abe Yuta[2], Fabio Spaziani[1], Nakano Natsuko[1], Toshio Nakagiri[2] (1. Kaken, 2. Japan Atomic Energy Agency)

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

[2C23] Evaluation method using material anaiysis of specimen in plasma heating experiment

(3)Cutting of Simulated Fuel Assembly Heating Examination by AWJ

*Shinichiro Maruyama[1], Yuta Abe[2], Toshio Nakagiri[2], Satoshi Watatani[1], Yuji Takashima[3] (1. SUMITOMO MITSUI CONSTRUCTION, 2. Japan Atomic Energy Agency(JAEA), 3. NISSIN KIKO)

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

9:40 AM - 12:00 PM JST | 12:40 AM - 3:00 AM UTC | Room D B31 - B3 Block

[2D01-09] System Development and Evaluation

Chair:Ken-Ichi Tanaka (IAE)

9:40 AM - 9:55 AM JST | 12:40 AM - 12:55 AM UTC

[2D01] Experimental Evaluation of Estimation method of Radioactive Concentration

*Yasushi Nagumo[1], Takahiro Tadokoro[1], Yuichiro Ueno[1], Toshihisa Tsukiyama[2], Hideki Yamai[2], Takashi Kitahara[2] (1. Hitachi, Ltd., Research & Development Group, Center for Technology Innovation-Energy, 2. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

9:55 AM - 10:10 AM JST | 12:55 AM - 1:10 AM UTC

[2D02] Comparison of Arising Radioactive Wastes among Decommissioning Scenarios For a Small Research Reactor

*Anggoro Septilarso[1], Daisuke Kawasaki[1], Satoshi Yanagihara[1] (1. University of Fukui)

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

[2D03] Study on concrete permeation calculation for decommissioning (2)

Calculation of composition sensitivity coefficient

*Riku Nakamura[1], Ken-ichi Tanaka[2,1], Satoshi Chiba[1] (1. Tokyo Tech, 2. The Institute of Applied Energy)

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

[2D04] Development of 3-dimensional induced activity evaluation method for PWR

*Kazuro Hiromoto[1], Tomohiro Ogata[1], Takashi Muramatsu[1,3], Shouzou Komori[2] (1. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 2. Kyushu Electric Power Co., Inc., 3. Japan Nuclear Safety Institute)

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

[2D05] Evaluation of cross contamination in decontaminating concrete plate contaminated with radioactivity

*Kohei Urabe[1], Kazuyuki Torii[1], Motoyuki Asada[1], Norikazu Kinoshita[1] (1. Shimizu Corporation)

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

[2D06] Development of manpower estimation models for decommissioning activities

*Ryota Sugimoto[1], Daisuke Kawasaki[1], Satoshi Yanagihara[1] (1. University of Fukui)

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

[2D07] Development of dismantling sequence generation system based on 3D model components of machine

Development of decommissioning engineering technology

*Atsuko Enomoto[1], Hiroshi Seki[1], Takuya Yoshida[1], Mitsutaka Imamura[2], Takashi Kitahara[2], Junya Tahata[2] (1. Hitachi, Ltd., Research & Development, 2. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

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

[2D08] Integration of Knowledge Management Support System for the Decommissioning of Nuclear Facilities

(8)The Outcomes of Knowledge Management Support System

*Yasuyoshi TARUTA[1,2], Yasuaki Kato[2], Satoshi Yanagihara[1], Yukihiro Iguchi[1,2], Masashi Tezuka[2], Yuya Koda[2], Koichi Kitamura[2], Riichiro Mizoguchi[3] (1. Univ. Fukui, 2. JAEA, 3. JAIST)

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

[2D09] A study on Evaluation of project management data in "Fugen" decommissioning

*Yuya kouda[1], Masashi tezuka[1], Satoshi yanagihara[2] (1. Fugen Decommissioning Engineering center, 2. University of Fukui)

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

2:45 PM - 4:20 PM JST | 5:45 AM - 7:20 AM UTC | Room D B31 - B3 Block

[2D10-15] Development for Fuel Debris Treatment 1

Chair:Satoshi Yanagihara (Fukui Univ.)

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

[2D10] Development of Fuel Debris Canister

(1)Outline of Collection, Transfer and Storage of Fuel Debris

*Toshihiro Matsuoka[1], Hideaki Uchiyama[2], Chihiro Narazaki[3], Manabu Ueno[4] (1. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 2. International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 3. TOSHIBA CORPORATION, 4. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

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

[2D11] Development of Fuel Debris Canister

(2)Specification of Fuel Debris Canister

*Yasuhiro Tomiita[1], Hideaki Uchiyama[2], Toshihiro Matsuoka[1], Chihiro Narazaki[3], Manabu Ueno[4] (1. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 2. International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 3. TOSHIBA CORPORATION, 4. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

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

[2D12] Development of Fuel Debris Canister

(3)Evaluation of Fuel Debris Condition in a Canister for Criticality Safety

*Seiji Yamamoto[3], Hideaki Uchiyama[1], Toshihiro Matsuoka[2], Tetsuro Takeshita[3], Chihiro Narazaki[3], Yoshiki Ida[3], Manabu Ueno[4] (1. International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 2. International Research Institute for Nuclear Decommissioning / Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 3. International Research Institute for Nuclear Decommissioning / TOSHIBA CORPORATION, 4. International Research Institute for Nuclear Decommissioning / Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

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

[2D13] Development of Fuel Debris Canister

(4)Drop Test of Canister

*Yoshiharu Kikuchi[4], Hideaki Uchiyama[1], Toshihiro Matsuoka[2], Chihiro Narazaki[3], Nodoka Miyamoto[4], Kazuma Hirosaka[4], Noboru Saito[4], Manabu Ueno[4] (1. International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 2. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 3. TOSHIBA CORPORATION, 4. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

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

[2D14] Development of Fuel Debris Canister

(5)Verification Test of Impact Limiter

*Noboru Saito[4], Hideaki Uchiyama[1], Toshihiro Matsuoka[2], Chihiro Narazaki[3], Nodoka Miyamoto[4], Kazuma Hirosaka[4], Yoshiharu Kikuchi[4], Manabu Ueno[4] (1. International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 2. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 3. TOSHIBA CORPORATION, 4. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

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

[2D15] Development of Fuel Debris Canister

(6)Evaluation of Drop Test by Static Numerical Simulation

*Kazuma Hirosaka[4], Hideaki Uchiyama[1], Toshihiro Matsuoka[2], Chihiro Narazaki[3], Nodoka Miyamoto[4], Noboru Saito[4], Yoshiharu Kikuchi[4], Manabu Ueno[4] (1. International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 2. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 3. TOSHIBA CORPORATION, 4. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

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

4:20 PM - 6:30 PM JST | 7:20 AM - 9:30 AM UTC | Room D B31 - B3 Block

[2D16-23] Development for Fuel Debris Treatment 2

Chair:Hiroshi Masaki (IRID/TOSHIBA)

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

[2D16] Development of Fuel Debris Canister

(7)Measurement of Hydrogen Production Amount by Gamma-Radiolysis of Water

*Nodoka Miyamoto[4], Hideaki Uchiyama[1], Toshihiro Matsuoka[2], Chihiro Narazaki[3], Yoshiharu Kikuchi[4], Manabu Ueno[4], Yoichi Wada[4] (1. International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 2. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 3. TOSHIBA CORPORATION, 4. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

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

[2D17] Development of Fuel Debris Canister

(8)Analytical Evaluation of Hydrogen Production Amount by Gamma-Radiolysis of Water

*Yoichi Wada[4], Hideaki Uchiyama[1], Toshihiro Matsuoka[2], Chihiro Narazaki[3], Nodoka Miyamoto[4], Yoshiharu Kikuchi[4], Manabu Ueno[4] (1. International Research Institute for Nuclear Decommissioning , 2. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 3. TOSHIBA CORPORATION, 4. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

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

[2D18] Development of Fuel Debris Canister

(9)Measurement of Quantity of Hydrogen by Radiolysis of Concrete Component Water under γ-Ray Irradiation

*Taisuke Tsukamoto[2], Hideaki Uchiyama[1], Toshihiro Matsuoka[2], Yasuhiro Tomiita[2], Takayuki Hase[2], Chihiro Narazaki[3], Manabu Ueno[4] (1. International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 2. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 3. TOSHIBA CORPORATION, 4. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

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

[2D19] Development of Fuel Debris Canister

(10)Examination of Corrosion Resistance for Canister Candidate Material

*Kosuke Inaba[1], Hideaki Uchiyama[2], Ikumasa Koshiro[1], Kenji Sato[1], Toshihiro Matsuoka[1], Yasuhiro Tomiita[1], Chihiro Narazaki[3], Manabu Ueno[4] (1. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 2. International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 3. TOSHIBA CORPORATION, 4. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

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

[2D20] Development of an immersion ultrasonic imaging method for the shape reconstruction of nuclear fuel debris

*Toshiya Kono[1], Kazushi Kimoto[1], Hiroshige Kikura[2] (1. OKAYAMA Univ., 2. Tokyo Institute of Technology)

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

[2D21] Fuel debris recovery plan that constantly carries out critical measures at Fukushima Daiichi Power Station

Continuous collection of fuel debris by boron crystal blasting

*Haruo Morishige[1] (1. Fukushima Nuclear Accident Contermeasures Review Group)

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

[2D22] Study of Pre-treatment of defueling Fuel Debris for drying storage

Evaluation of Drying characteristic focused on form of Fuel Debris

*Seiya Suzuki[1], Nobuo Okamura[1], Masayuki Watanabe[1], Kenji Koizumi[1] (1. International Research Institute for Nuclear Decommissioning(Japan Atomic Energy Agency))

6:05 PM - 6:20 PM JST | 9:05 AM - 9:20 AM UTC

[2D23] Development of simultaneous measurement for multi isotopes by ICP-QQQ-MS

*Maho Iwasaki[1], Soich Sato[1], Naoya Kaji[1] (1. IRID(JAEA))

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

9:30 AM - 10:35 AM JST | 12:30 AM - 1:35 AM UTC | Room E B32 - B3 Block

[2E01-04] Phase Change

Chair:Ayako Ono (JAEA)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2E01] On Improvement of Pool Boiling Heat Transfer coefficient by Honeycomb Porous plate

*Shoji Mori[1], Ryuta Yanagisawa[1], Kunito Okuyama[1] (1. Yokohama National university)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2E02] Mechanism of the flashing phenomena induced by microwave heating

*Shunya Fujita[1], Yutaka Abe[1], Akiko Kaneko[1], Tomohisa Yuasa[1], Tomoomi Segawa[2], Yoshikazu Yamada[2] (1. University of tsukuba, 2. Japan Atomic Energy Agency)

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

[2E03] Study on Cooling Process of High-Temperature Body Using Nanofluids

*Yutaro Umehara[1], Tomio Okawa[1], Koji Enoki[1], Wei Liu[2] (1. UEC, 2. KYUSHU Univ.)

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

[2E04] The impacts of scale effect on heat transfer and momentum transport on steam-water interface of a supersonic steam injector.

*Masaya Fujishiro[1], Yutaka Abe[1], Akiko Kaneko[1] (1. University of tsukuba)

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

10:35 AM - 12:00 PM JST | 1:35 AM - 3:00 AM UTC | Room E B32 - B3 Block

[2E05-09] Thermal Hydraulics Simulation 1

Chair:Tatsuya Hazuku (Tokyo Univ. of Marine Sci. and Tech.)

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

[2E05] Development of evaluation method on thermal stratification by cavity flow in a vertical branch pipe with elbow and horizontal section

Measurement and understanding of thermal hydraulics phenomena about thermal stratification

*Yoshiteru Komuro[1], Atsushi Kodama[1], Keiichi Hori [1], Hironori Noguchi[1], Yoshiyuki Kondo[1], Koichi Tanimoto[1] (1. MHI)

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

[2E06] Development of evaluation method on thermal stratification by cavity flow in a vertical branch pipe with elbow and horizontal section

Development of evaluation method for cavity flow penetration depth

*Atsushi Kodama[1], Yoshiteru Komuro[1], Keiichi Hori[1], Hironori Noguchi[1], Yoshiyuki Kondo[1], Koichi Tanimoto[1] (1. MHI)

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

[2E07] Numerical analysis of the bubble condensation on subcooled flow boiling

*Shintaro Sakamoto[1], Hiroki Ohori[1], Koji Enoki[1], Tomio Okawa[1] (1. UEC)

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

[2E08] Numerical simulation for steam-air mixture flow and wall condensation heat transfer in a circular tube

*Yoichi Utanohara[1], Michio Murase[1] (1. INSS)

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

[2E09] Submergence behavior of liquid jet falling into a shallow pool

Comparison of detailed simulation and results of visualization in a simplified system

*Fumihito Kimura[1], Hiroyuki Yoshida[2], Akiko Kaneko[1], Yutaka Abe[1] (1. University of Tsukuba, 2. Japan Atomic Energy Agency)

Planning Lecture (Free Entry) | Board and Committee：Ethics Committee

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

[2E_PL] Ethics of nuclear power stakeholders necessary to prepare for disasters

Chair: Tomohito Nakano (TOSHIBA)

[2E_PL01] Safety Enhancement of Tomari NPP based on the New Regulatory Guide

*Atsushi Yamada[1] (1. HEPCO)

[2E_PL02] Lesson and Learn of Fukushima Daiichi NPP Accident and Regulatory Comparison between Japan and US

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

[2E_PL03] Nuclear safety measures from the view point of ethics

*Kyoko Oba[1] (1. JAEA)

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

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

[2E10-14] Thermal Hydraulics in Fast Reactor 1

Chair:Yoshihisa Nishi (CRIEPI)

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

[2E10] Thermal-hydraulic numerical evaluation for thermal striping of sodium-cooled fast reactor

Study on applicability of temperature fluctuation intensity estimation method to triple parallel jets sodium test

*Masaaki Okano[1], Hiroyuki Sakamoto[2], Tomoaki Ogata[2], Hironori Nakamura[3], Kazuhiro Oyama[3], Osamu Watanabe[3], Masaaki Tanaka[4], Hiroyuki Ohshima[4] (1. MHI, 2. MHI NSE, 3. MFBR, 4. JAEA)

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

[2E11] Study on Gas Entrainment in Sodium Cooled Fast Reactors, 11;

Applicability of Vortex Model Based Evaluation on Vortex Type Gas Entrainment

*Toshiki Ezure[1], Kei Ito[2], Yuri Kameyama[3], Masaaki Tanaka[1], Akikazu Kurihara[1], Hiroyuki Ohshima[1] (1. JAEA, 2. Kyoto Univ., 3. NDD Corp.)

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

[2E12] A Study on Cooling Process of Decay Heat Removal Systems in a Reactor Vessel of Sodium-cooled fast Reactor by Scaled Water Experiments

Flow Visualization Experiments Simulating Operation of Decay Heat Removal Systems under a Severe Accident

*Ayako Ono[1], Akikazu Kurihara[1], Masaaki Tanaka[1], Hiroyuki Ohshima[1], Yasuhiro Miyake[2], Masami Ito[4], Shigeru Nakane[3] (1. JAEA, 2. NDD, 3. NESI, 4. ASCEND)

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

[2E13] Study on splashing phenomenon of liquid jet collision

*Yi Zhan[1], Naoki Oya[1], Koji Enoki[1], Tomio Okawa[1], Mitsuhiro Aoyagi[2], Shuji Ohno[2], Takashi Takata[2] (1. UEC Univ., 2. JAEA)

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

[2E14] Study on coolant behavior in damaged core of sodium-cooled fast reactor

(1)Measurement of gas-liquid two-phase flow in a simulated debris bed

*Daisuke Ito[1], Milka Rivera Nava[1], Kei Ito[1], Yasushi Saito[1], Mitsuhiro Aoyagi[2], Kenichi Matsuba[2], Kenji Kamiyama[2] (1. KURRI, 2. JAEA)

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

4:05 PM - 5:10 PM JST | 7:05 AM - 8:10 AM UTC | Room E B32 - B3 Block

[2E15-18] Thermal Hydraulics in Fast Reactor 2

Chair:Masaki Morishita (JAEA)

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

[2E15] Development of multi-level, multi-scenario simulation systems for sodium cooled fast reactor
(1)Overall plan for development of simulations systems

*Hiroyuki Ohshima[1], Takashi Takata[1], Norihiro Doda[1], Shin Kikuchi[1], Nobuyoshi Koga[2], Yoshihiro Deguchi[3] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Hiroshima University, 3. Tokushima University)

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

[2E16] Development of multi-level, multi-scenario simulation systems for sodium cooled fast reactor
(2)Conceptual design of multi-level simulation system and development plan

*Norihiro Doda[1], Hideo Araseki[1], Kunihiko Nabeshima[1], Takashi Takata[1], Masaaki Tanaka[1], Hiroyuki Ohshima[1] (1. JAEA)

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

[2E17] Development of multi-level, multi-scenario simulation systems for sodium cooled fast reactor
(3)Conceptual design of multi-scenario simulation system and development plan

*Takashi Takata[1], Kei Ito[1], Akhirio Uchibori[1], Mitsuhiro Aoyagi[1], Hiroyuki Ohshima[1] (1. JAEA)

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

[2E18] Development of multi-level, multi-scenario simulation systems for sodium cooled fast reactor
(4)Experimental database construction for code V&V

*Shin Kikuchi[1], Akikazu Kurihara[1], Nobuyoshi Koga[2], Yoshihiro Deguchi[3], Takashi Takata[1], Hiroyuki Ohshima[1] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Hiroshima University, 3. Tokushima University)

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

5:10 PM - 6:30 PM JST | 8:10 AM - 9:30 AM UTC | Room E B32 - B3 Block

[2E19-23] Equipments for Accidents

Chair:Hiroyuki Yoshida (JAEA)

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

[2E19] Developement of Passive Debris Cooling System

(5)Evalutation of phase diagrama of debris-refractory layer component (UO_2-ZrO_2-Zr)

*Yuya Takahashi[1], Satoru Kuboya[1], Yoshiro Nishioka[1], Isao Sakaki[2], Tadashi Fujii[3], Takafumi Tsuji[4] (1. Toshiba, 2. Retired Toshiba, 3. Hitachi-GE Nuclear Energy, 4. Chubu Electric Power)

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

[2E20] Development of Passive Debris Cooling System

(6)Erosion Resistance of Heat Resistant Materials by Molten Debris

*Satoru Kuboya[1], Yuya Takahashi[1], Yoshiro Nishioka[1], Isao Sakaki[2], Tadashi Fujii[3], Takafumi Tsuji[4] (1. Toshiba, 2. Retired Toshiba , 3. Hitachi-GE Nuclear Energy, 4. CHUBU Electric Power Co.)

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

[2E21] Developement of Passive Debris Cooling System

(7)Applicability evaluation of Heat Resistant Materials

*YOSHIRO NISHIOKA[1], HIDEKI HORIE[1], SATORU KUBOYA[1], TAKAHASHI TAKAHASHI[1], MIKA TAHARA[1], TAKAHUMI TSUJI[2], TADASHI FUJII[3] (1. TOSHIBA, 2. CHUBU Electric Power, 3. HITACHI-GE Nuclear Energy)

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

[2E22] Evaluation of cooling capability of isolation condenser under accident conditions

(1)Analyses for Fukushima Daiichi Unit 1

*Yasunori YAMAMOTO[1], Masayoshi MORI[1], Tadashi NARABAYASHI[1], Yuki KURA[1], Go CHIBA[1] (1. Hokkaido University)

6:10 PM - 6:25 PM JST | 9:10 AM - 9:25 AM UTC

[2E23] Evaluation of cooling capability of isolation condenser under accident conditions

(2)Experiments simulating isolation condenser at high pressure and temperature

*Masayoshi MORI[1], Yasunori YAMAMOTO[1], Tadashi NARABAYASHI[1], Yuki KURA[1], Go CHIBA[1] (1. Hokkaido University)

Oral presentation | I. General Issues：General Issues

9:30 AM - 10:35 AM JST | 12:30 AM - 1:35 AM UTC | Room F C214 - C Block

[2F01-04] Nuclear Energy policy

Chair:Masafumi Akiyoshi (OPU)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2F01] An Approach to the Fundamental Aspect of Energy and the Art of Commissioning

(6)The Essence of the Speech at the Fourth Memorial Party of Ex-manager Masao Yoshida

*Kazuo Watanabe[1] (1. WNR-Cx Watanabe Lab.)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2F02] Public Policies Building of Energy Security

(3)Study on a consensus building process of the Atomic Energy Policy post the Fukushima accident

*Yuko Koito[1], Akira Yamaguchi[1], Sunghyon Jang[1] (1. Tokyo Univ.)

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

[2F03] Investigation of Enhancement in Nuclear Energy Acceptability of Japan

*Toshikazu Yano[1] (1. Yano Environment and Energy Research Institute)

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

[2F04] Proposal of a new nuclear fuel cycle

*Tadao Takahashi[1] (1. FBR Senior research Laboratory)

Oral presentation | I. General Issues：General Issues

10:35 AM - 12:00 PM JST | 1:35 AM - 3:00 AM UTC | Room F C214 - C Block

[2F05-09] Nuclear Non-proliferation & Nuclear Security

Chair:Hironobu Unesaki (Kyoto Univ.)

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

[2F05] Interface between Safety and Security

Training simulator for sabotage protection

*Mitsutoshi Suzuki[1], Yo Nakamura[1], Yoshiki Kimura[1], Kazuyuki Demachi[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. The University of Tokyo)

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

[2F06] Study on Discrimination Methodology for Material Attribution in Nuclear Forensics

(3)Study on Material Discrimination based on Nuclear Material Particle Shape

*Yoshiki Kimura[1], Nobuo Shinohara[1], Tetsuya Matsumoto[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. AYUU)

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

[2F07] A study on how to simultaneously promote and strengthen nuclear nonproliferation and nuclear security

(2)Synergy effect for nuclear security

*kazunori suda[1], ryo shimizu[1], makiko tazaki[1], hiroshi tamai[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

[2F08] A study on how to simultaneously promote and strengthen nuclear nonproliferation and nuclear security

(3)Effective utilization of NMAC (Nuclear material accounting and control)

*Makiko TAZAKI[1], Kazunori SUDA[1], Ryo SHIMIZU[1], Hiroshi Tamai[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

[2F09] A study on how to simultaneously promote and strengthen nuclear nonproliferation and nuclear security

(4)NMAC Application properties consideration to MOX fuel fabrication facility

*simizu ryo[1], tazaki makiko[1], tamai hiroshi[1], suda kazunori[1] (1. JAEA, ISCN, Policy Research Office)

General Meeting

12:00 PM - 1:00 PM JST | 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room F C214 - C Block

[2F_GM] 「核不拡散，保障措置，核セキュリティ連絡会」第19回全体会議

[2F_GM] General Meeting

Planning Lecture | Technical division and Network：Nuclear Non-Proliferation, Safeguard, Nuclear Security Network

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

[2F_PL] International Trends and Challenges regarding Nuclear Non-proliferation and Nuclear Security

Chair: Hironobu Unesaki (Kyoto Univ.)

[2F_PL01] Efforts to implement non-proliferation through security trade control and sanctions imposed by UN

*Kazuto Suzuki[1] (1. Hokkaido Univ.)

[2F_PL02] Readiness for Nuclear Terrorism

Nuclear Forensics Framework in Advanced Nations

*Hiroshi Tamai[1] (1. JAEA)

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

2:45 PM - 4:40 PM JST | 5:45 AM - 7:40 AM UTC | Room F C214 - C Block

[2F10-16] Thermal Hydraulics at Accidents

Chair:Yasuo Koizumi (JAEA)

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

[2F10] Experiments on Influences of Injecting Seawater and Boric Acid under Severe Accident Conditions

(7)Boiling concentration of sea water and blockage with precipitated salt in 5x5 bundle geometry

*Masahiro Furuya[1] (1. CRIEPI)

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

[2F11] Experiments on influences of injecting seawater and boric acid under severe accident conditions

(8)Characterization of salt deposit layer growth and cladding temperature of heated rod bundles

*miyuki akiba[1], akitoshi hotta[1], retsu kojo[1] (1. NRA)

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

[2F12] Evaluation of Fission Product Release during the NPP Severe Accident

(19)Improvement of Molybdenum Release Model in the SAMPSON Code

Ayumi Itoh[1], *Hidetoshi Karasawa[1], Marco Pellegrini[1], Masanori Naitoh[1] (1. Institute of Applied Energy)

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

[2F13] Evaluation of Fission Product Released during the NPP Sevier Acccident

(20)Evaluation of Cs Deposition Distribution in the Primary Circuit by Phebus FPT1 Test Analysis

*Hidetoshi Karasawa[1], Ayumi Itoh[1], Marco Pellegrini[1], Masanori Naitoh[1] (1. The Institute of Applied Energy)

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

[2F14] Study on the influence of internal structures of reactor containment vessel on density stratified layer erosion during a severe accident

*Satoshi Abe[1], Masahiro Ishigaki[1], Yasuteru Sibamoto[1], Taisuke Yonomoto[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

[2F15] The CIGMA facility experiment on containment vessel outer surface cooling

Effect of initial gas composition (2)

*Masahiro Ishigaki[1], Satoshi Abe[1], Yasuteru Sibamoto[1], Taisuke Yonomoto[1] (1. JAEA)

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

[2F16] Study on Air Ingress Phenomena during a Depressurization Accident of VHTR

(2)Discussion on Onset Time of Natural Circulation

*Tetsuaki Takeda[1] (1. University of Yamanashi)

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

4:40 PM - 6:30 PM JST | 7:40 AM - 9:30 AM UTC | Room F C214 - C Block

[2F17-23] Filter and Scrubbing 1

Chair:Hide Okada (IAE)

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

[2F17] Development of a high efficiency multi-nuclide aerosol filters for radiation protection during a process of cutting core

(4)Investigation of Raduation Protection Technology based on the capture test

*Tadashi Narabayashi[1], Akinori Ishii[1], Yuta Watanabe[1], Go Chiba[1], Yasunori Yamamoto[1], Masanobu Sato[2], Takao Masuda[1] (1. Hokkaido Univ., 2. Tohoku Univ.)

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

[2F18] Depelopment of a high efficiency muiti-nuclide aerosol filters for radiation protection during a process of cutting core

(5)Improvement of Decontamination Factor by using steam injection

*Yuta Watanabe[1], Tadashi Narabayashi[1], Akinori Ishii[1], Yasunori Yamamoto[1], Go Chiba[1], Takao Masuda[1], Masanobu Sato[2] (1. Hokkaido University, 2. Tohoku University)

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

[2F19] Development of a high efficiency multi-nuclide aerosol filters for radiation protection during a process of cutting core

(6)Measurement of Iodomethane diffusivity within MFI and FAU type Zeolite

*Noriki Hayakawa[1], Yuta Nakasaka[2], Yuta Ishizu[3], Takuya Yoshikawa[2], Takao Masuda[2] (1. Hokkaido University Graduate School of Chemical Sciences and Engineering, 2. Hokkaido University Graduate School of Engineering , 3. Hokkaido University Faculty of Engineering)

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

[2F20] Development of a High Efficiency Multi-nuclide Aerosol Filters for Radiation Protection during a Process of Cutting Core

(7)Evaluation of Sorption Performance of Methyl Iodine by Silver doped Zeolite under Steam Environment

*Daisuke Akiyama[1], Yutaka Masaki[1], Nobuaki Sato[1], Akira Kirishima[1], Tadashi Narabayashi[2] (1. Tohoku univ., 2. Hokkaido univ.)

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

[2F21] Development of a high efficiency multi-nuclide aerosol filters for radiation protection during a process of cutting core

(8)Development of a simple tool to estimate radioactivity trapped by filter element

*Go Chiba[1], Akinori Ishii[1], Tamotsu Kozaki[1], Tadashi Narabayashi[1], Nobuaki Sato[2] (1. Hokkaido university, 2. Tohoku university)

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

[2F22] Development of a high efficiency multi-nuclide aerosol filters for radiation protection during a process of cutting core

(9)Estimation of radioactivity of short half-lived fission product nuclides trapped by filter element

*Akinori Ishii[1], Go Chiba[1], Tamotsu Kozaki[1], Tadashi Narabayashi[1], Yasunori Yamamoto[1] (1. Hokkaido Univ.)

6:10 PM - 6:25 PM JST | 9:10 AM - 9:25 AM UTC

[2F23] Development of Evaluation Method for Decontamination Performance of Venturi Scrubber Based on Mechanistic Two-phase Flow Model

(1)Understanding of Two-phase Flow behavior by Water-air and Water-vapor Visualization Experiments

*Shinichiro Uesawa[1], Naoki Horiguchi[1], Takayuki Suzuki[1], Mitsuhiko Shibata[1], Hiroyuki Yoshida[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：301-1 Reactor Physics, Utilization of Nuclear Data, Criticality Safety

9:30 AM - 10:35 AM JST | 12:30 AM - 1:35 AM UTC | Room G C213 - C Block

[2G01-04] Code Development and Varidation 2

Chair:Takeshi Mitsuyasu (HGNE)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2G01] Small nuclear reactor for dispersed power systems

5)reactivity control method of the solid-moderator core with burnable poisons

*Rei Kimura[1], Satoshi Wada[1] (1. Toshiba)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2G02] Coupled analysis of neutronics and thermal-hydraulics for Lead Fast Reactor with RELAP5

*Koichi Yoshimura[1], Van Rooijen[1], Riho Horita[1] (1. UNIVERSITY OF FUKUI)

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

[2G03] Verification and validation of the TRACE/PARCS code

Analysis of the SPERT-III Experiments by TRACE/PARCS code (Cold-statrup, hot-standby, and operating power conditions)

*Tatsuya Fujita[1], Tomohiro Sakai[1] (1. S/NRA)

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

[2G04] Development of Three-dimensional Transport Code GENESIS

(3)Analysis of Kobayashi 3D Benchmark Problem

*Akio Yamamoto[1], Akinori Giho, Tomohiro Endo[1] (1. Nagoya University)

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：301-1 Reactor Physics, Utilization of Nuclear Data, Criticality Safety

10:35 AM - 11:55 AM JST | 1:35 AM - 2:55 AM UTC | Room G C213 - C Block

[2G05-09] Analysis Method Development 1

Chair:Kazuki Kirimura (MHI)

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

[2G05] Supercritical transient analysis in hypothetical fuel debris by multi-region approach based on integral kinetic model

*Delgersaikhan Tuya[1], Toru Obara[2] (1. Department of Nuclear Engineering, Tokyo Institute of Technology, 2. Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology)

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

[2G06] Nuclear reactor one-point kinetic calculations with explicit model of fission product nuclides

*Koji Katagiri[1], Go Chiba[1], Tadashi Narabayashi[1] (1. Hokkaido Univ.)

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

[2G07] Analysis of ICPP criticality accident by Quasi-steady-state method taking into account change in uranium concentration during boiling

*Tomoaki Watanabe[1], Yuichi Yamane[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

[2G08] Investigation of burnup calculations using Optimally-Weighted Predictor Corrector Method

*Shintaro Okumura[1], Go Chiba[1], Tadashi Narabayashi[1] (1. Hokkaido Univercity)

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

[2G09] An Investigation of the Core Neutronics Analysis Conditions for Evaluation of Burnup Nuclear Characteristics of Next-Generation Fast Reactors

(2)The Core Neutronics Analysis Conditions for Evaluation of Fuel Assembly Power Distribution and Maximum Linear Power Density

*Kazuo Takino[1], Kazuteru Sugino[1], Shigeo Ohki[1] (1. JAEA)

General Meeting

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

[2G_GM] 「炉物理部会」第47回全体会議

[2G_GM] General Meeting

Planning Lecture | Technical division and Network：Reactor Physics Division

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

[2G_PL] Rolling of the R&D road map in reactor physics

Chair: Akio Yamamoto (Nagoya Univ.)

[2G_PL01] Rolling strategy of the road map and vision/mission of reactor physics

*Yosuke Miki[1] (1. TEPSYS)

[2G_PL02] Overview of updated road map (systems and facilities)

*Kenji Yokoyama[1] (1. JAEA)

[2G_PL03] Overview of updated road map (human resources and technical issues)

*Kazuki Kirimura[1] (1. MHI)

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：301-1 Reactor Physics, Utilization of Nuclear Data, Criticality Safety

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

[2G10-13] Analysis Method Development 2

Chair:Tomoaki Watanabe (JAEA)

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

[2G10] Development of collision probability method based on Mesh to Mesh computation (9)

Application of combination method with IC method to cylindrical system

*Tetsuo Matsumura[1] (1. CRIEPI)

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

[2G11] Research on a neutron transport calculation method based on IGA

*Willem Van Rooijen[1], Riho Horita[1] (1. Research Institute of Nuclear Engineering)

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

[2G12] Partial Current Discontinuity Factors via JFNK in HIRE-Theoretic Multigroup Transport Equations

*Nam Zin Cho[1], Seungsu Yuk[1], YuGwon Jo[1] (1. KAIST)

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

[2G13] Convergence Criterion in Monte Carlo Criticality Calculation based on Stochastic Differential Equation

*Taro Ueki[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：301-1 Reactor Physics, Utilization of Nuclear Data, Criticality Safety

3:50 PM - 5:10 PM JST | 6:50 AM - 8:10 AM UTC | Room G C213 - C Block

[2G14-18] Criticality Control Technique Development 1

Chair:Kenya Suyama (JAEA)

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

[2G14] Study on container capacity limitations of remove fuel debris in defueling Fukushima Daiichi nuclear power station

(1)Effect of floor materials on the criticality of fuel debris leaked from a container during defueling work

*Kei Yoshioka[1], Naoyuki Takaki[1], Hiroki Takezawa[1], Toru Morikawa[1], Isamu Sato[1] (1. Tokyo City University)

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

[2G15] Study on container capacity limitations of removed fuel debris in defueling Fukushima Daiichi nuclear power station

(2)Criticality effect of deposition angle of fuel debris leaked from a container during defueling work

*Toru Morikawa[1], Kei Yoshioka[1], Naoyuki Takaki[1], Hiroki Takezawa[1], Isamu Sato[1] (1. Tokyo City University)

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

[2G16] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

(29)Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

*Makoto Nakano[1,2], Yasuhiro Harada[2,1], Yamato Hayashi[2,3], Yuuichi Morimoto[2,4] (1. MHI, 2. IRID, 3. Toshiba, 4. Hitachi GE)

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

[2G17] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

(30)Proposal of a statistical evaluation method for the criticality of the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

*Yuichi Morimoto[1,2], Masanori Akaike[1,2], Satoshi Takeo[1,2], Kazuya Ishii[1,2], Hiromi Maruyama[1,2,3] (1. IRID, 2. Hitachi GE, 3. NAIS)

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

[2G18] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

(31)Debris uncertainty on sub-criticality estimation with Feynman-alpha method

*Satoshi Wada[1,2], Kenichi Yoshioka[1,2], Shigeto Kikuchi[1,2] (1. IRID, 2. TOSHIBA)

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：301-1 Reactor Physics, Utilization of Nuclear Data, Criticality Safety

5:10 PM - 6:30 PM JST | 8:10 AM - 9:30 AM UTC | Room G C213 - C Block

[2G19-23] Criticality Control Technique Development 2

Chair:Kenya Suyama (JAEA)

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

[2G19] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

(32)Operation verification of Sub-criticality monitoring system using neutron source

*Shinya Kano[1,2], Mitsuru Oikawa[1,2], Hiroyuki Yazawa[1,2] (1. IRID, 2. Toshiba)

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

[2G20] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

(33)Study on Application of Y_{inf} Correlation Equation of Feynman-alpha Method to Sub-criticality

*Mikio TOKASHIKI[1], Shinya KANO[2,3], Satoshi WADA[2,3], Shigeto KIKUCHI[2,3] (1. Nuclear Fuel Industries, Ltd., 2. International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 3. TOSHIBA CORPORATION)

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

[2G21] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

(34)Criticality detection by virtual neutron capture method

*Takeshi Mitsuyasu[1,2], Aoyama Motoo[1,2], Yuichi Morimoto[1,2] (1. IRID, 2. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

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

[2G22] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

(35)Applicable confirmation examination of neutron detectors to radiation environment derived from the fuel assembly for subcritical multiplication factor monitor

*Koichi Okada[1,2], Hiroyuki Yazawa[1,3], Yuichi Morimoto[1,2], Takahiro Tadokoro[1,2], Yuichiro Ueno[1,2] (1. IRID, 2. Hitachi-GE, 3. TOSHIBA)

6:10 PM - 6:25 PM JST | 9:10 AM - 9:25 AM UTC

[2G23] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

(36)Neutron Multiplication Factor Estimation using Measured Data from PCV Gas Control System at Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Unit 1 (II)

*Masanori Akaike[1,2], Yuichi Morimoto[1,2], Satoshi Takeo[1,2], Hiromi Maruyama[1,2,3], Yu Toriyabe[1,2], Hideaki Matsumoto[4] (1. IRID, 2. Hitachi GE, 3. Present affiliation is NAIS, 4. TEPCO)

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

9:30 AM - 10:20 AM JST | 12:30 AM - 1:20 AM UTC | Room H C212 - C Block

[2H01-03] Nitrate and Nitrate Ion

Chair:Kiyoshi Fujisaki (NUMO)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2H01] Numerical simulation of nitrate evolution in nitrate polluted groundwater using the model of nitrate evolution (2).

*Tooru Abe[1], Fumio Hirano[2], Morihiro Mihara[2], Akira Honda[2] (1. J-CAL, 2. JAEA)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2H02] A study on the safety of geological disposal of nitrate-containing waste (part 2)

(1)The exothermic measurement of the simulated waste and modeling heat flux

*Keiji Hara[1], Kazutoshi Hasegawa[1], Osamu Tochiyama[1], Natsue Adachi[1], Akira Kirishima[2], Morihiro Mihara[3] (1. Nuclear Safety Research Association, 2. Tohoku Univ., 3. Japan Atomic Energy Agency)

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

[2H03] A study on the safety of geological disposal of nitrate-containing waste (part 2)

(2)Simulation study on the possibility of thermal reaction runaway after disposal

*Kosuke Nonaka[1], Fumio Hirano[2], Morihiro Mihara[2], Keiji Hara[3], Osamu Tochiyama[3] (1. Japan Nuclear Fuel Chemical Analysis, 2. Japan Atomic Energy Agency, 3. Nuclear Safety Research Association)

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

10:20 AM - 12:00 PM JST | 1:20 AM - 3:00 AM UTC | Room H C212 - C Block

[2H04-09] Cement

Chair:Hitoshi Owada (RWMC)

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

[2H04] In-situ experiment project on the chemical interaction among barrier materials

M-S-H precipitation by the reaction between sedimentary rock and alkali leachate in paleoseawater environment

*Satoru Miyoshi[1], Yukinobu Kimura[1], Urs Maeder[2], Veerle Cloet[3] (1. Obayashi Corporation, 2. University of Bern, 3. NAGRA)

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

[2H05] Study of the effects on surrounding rock and groundwater from shotcrete using low alkaline cement in Horonobe URL

*Masashi Nakayama[1], Reiko Okamoto[2], Mitsuyasu Shirase[2] (1. JAEA, 2. TAISEI CORPORATION)

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

[2H06] Evaluation of deterioration of hardened cement paste by interaction with groundwater

*Masahito Shibata[1], Kazuko Haga[1], Hideyuki Hokora[1], tsuneki ichikawa[2] (1. Taiheiyo Consultant Co.,Ltd, 2. Hokkaido University)

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

[2H07] Evaluation of decommissioning and waste management strategies for contaminated concrete structures

(1)Effects of microstructure on the diffusion behavior of Na^+ ions in hardened cement paste

*Kai Hashibe[1], Tamotsu Kozaki[2], Naoko Watanabe[2], Shingo Tanaka[2], Hiroaki Takiya[3], Naoya Hara[4] (1. Graduate School of Engineering Hokkaido University, 2. Faculty of Engineering Hokkaido University, 3. Japan Atomic Energy Agency, 4. Graduate School of Engineering, Tohoku University)

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

[2H08] Effect of sodium on thaumasite formation

*Hideyuki Hokora[1], Masahito Shibata[1], Haruka Takahashi[1], Shoichi Ogawa[1], Kazuko Haga[1] (1. Taiheiyo Consultant Co., Ltd.)

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

[2H09] Suppressing effect of fly ash on expansion of mortar due to delayed ettringite formation studied by solid-state NMR

*Sadayuki Watanabe[1], Toru Yoshino[1], Yuichiro Kawabata[2], Haruka Takahashi[3], Shoichi Ogawa[3] (1. TIRI, 2. PARI, 3. Taiheiyo Consultant Co., Ltd.)

Planning Lecture | Board and Committee：Public Information Committee

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room H C212 - C Block

[2H_PL] How to disseminate information to society as AESJ Activities of the Public Information Committee

Chair: Reiko Nunome (NUMO)

[2H_PL01] Current status and future issues of disseminating information from the Public Information Committee

*Mito Sagai[1] (1. CRIEPI)

[2H_PL02] Current status of Position Statement

Easy to understand and timeliness

*Ryuichi Yamamoto[1] (1. JAEA)

[2H_PL03] Open Discussion

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

2:45 PM - 4:05 PM JST | 5:45 AM - 7:05 AM UTC | Room H C212 - C Block

[2H10-14] Sorption Behavior

Chair:Tsutomu Sato (Hokkaido Univ.)

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

[2H10] Pa Solution Chemistry Study for Uranium Waste Management

(2)A Study on Hydrolysis of Pa Using ^{233}Pa Tracer

*Shinsuke Komori[1], Akira Kirishima[1], Daisuke Akiyama[1], Nobuaki Sato[1] (1. Tohoku Univ.)

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

[2H11] Sorption of Europium to Biotite Flakes under the condition of saline water

*Tomoyuki Toyota[1], Yuichi Niibori[1], Taiji Chida[1] (1. TOHOKU University)

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

[2H12] Effect of boric acid on radionuclides sorption on bentonite

*Takamitsu Ishidera[1], Yukio Tachi[1], Yosuke Akagi[2] (1. JAEA, 2. MMC)

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

[2H13] Time dependence of sorption and desorption behavior of iodine on cementitious materilals.

*Naoki Yoshii[1], Naoyuki Tamura[1], Noriyuki Sasaki[1], Yosuke Akagi[2], Keiichi Tsujimoto[2], Kohei Yamaguchi[2] (1. JAPAN NUCLEAR FUEL LIMITED, 2. MITSUBISHI MATERIALS CORPORATION)

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

[2H14] Study on sorption of alkali ions into the cementitious materials(2)

Effect of Al content in C-A-S-H

*Shuichi Harasawa[1], Kazuko Haga[1], Haruka Takahashi[1], Sadayuki Watanabe[2], Kazuo Yamada[3] (1. Taiheiyo Consultant.co.Ltd., 2. Tokyo Metropolitan Industrial Research Institute, 3. National Institute For Enviromental Studies)

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

4:05 PM - 4:55 PM JST | 7:05 AM - 7:55 AM UTC | Room H C212 - C Block

[2H15-17] Diffusion Behavior

Chair:Taiji Chida (Tohoku Univ.)

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

[2H15] Application of Stabilized Gold Nanoparticles in the Investigation of Transport in Natural Barriers

*Carlos Eduardo Ordonez[1], Shingo Tanaka[2], Naoko Watanabe[2], Tamotsu Kozaki[2] (1. Graduate School of Engineering Hokkaido University, 2. Faculty of Engineering Hokkaido University)

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

[2H16] Diffusion behavior of sulfate ion in compacted bentonite

*Kenya Kakuta[1], Shingo Tanaka[2], Naoko Watanabe[2], Tamotsu Kozaki[2] (1. Graduate School of Engineering Hokkaido University, 2. Faculty of Engineering Hokkaido University)

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

[2H17] Influence of carbonate to the diffusion of lanthanide elements in compacted bentonite

*Yuki Kakoi[1], Kazuyuki Fujii[1], Noriya Ookubo[1], Kazuya Idemitsu[1], Yaohiro Inagaki[1], Tatsumi Arima[1] (1. Kyushu Univ.)

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

4:55 PM - 6:30 PM JST | 7:55 AM - 9:30 AM UTC | Room H C212 - C Block

[2H18-23] Engineering

Chair:Masakazu Chijimatsu (HAZAMA ANDO)

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

[2H18] Study of Production Techniques of Bentonite Mixed Soil

(1)Mixing test by test mixer

*YASUSHI SATO[1], TOSHIMITSU ONISHI[1] (1. JDC corporation)

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

[2H19] Study of Production Techniques of Bentonite Mixed Soil

(2)Mixing test by real scale mixer

*Yoshiyuki Yamada[1], Yasushi Sato[1], Kazuhisa Kondo[1], Takahiro Suzuki[1], Yoshifumi Fujimoto[1] (1. JDC Corporation)

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

[2H20] Filling performance of backfill material composed of crushed rock and bentonite pellet

*hitoshi nakashima[1], Akira Saito[1], Ryoji Yahagi[1], Satohito Toguri[1] (1. shimizu Corporation)

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

[2H21] A Study on Evaluation of Elastic Properties in Unsaturated Compacted Bentonite by Ultrasonic Measurement

*Shun Kimura[1], Kazumi Kitayama[1], Hideharu Takahashi[1], Kazushi Kimoto[2], Katsuyuki Kawamura[1], Hiroshige Kikura[1] (1. Tokyo Tech., 2. Okayama Univ.)

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

[2H22] Development of monitoring related technologies in geological disposal

Effect of concrete and iron on wireless power transfer

*Chiaki Nagai[1], Kenji Inukai[1], Tatsuya Tanaka[1], Masato Kobayashi[2], Hiromitsu Yamakawa[2], Akinori Hasui[2], Kazuhiro Tsubono[2], Takehiro Imura[3], Yoichi Hori[3] (1. Obayashi Corporation, 2. Radioactive Waste Management Funding and Research Center, 3. The University of Tokyo)

6:10 PM - 6:25 PM JST | 9:10 AM - 9:25 AM UTC

[2H23] Study on Measuring Method of Mass of Scattering Objects during Falling Impact

*Atsushi Yoshida[1], Kosuke Namba[1] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry)

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

10:05 AM - 12:00 PM JST | 1:05 AM - 3:00 AM UTC | Room I C310 - C Block

[2I01-07] Stainless Steel

Chair:Terumitsu Miura (INSS)

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

[2I01] FY2016 investigation for improvement of evaluation methods of irradiation effects on reactor pressure vessel and core internals

(1)Through-wall distribution of microstructure and mechanical property of irradiated JRQ material

*Tomohiro Kobayashi[1], Kenji Nishida[1], Masato Yamamoto[1] (1. CRIEPI)

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

[2I02] FY2016 investigation for improvement of evaluation methods of irradiation effects on reactor pressure vessel and core internals

(2)Fracture toughness evaluation by miniature C(T) specimens on irradiated base metal and weld metal

*Masato Yamamoto[1], Yoshinori Hashimoto[1] (1. CRIEPI)

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

[2I03] FY2016 investigation for improvement of evaluation methods of irradiation effects on reactor pressure vessel and core internals

(3)Characterization of microstructural change on neutron irradiated type 316L stainless steel

*Yuichi Miyahara[1], Kenji Nishida[1], Siwei Chen[1], Katsuhiko Fujii[2], Yuji Kitsunai[3] (1. CRIEPI, 2. INSS, 3. NFD)

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

[2I04] Fundamental technology development for evaluation of thermally ageing embrittlement of stainless steel welds used as pressure boundaries in nuclear power plants

(1)Summary

*Yutaka Watanabe[1], Toshiaki Horiuchi[2], Satoshi Minamoto[3], Yoichi Takeda[1], Hiroshi Abe[1] (1. Tohoku University, 2. Hokkaido University of Science, 3. NIMS)

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

[2I05] Fundamental technology development for evaluation of thermally ageing embrittlement of stainless steel welds used as pressure boundaries in nuclear power plants

(2)Thermal aging behavior of stainless steel welds

*Hiroshi ABE[1], Yutaka Watanabe[1], Yoichi Takada[1], Toshiaki Horiuchi[2], Satoshi Minamoto[3] (1. Tohoku University, 2. Hokkaido University of Science, 3. NIMS)

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

[2I06] Fundamental technology development for evaluation of thermally ageing embrittlement of stainless steel welds used as pressure boundaries in nuclear power plants

(3)Development of prediction model for G phase precipitation

*Toshiaki Horiuchi[1], Satoshi Minamoto[2], Hiroshi Abe[3], Yoichi Takeda[3], Yutaka Watanabe[3] (1. Hokkaido University of Science, 2. National Institute for Materials Science, 3. Tohoku University)

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

[2I07] Fundamental technology development for evaluation of thermally ageing embrittlement of stainless steel welds used as pressure boundaries in nuclear power plants

(4)Development of spinodal decomposition prediction model

*Satoshi Minamoto[1], Yutaka Watanabe[2], Youichi Takeda[2], Hiroshi Abe[2], Toshiaki Horiuchi[3] (1. National Institute for Materials Science , 2. Tohoku Univ., 3. Hokkaido University of Science)

General Meeting

12:00 PM - 1:00 PM JST | 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room I C310 - C Block

[2I_GM] 「材料部会」第35回全体会議

[2I_GM] General Meeting

Planning Lecture | Technical division and Network：Materials Science and Technology Division

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room I C310 - C Block

[2I_PL] Study on Risk Management Technology for Equipment Materials during Decommissioning of Accident-damaged Nuclear Power Plants

Chair: Masahiro Yamamoto (JAEA)

[2I_PL01] Things we should consider and implement for Decommissioning of Accident-damaged Nuclear Power Plants

*Takayuki Aoki[1] (1. Tohoku Univ.)

[2I_PL02] Conceptual study of post-accident plant decommissioning from risk management perspective

*Hideaki Kiyoura[1] (1. IRID)

[2I_PL03] Corrosion risk in decommissioning reactors after nuclear accident

*Yutaka Watanabe[1] (1. Tohoku Univ.)

[2I_PL04] A trial of risk management education for decommissioning accident-damaged plant

*Kazunori Morishita[1] (1. Kyoto Univ.)

[2I_PL05] Panel discussion

*Toru Ogawa[1], Hiroshi Miyano[2] (1. JAEA, 2. Hosei Univ.)

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

2:45 PM - 5:25 PM JST | 5:45 AM - 8:25 AM UTC | Room I C310 - C Block

[2I08-17] SiC

Chair:Hirotatsu Kishimoto (Muroran Inst. of Tech.)

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

[2I08] R&D for introducing silicon carbide materials to safety improvement of BWR's core

(1)Suppression of silica dissolution from SiC using corrosion resistant coating in simulated BWR environments

*Ryo Ishibashi[1], Takao Kondo[1], Shinichiro Yamashita[2] (1. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., 2. Japan Atomic Energy Agency)

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

[2I09] R&D for introducing silicon carbide materials to safety improvement of BWRs core

(2)Plant transient analysis with SiC clad fuel

*Yutaka Takeuchi[1], Kazuo Kakiuchi[1], Sato Hisaki[1], Noriko Shirasu[2], Hiroaki Saito[2], Shinichiro Yamashita[2] (1. Toshiba Corporation, 2. JAEA)

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

[2I10] Severe accident analysis for core fuel with SiC cladding

(1)Evaluation by severe accident analysis code MAAP

*Hideki Horie[1], Yutaka Takeuchi[1], Fumie Sebe[1], Kenya Takiwaki[1], Kazuo Kakiuchi[1], Hisaki Sato[1] (1. Toshiba Corporation)

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

[2I11] Severe accident analysis for core fuel with SiC cladding

(2)Evaluation by nuclear thermal hydraulics analysis code TRACT^{TM}

*Kenya Takiwaki[1], Yutaka Takeuchi[1], Hideki Horie[1], Kazuo Kakiuchi[1], Hisaki Sato[1] (1. Toshiba Corporation)

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

[2I12] The feasibility study on SiC composite fuel cladding for the Accident Tolerant Fuel to the existing PWR plants

(1)Evaluations of influence on core neutronics characteristics

*Kazuya Yamaji[1], Kazuki Kirimura[1], Shinya Kosaka[1], Shinichiro Yamashita[2] (1. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 2. Japan Atomic Energy Agency)

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

[2I13] The feasibility study on SiC composite fuel cladding for the Accident Tolerant Fuel to the existing PWR plants

(2)Study on fuel rod behavior during operation

*Kenichiro Furumoto[1], Hideyuki Teshima[1], Seiichi Watanabe[1], Teruhisa Yamamoto[1], Shinichiro Yamashita[2], Noriko Shirasu[2], Hiroaki Saito[2] (1. MNF, 2. JAEA)

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

[2I14] The feasibility study on SiC composite fuel cladding for the Accident Tolerant Fuel to the existing PWR plants

(3)Study on fuel behavior during design base accident

*Seiichi Watanabe[1], Hideyuki Teshima[1], Kenichiro Furumoto[1], Masaaki Katayama[2], Shinichiro Yamashita[3] (1. MNF, 2. MHI, 3. JAEA)

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

[2I15] The feasibility study on SiC composite fuel cladding for the Accident Tolerant Fuel to the existing PWR plants

(4)Evaluations of severe accident tolerance for SiC

*Yoshinori Yamakoshi[1], Kazuki Kirimura[1], Shinya Kosaka[1], Shinichiro Yamashita[2] (1. Mitsubishi Heavy Industries, LTD., 2. Japan Atomic Energy Agency)

4:45 PM - 5:00 PM JST | 7:45 AM - 8:00 AM UTC

[2I16] Microstructure and Strength Properties of Bonding Interface of NITE-SiC/SiC by Active Metal Brazing

*Atsuki Yoshihara[1], Naofumi nakazato[1], Joon-Soo Park[2], Chika Nogiwa[1], Hirotatsu Kishimoto[1] (1. Muroran Institute of Technology, 2. Organization of Advanced Sustainability Initiative for Energy System/Materials)

5:00 PM - 5:15 PM JST | 8:00 AM - 8:15 AM UTC

[2I17] Role of irradiation defects in SiC on hydrothermal corrosion

*Sosuke Kondo[1], Yuki Maeda[2], Kazuhiro Fukami[2], Tatsuya Hinoki[1] (1. Institute of Advanced Energy, Kyoto University, 2. Department of Materials Science and Engineering, Kyoto University)

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

9:30 AM - 11:55 AM JST | 12:30 AM - 2:55 AM UTC | Room J C309 - C Block

[2J01-09] Breakage Prevention of Containment Vessel

Chair:Matsubara Shinichiro (MHI)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2J01] Development of Estimation Technology for Availability of Measure for Failure of Containment vessel in Sodium Cooled Fast Reactor

(17)Outline

*Masayoshi UNO[1], MItsuhiro AOYAGI[2], Tadashi WATANABE[1], Munemichi KAWAGUCHI[2], Ikuo YAMAMOTO[1], Daisuke DOI[2], Kei Itho[2], Hiroki YADA[2], Masanori ANDO[2] (1. Research Institute of Nuclear Engineering, University of Fukui, 2. Japan Atomic Energy Agency)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2J02] Development of Estimation Technology for Availability of Measure for Failure of Containment vessel in Sodium Cooled Fast Reactor

(18)Summary of Development of Detailed Numerical Simulation Methods for Sodium Fire

*Mitsuhiro Aoyagi[1], Takashi Takata[1], Shuji Ohno[1], Erina Hamase[1], Masayoshi Uno[2] (1. JAEA, 2. University of Fukui)

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

[2J03] Development of Estimation Technology for Availability of Measure for Failure of Containment Vessel in Sodium Cooled Fast Reactor

(19)Numerical analysis of sodium droplet combustion by VOF method

*Tadashi Watanabe[1] (1. Univ. Fukui)

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

[2J04] Development of Estimation Technology for Availability of Measure for Failure of Containment Vessel in Sodium Cooled Fast Reactor

(20)Summary of sodium-concrete reaction experiments

*Kawaguchi Munemichi[1], Miyahara Shinya[1], Uno Masayoshi[2] (1. JAEA, 2. Univ. of Fukui)

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

[2J05] Development of Estimation Technology for Availability of Measure for Failure of Containment vessel in Sodium Cooled Fast Reactor

(21)Examination of chemical reaction behavior of core debris-sodium-concrete interactions by thermodynamic calculation

*Ikuo YAMAMOTO[1], Masayoshi Uno[1], Shinya Miyahara[1] (1. University of Fukui)

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

[2J06] Development of Estimation Technology for Availability of Measure for Failure of Containment vessel in Sodium Cooled Fast Reactor

(22)Chemical reaction analysis of the hydrogen combustion by sodium vapor/mist ignition

*Daisuke DOI[1,2], Kei Ito[1], Hiroshi Seino[1], Shinya Miyahara[2], Masayoshi Uno[2] (1. JAEA, 2. Univ. of Fukui)

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

[2J07] Development of Estimation Technology for Availability of Measure for Failure of Containment vessel in Sodium Cooled Fast Reactor

(23)Numerical simulation of hydrogen combustion in containment vessel of fast reactor

*Kei Ito[1], Daisuke Doi[1], Takashi Takata[1], Masayoshi Uno[2] (1. JAEA, 2. Fukui Univ.)

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

[2J08] Development of Estimation Technology for Availability of Measure for Failure of Containment vessel in Sodium Cooled Fast Reactor

(24)Study on behaviors of boundary components until mechanical loss of function based on experiments and analyses

*Hiroki Yada[1], Masanori Ando[1], Kazuyuki Tsukimori[1,2], Masakazu Ichimiya[2], Yoshinari Anoda[2], Masayoshi Uno[2] (1. JAEA, 2. University of Fukui)

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

[2J09] Development of Estimation Technology for Availability of Measure for Failure of Containment Vessel in Sodium Cooled Fast Reactor
(25)Proposal of evaluation method of the limits of mechanical loss of function in the boundary components

*Masanori Ando[1], Hiroki Yada[1], Kazuyuki Tsukimori[1,2], Masakazu Ichimiya[2], Yoshinari Anoda[2], Masayoshi Uno[2] (1. JAEA, 2. University of Fukui)

General Meeting

12:00 PM - 1:00 PM JST | 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room J C309 - C Block
[2J_GM] 「新型炉部会」第15回全体会議

[2J_GM] General Meeting

Planning Lecture | Over view Report：Over View Report 2 - Research Committee on Safety Design Guidelines for Generation-IV Sodium-cooled Fast Reactor

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room J C309 - C Block
[2J_PL] Research Committee Report on Safety Design Guidelines for Generation-IV Sodium-cooled Fast Reactor

Chair: Akira Yamaguchi (Univ. of Tokyo)

[2J_PL01] Development Approach of Safety Design Guideline

*Takaaki Sakai[1] (1. Tokai Univ.)

[2J_PL02] Status of International Review

*Yasushi Okano[1] (1. JAEA)

[2J_PL03] Development of SDG on Structures, Systems and Components

*Shigenobu Kubo[1] (1. JAEA)

[2J_PL04] Design Concept conformed to Safety Design Guideline

*Yoshio Shimakawa[1] (1. MFBR)

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

2:45 PM - 4:05 PM JST | 5:45 AM - 7:05 AM UTC | Room J C309 - C Block

[2J10-14] Decommissioning of Monju

Chair:Yoshitaka Chikazawa (JAEA)

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

[2J10] Safety evaluations for MONJU during decommissioning phase

(1)Approach to safety evaluations during decommissioning phase

*Yoshitaka Fukano[1], Satoshi Futagami[1], Yasuhiro Enuma[1], Takayuki Suzuki[1], Ryodai Nakai[1], Makinori Ikeda[1] (1. JAEA)

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

[2J11] Safety evaluations for MONJU during decommissioning phase

(2)Conservative thermal evaluations on fuel integrity

*Takero Mori[1], Masutake Sotsu[1], Yuya Imaizumi[1], Kazuo Yoshimura[1], Yoshitaka Fukano[1] (1. JAEA)

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

[2J12] Safety evaluations for MONJU during decommissioning phase

(3)Evaluation of accidents during decommissioning phase

*Tetsuya Mouri[1], Rika Mitsumoto[1], Satoshi Futagami[1], Iwao Suse[1], Yasuhiro Enuma[1] (1. JAEA)

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

[2J13] Safety evaluations for MONJU during decommissioning phase

(4)Resistance to hazards during decommissioning phase

*Kazuaki Matsui[1], Kosuke Aizawa[1], Rika Mitsumto[1], Satoshi Futagami[1], Iwao Suse[1], Yasuhiro Enuma[1] (1. JAEA)

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

[2J14] Evaluation thermal resistance of electric instrumentation and installation for MONJU during decommissioning phase

*Sho Kawanago[1], Rika Mitsumoto[1], Satoshi Futagami[1], Iwao Suse[1], Yasuhiro Enuma[1] (1. JAEA)

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

4:05 PM - 5:25 PM JST | 7:05 AM - 8:25 AM UTC | Room J C309 - C Block

[2J15-19] Pump and Reactor Vessel of Na-cooled Reactor

Chair:Yuichi Ohtani (MHI)

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

[2J15] The results obtained from the 20 years of "Monju" plant data

(10)Effect of natural convection prevention plate in primary sodium pump(2)

*Tatsuya Morioka[1], hashidate ryuta[1], Sawazaki Hiromasa[1], Shiotani Hiroki[1], Kunogi Kosuke[1] (1. JAEA)

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

[2J16] The results obtained from the 20 years of "Monju" plant data

(11)the shaft sealing mechanism of primary sodium pump

*Ryuta Hashidate[1], Tatsuya Morioka[1], Hiromasa Sawazaki[1], Hiroki Shiotani[1], Ikuhito Obata[1], Takanori Kobayashi[1], Ryouichi Uekura[1], (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

[2J17] Preliminary Studies for Applicability related to the Large Reactor Vessel of Pool-type SFR

(1)Seismic Evaluation

*Masato Uchita[1], Koji Dozaki[1], Tetsuji Suzuno[2], Tsuyoshi Fukasawa[2], Hiroki Hayafune[3], Atsushi Katoh[3] (1. Japan Atomic Power Company , 2. Mitsubishi FBR Systems Inc., 3. Japan Atomic Energy Agency)

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

[2J18] Preliminary Studies for Applicability related to the Large Reactor Vessel of Pool-type SFR

(2)Thermal Hydraulic Analysis

*Hiroyuki Hagiwara[1], Osamu Watanabe[1], Kazuhiro Oyama[1], Masato Ando[1], Hiroyuki Ohshima[2], Hidemasa Yamano[3] (1. MFBR, 2. JAPC, 3. JAEA)

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

[2J19] Preliminary Studies for Applicability related to the Large Reactor Vessel of Pool-type SFR

(3)Thermal Transient Evaluation

*Yoshitaka Chikazawa[1], Shigenobu Kubo[1], Takayuki Miyagawa[2], Masao eto[3] (1. JAEA, 2. JAPC, 3. MFBR)

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

5:25 PM - 6:30 PM JST | 8:25 AM - 9:30 AM UTC | Room J C309 - C Block

[2J20-23] Decay Heat Removal and Na-cleaning

Chair:Masato Uchita (JAPC)

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

[2J20] Study on In-Vessel Coolability by Decay Heat Removal Systems in Sodium-cooled Fast Reactors

Preliminary Investigation of Experimental Requirements for A Sodium Test Apparatus with Different In-Vessel Direct Heat Exchangers

*Masaaki Tanaka[1], Katsunori Amano[1], Nobuyuki Ishikawa[1], Kunihiko Nabeshima[1], Hiroyuki Ohshima[1], Kazuhiro Oyama[2], Hironori Nakamura[2], Takashi Ichihara[2] (1. JAEA, 2. MFBR)

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

[2J21] PLANDTL-2 Experiment for Evaluation of Decay Heat Removal in Sodium-cooled Fast Reactors

Preliminary Confirmation Tests of Fundamental Performance at Steady and Transient Conditions

*Jun Kobayashi[1], Toshiki Ezure[1], Takamitsu Onojima[1], Ayako Ono[1], Akikazu Kurihara[1], Masaaki Tanaka[1], Hiroyuki Ohshima[1] (1. JAEA)

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

[2J22] Dry Cleaning Process Test for Fuel Assembly of Fast Reactor Plant System

(1)Sodium Test Loop Operation

*Yuichi Ohtani[1], Hideyuki Kudoh[1], Seiho Utsumi[1], Masako Tanaka[1], Atsushi Katoh[2], Yoshitaka Chikazawa[2], Keiichi Nagai[2], Kuniaki Ara[2], Masahiko Ohtaka[2], Akihiro Ide[3] (1. MHI, 2. JAEA, 3. MFBR)

6:10 PM - 6:25 PM JST | 9:10 AM - 9:25 AM UTC

[2J23] Dry Cleaning Process Test for Fuel Assembly of Fast Reactor Plant System

(2)Test Results and Prediction Evaluation of a Fuel Assembly

*Hideyuki Kudoh[1], Ohtani Yuichi[1], Seiho Utsumi[1], Masahide Hara[1], Atsushi Katoh[2], Yoshitaka Chikazawa[2], Keiichi Nagai[2], Kuniaki Ara[2], Masahiko Ohtaka[2], Akihiro Ide[3] (1. MHI, 2. JAEA, 3. MFBR)

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：404-3 Fuel Reprocessing

9:30 AM - 10:35 AM JST | 12:30 AM - 1:35 AM UTC | Room K N301 - N Block

[2K01-04] Pyroprocessing

Chair:Shimada Takashi (MHI)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2K01] Development of Innovative Nuclear Waste Burning System by Fast Reactor Cycle Using Pu Metallic Fuel with MA

(11)Electro-refining test of high-content-Zr TRU metal fuel (2)

*Takashi Omori[1], Hitoshi Nakamura[1], ryosuke Miura[1], Yasushi Tsuboi[1], Kazuo Arie[1], Masatoshi Iizuka[2], Tsuyoshi Murakami[2] (1. Toshiba Corporation, 2. Central Research Institute of Electric Power Industry)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2K02] Development of Innovative Nuclear Waste Burning System by Fast Reactor Cycle Using Pu Metallic Fuel with MA

(12)Study on Removal of Rare-earth Fission Products from Spent Salt by Precipitation

*Koichi Uozumi[1], Masatoshi Iizuka[1], Yoshiharu Sakamura[1], Takashi Omori[2] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry, 2. Toshiba Corporation)

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

[2K03] Co-precipitation for U and Pu onto Solid Cathode by Electrorefining in molten salt

*Kohei Tada[1], Shinichi Kitawaki[1], Yoshiharu Sakamura[2], Tsuyoshi Murakami[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Central Research Institute of Electric Power Industry)

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

[2K04] An electrochemical study on recovery of selenium dissolved in molten $CaCl_2$

*Yoshiharu Sakamura[1], Tsuyoshi Murakami[1], Koichi Uozumi[1] (1. CRIEPI)

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：404-3 Fuel Reprocessing

10:35 AM - 11:55 AM JST | 1:35 AM - 2:55 AM UTC | Room K N301 - N Block

[2K05-09] Minor actinides recovery

Chair:Yoshiharu Sakamura (CRIEPI)

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

[2K05] Single step MA recovery process using CMPO-HDEHP/SiO_2-P adsorbent

(1)Ln(III) elution process

*Tomoaki Sakurai[1], Ryoji Abe[1], Yuya Katai[2], Haruaki Matsuura[2], Tuyoshi Arai[3], Sou Watanabe[4], Yuichi Sano[4], Masayuki Takeuchi[4] (1. Shibaura Institute of Technology Graduate School, 2. Tokyo City University, 3. Shibaura Institute of Technology, 4. Japan Atomic Energy Agency)

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

[2K06] Single step MA recovery process using CMPO-HDEHP/SiO2-P adsorbent

(2)Structual analysis of complex

*Yuya Katai[1], Haruaki Matsuura[1], Tomoaki Sakurai [2], Tsuyoshi Arai[2], Sou Watanabe[3] (1. Tokyo City University, 2. Shibaura Institute of Technology, 3. Japan Atomic Energy Agency)

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

[2K07] Depending on the degree of crosslinking of the Sty-DVB carrier, Changes in adsorption / elution characteristics

*Ena Pe[1], Tsuyoshi Arai[2,4], Sou Watanabe[3], Yuichi Sano[3], Masayuki Takeuti[3], Kohei Nagosi[3], Ryoji Abe[4] (1. Tokyo Institute of Technology Graduate School, 2. Shibaura Institute of Technology, 3. Japan Atomic Energy Agency, 4. Shibaura Institute of Technology Graduate School)

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

[2K08] Examination of Novel Extractants for MA separation

*Hideya Suzuki[1], Yasuhiro Tsubata[1], Yasutoshi Ban[1], Mitsunobu Shibata[1], Tatsuya Kurosawa[1], Tomohiro Kawasaki[1], tatsuro matsumura[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

[2K09] Influence of gamma-radiolysis of MA separation agent of HONTA on extraction performance

*Tomohiro Toigawa[1], Hideya Suzuki[1], Yasutoshi Ban[1], Sho Ishii[1], Tatsuro Matsumura[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

Planning Lecture | Technical division and Network：Reprocessing and Recycle Technology Division

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

[2K_PL] Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation From Viewpoint of Reprocessing and Recycling

Chair: Masaki Ozawa (JST, Tokyo Tech)

[2K_PL01] Overview of ImPACT Program

*Reiko Fujita[1] (1. JST)

[2K_PL02] Separation and Recovery of LLFP from High-level Liquid Wastes

*Yuji Sasaki[1] (1. JAEA)

[2K_PL03] Dissolution of Vitrified Wastes through Electrolytic and Chemical Reduction

*Kazuhito Asano[1] (1. Toshiba)

[2K_PL04] Dissolution of Vitrified Wastes through High-temperature Reactions

*Hiromichi Takebe[1] (1. Ehime Univ.)

[2K_PL05] Wet Processing of Vitrified Wastes in Acidic Solutions

*Koichiro Takao[1] (1. Tokyo Tech)

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：404-3 Fuel Reprocessing

2:45 PM - 3:35 PM JST | 5:45 AM - 6:35 AM UTC | Room K N301 - N Block

[2K10-12] Recovery of U, Pu, Th

Chair:Koichi Uozumi (CRIEPI)

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

[2K10] Thermostability of Cyclic Urea Derivatives for Selective Precipitation of Uranium(VI)

*Keisuke Nishimura[1], Tomoya Suzuki[2], Masanobu Nogami[1], Yasuhisa Ikeda[2] (1. Graduate School of Science and Engineering Research, Kindai University, 2. Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Tokyo Institute of Technology)

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

[2K11] Fundamental Study on Simple Reprocessing Method for Spent Thorium Fuels by Using Uranium-Selective Precipitant

(3)Precipitation Behavior of Tetravalent Metal Ions upon Contact with Double-Headed 2-pyrrolidone Derivatives

*Hiroyuki Kazama[1], Satoru Tsushima[2,3], Yasuhisa Ikeda[1], Koichiro Takao[1] (1. LANE, Tokyo Tech, 2. HZDR, 3. WRHI, Tokyo Tech)

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

[2K12] Development of extraction apparatus for the co-processing process

(1)Evaluation of extraction performance with the changes of O/A ratio in centrifugal contactor

*Atsushi Sakamoto[1], Yuichi Sano[1], Masayuki Takeuchi[1], Masayuki Watanabe[1], Kenji Koizumi[1] (1. JAEA)

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：404-3 Fuel Reprocessing

3:35 PM - 4:10 PM JST | 6:35 AM - 7:10 AM UTC | Room K N301 - N Block

[2K13-14] Separation of Fission Products

Chair:Koichi Uozumi (CRIEPI)

3:35 PM - 3:50 PM JST | 6:35 AM - 6:50 AM UTC

[2K13] Temperature Effects on Extraction Behavior of Platinum Group Metals, Mo, and Zr in HNO_3(aq)-IL Biphasic Systems

*Soma Kono[1], Hiroyuki Kazama[2], Koichiro Takao[2], Tsuyosi Arai[3] (1. Shibaura Institute of Technology Graduate College, 2. Tokyo Institute of Technology, 3. Shibaura Institute of Technology)

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

[2K14] Adsorption behavior of Mo (VI) and Zr (IV) onto impregnated non-woven material

*Ryoji ABE[1], Tsuyoshi ARAI[2], Sou Watanabe[3], Yuichi SANO[3], Masayuki TAKEUCHI[3] (1. Shibaura institute of technology Graduate School, 2. Shibaura institute of technology, 3. Japan Atomic Energy Agency)

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：404-3 Fuel Reprocessing

4:10 PM - 5:15 PM JST | 7:10 AM - 8:15 AM UTC | Room K N301 - N Block

[2K15-18] Safety in Fuel Cycle

Chair:Takehiko Tsukahara (Tokyo Tech)

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

[2K15] Conceptual Syudy of Dry Storage Method for Spent Fuel Assemblies Based on Haneycomb Concrete Overpack(COP)

*Yoshio Hida[1], Yoshiaki Katsuyama[2], Shigeki Hayashi[2], Hirohide Hashimoto[3], Takashi Murata[4] (1. WATS, 2. Kanden Plant, 3. IHI Construction Materials, 4. Murata Engineering)

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

[2K16] Study on the combustion behavior of radiolytically generated hydrogen explosion in vessels at the reprocessing plant

(14)Comparison with numerical analysis and experiment of simulated horizontal connected two large cylindrical vessels

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

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

[2K17] Study on the combustion behavior of radiolytically generated hydrogen explosion in vessels at the reprocessing plant

(15)Hydrogen concentration dependence of hydrogen explosion in simulated horizontal connected two large cylindrical vessels

*Tatsuya Kudo[1,3], Yoshikazu Tamauchi[1], Masanao Nakano[1], Naoya Sakagami[1], Kouhei Otake[1], Nobyuki Arai[1], Wenbin Dai[2], Motohiro Sakaihara[2], Osamu Kanehira[2] (1. JNFL, 2. MMC, 3. Tohoku university)

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

[2K18] Study on ruthenium volatilization during evaporation and dryness of nitrate solution

Volatilization of tetroxide ruthenium during dryness and denitration of simulated high-level liquid waste

*Tetsuya Kato[1], Tsuyoshi Usami[1], Takeshi Tsukada[1] (1. CRIEPI)

Awards Ceremony

6:00 PM - 6:30 PM JST | 9:00 AM - 9:30 AM UTC | Room K N301 - N Block

[2K_AC] Poster Session Awards Ceremony

6:00 PM - 6:30 PM JST | 9:00 AM - 9:30 AM UTC

[2K_AC] Poster Session Awards Ceremony

General Meeting

12:00 PM - 1:00 PM JST | 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room K N301 - N Block

[2K_GM] 「再処理・リサイクル部会」第33回全体会議

[2K_GM] General Meeting

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：202-2 Radiation Physics, Radiation Detection and Measurement

9:30 AM - 10:35 AM JST | 12:30 AM - 1:35 AM UTC | Room L N302 - N Block

[2L01-04] Imaging Technique

Chair:Katsunori Ueno (Hitachi)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2L01] Improvement of the Pinhole Compton Camera for measurement of the characteristic X-ray of ^{137}Cs

*Naoki Nakada[1], Hiroyuki Takahashi[1], Kenji Shimazoe[1], Yoshiaki Shikaze[2] (1. The University of Tokyo, 2. JAEA)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2L02] Study on Directional Gamma-Ray Imaging Method Using Silicon Strip Detector

*Yuri Yoshihara[1], Masaaki Kaburagi[2], Kenji Shimazoe[1], Hiroyuki Takahashi[1], Tatsuo Torii[2] (1. The Univ. of Tokyo, 2. JAEA)

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

[2L03] Measurement of lower part of PCV of Hamaoka Nuclear Power Plant Unit2 by using cosmic-ray muon radiography with nuclear emulsion (Part 5)

*Kunihiro Morishima[1], Mitsuhiro nakamura[1], Kenji Tsuji[2], Masataka Ooyama[2] (1. Nagoya University, 2. CHUBU Electric Power Co., Inc.)

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

[2L04] Measurement of Radioactive Profile in Woods in Fukushima Prefecture

*Masashi Takada[1], Hikaru Kuno[1], Youki Suzuki[2], Toshiaki Arima[3], Yoshimasa Miyazaki[3], Yumiko Suto[3], Toshikazu Suzuki[4] (1. National Defense Academy of Japan, 2. Forestry and Forest Products Research Institute, 3. National Institute of Radiological Sciences, 4. Chiyoda Technol Corporation)

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：202-2 Radiation Physics, Radiation Detection and Measurement

10:35 AM - 11:55 AM JST | 1:35 AM - 2:55 AM UTC | Room L N302 - N Block

[2L05-09] Application of Response Function

Chair:Kenji Shimazoe (Univ. of Tokyo)

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

[2L05] Applicability of Monte-Carlo Simulation to Equipment Design of Radiation Monitor

*Hirotaka SAKAI[1], Kei SUGIHARA[1], Genki TANAKA[1], Kanako HATTORI[1], Akira YUNOKI[2] (1. Toshiba Corp., 2. AIST)

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

[2L06] A Study of unfolding technique to CeBr3 scintillator for radioactivity measurement

*Tetsushi Azuma[1], Masateru Hayashi[1], Masahiro Shikai[1], Hiroshi Nishizawa[1], Masakazu Nakanishi[1] (1. Mitsubishi Electric Corporation)

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

[2L07] Spectral measurement of environmental gamma ray using an unfolding technique

*Masateru Hayashi[1], Tetsushi Azuma[1], Hiroshi Nishizawa[1], Masakazu Nakanishi[1] (1. Mitsubishi Electric)

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

[2L08] Development of the radioactive dust monitor with unfolding technique

*Toshihide Aiba[1], Hiroshi Nishizawa[1], Masateru Hayashi[1], Tetsushi Azuma[1], Masakazu Nakanishi[1] (1. Mitsubishi Electric)

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

[2L09] Linear Attenuation Coefficient Measurements for Low Atomic Number Materials by Energy-resolved X-ray CT

*Ikuo Kanno[1], Yoshihiro Maruyama[1], Takumi Hamaguchi[1], Tien-Hsiu Tsai[1] (1. Kyoto Univ.)

General Meeting

12:00 PM - 1:00 PM JST | 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room L N302 - N Block

[2L_GM] 「放射線工学部会」第47回全体会議

[2L_GM] General Meeting

Planning Lecture | Technical division and Network：Radiation Science and Technology Division

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room L N302 - N Block

[2L_PL] The latest development of superconducting detector

Chair: Hiroyuki Takahashi (Univ. of Tokyo)

[2L_PL01] Material analysis by superconducting tunnel junction X-ray detectors

*Masahiro Ukibe[1] (1. AIST)

[2L_PL02] Application and Recent Research Trend of Transition-Edge Sensors

*Keisuke Maehata[1] (1. Kyushu Univ.)

[2L_PL03] Microwave Multiplexers for Readout of Transition Edge Sensors

*Satoshi Kohjiro[1] (1. AIST)

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：202-2 Radiation Physics, Radiation Detection and Measurement

2:45 PM - 3:50 PM JST | 5:45 AM - 6:50 AM UTC | Room L N302 - N Block

[2L10-13] Medical Application

Chair:Ikuo Kanno (Kyoto Univ.)

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

[2L10] Epi-thermal neutron spectrometer for BNCT

*Naoki Suda[1], Akira Uritani[1], Kenichi Watanabe[1], Sachiko Yoshihashi[1], Atsushi Yamazaki[1] (1. Nagoya Univ.)

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

[2L11] The calculation of LBO ionization chamber sensitivity for epithermal neutron monitoring in Boron Neutron Capture Therapy

*Kei Kotani[1], Satoru Endo[1], Kenichi Tanaka[1], Tsuyosi Kajimoto[1] (1. Hiroshima Univ.)

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

[2L12] Evaluation of the proton beam RBE

*Hiroki Nagai[1], Satoru Endo[1], Kenichi Tanaka[1], Tsuyoshi Kajimoto[1] (1. Hiroshima University)

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

[2L13] Development of Analytical Method for ^{14}C Determination in Biomedical Sample by Mid-IR Cavity Ring-down Spectroscopy (2)

*Ryohei Terabayashi[1], Volker Sonnenschein[1], Noriyoshi Hayashi[1], Hideki Tomita[1], Lei Jin[1], Masahito Yamanaka[1], Norihiko Nishizawa[1], Atsushi Sato[2], Kenta Hashizume[2], Tetsuo Iguchi[1] (1. Nagoya university, 2. Sekisui Medical Co., Ltd. Drug Development Solutions Center)

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：202-2 Radiation Physics, Radiation Detection and Measurement

3:50 PM - 5:25 PM JST | 6:50 AM - 8:25 AM UTC | Room L N302 - N Block

[2L14-19] Detector Development

Chair:Masashi Takada (National Defense Academy of Japan)

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

[2L14] Charge carrier transport properties of homoepitaxial diamond film on 8mm square single crystal diamond substrate

*Shintaro Hirano[2], Junichi Kaneko[1], Takehiro Shimaoka[2], Hiroaki Shimmyo[2], Masakatsu Tsubota[1], Syogo Itoh[2], Akiyoshi Chayahara[3], Yoshiaki Mokuno[3], Hitoshi Umezawa[3] (1. Faculty of Engineering, Hokkaido University, 2. Graduate School of Engineering, Hokkaido University, 3. National Institute of Advanced Industrial Science and Technology)

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

[2L15] Proposal and research of a novel neutron semiconductor detector using BGaN semiconductor materials

*Takayuki Nakano[1], Ken Mochizuki[1], Hisaya Nakagawa[2], Yoshio Honda[3], Hiroshi Amano[3,4], Kazunobu Kojima[5], Shigefusa F Chichibu[5,3], Hidenori Mimura[6], Yoku Inoue[1], Toru Aoki[6] (1. Shizuoka Univ., 2. Nagoya Univ., 3. IMaSS, Nagoya Univ., 4. Akasaki Research Center, 5. IMRAM, Tohoku Univ., 6. R.I.E. Shizuoka Univ.)

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

[2L16] Basic evaluation of thallium bromide (TlBr) detectors for non-distractive testing (2)

*makoto Kosaka[1,2], keitaro Hitomi[1], nobumichi Nagano[1], seong yun Kim[1], tatsuya Ito[1], norihisa Kimura[1,2], hiroki Sunaba[1,2] (1. TOHOKU university, 2. Japan Nuclear Fuel Limited)

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

[2L17] Development of a compact dosimeter for investigation inside primary containment vessel

*Katsunori Ueno[1], Takahiro Tadokoro[1], Takuya Fukumoto[1], Satoshi Okada[1], Yoichi Murai[2] (1. Hitachi GE, 2. IRID)

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

[2L18] Alpha Ray Detection by Using Dielectric Microcalorimeter with KTN Dielectric Thermosensor

*Shota YOSHIMOTO[1], Keisuke MAEHATA[1], Naoko IYOMOTO[1], Kazuhisa MITSUDA[2], Noriko YAMASAKI[2] (1. KYUSHU Univ., 2. Japan Aerospace Exploration Agency)

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

[2L19] Characteristic evaluation and application study of Organic Radiation Detector

*Gen Shikida[1], Eiji Takada[1], Hideyuki Imai[1], Toshimasa Tyaki[1], Fumihiko Nishikido[2], Hiroshi Iwase[4], Shigeki Naka[3], Hiroyuki Okada[3] (1. National Institute of Techonology,Toyama College, 2. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology, 3. University of Toyama, 4. High Energy Accelerator Research Organization)

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：202-2 Radiation Physics, Radiation Detection and Measurement

5:25 PM - 6:30 PM JST | 8:25 AM - 9:30 AM UTC | Room L N302 - N Block

[2L20-23] Pu-solution monitoring

Chair:Yasushi Nauchi (CRIEPI)

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

[2L20] Feasibility Study of Technology for Pu Solution Monitoring including FP

(1)Overview

*Megumi Sekine[1], Satoshi Suzuki[2], Takuya Matsuki[1], Koichi Tsutagi[1], Masafumi Tanigawa[1], Koichi Ishiyama[1], Hironobu Nakamura[1], Hirofumi Tomikawa[1] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. E&E Techno Service Co.,Ltd)

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

[2L21] Feasibility Study of Technology for Pu Solution Monitoring including FP

(2)Dose Rate Distribution Measurement Test inside the cell storing HAW tank

*Hayate Tokoro[1], Satoshi Suzuki[2], Ryuta Miyoshi[1], Yasuhiro Sakurai[1], Takuya Matuki[1], Koichi Tsutagi[1], Megumi Sekine[1], Yasuyuki Shimizu[1], Hironobu Nakamura[1] (1. JAEA, 2. E&E Techno Service Co.,Ltd)

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

[2L22] Feasibility Study of Technology for Pu Solution Monitoring including FP

(3)Result of Gamma-ray Dose Rate Measurement inside the Cell

Sekine Megumi[1], *SUZUKI SATOSHI[2], Tokoro Hayate[1], Sakurai Yasuhiro[1], Miyoshi Ryuta[1], Matsuki Takuya[1], Yasuda Takeshi[1], Tsutagi Koichi[1], Nakamura Hironobu[1], Tomikawa Hirofumi[1] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. E&E Techno Service Co.,Ltd)

6:10 PM - 6:25 PM JST | 9:10 AM - 9:25 AM UTC

[2L23] Feasibility Study of Technology for Pu Solution Monitoring including FP

(4)Comparison between Dose Rate Measurement Result and Simulation Result

*Takuya Matsuki[1], Naoki Nishida[1], Kazushi Horigome[1], Megumi Sekine[1], Takahiko Kitao[1], Hironobu Nakamura[1] (1. JAEA)

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：201-1 Nuclear Physics, Nuclear Data Measurement/Evaluation/Validation, Nuclear Reaction Technology

9:30 AM - 10:50 AM JST | 12:30 AM - 1:50 AM UTC | Room M N304 - N Block

[2M01-05] Fission reaction 1

Chair:Osamu Iwamoto (JAEA)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2M01] Evaluation of independent fission yields including the shell correction effects

*Kohsuke Tsubakihara[1], Chikako Ishizuka[1], Shin Okumura[1], Tadashi Yoshida[1], Satoshi Chiba[1] (1. Titech, Laboratory of Advanced Nuclear Energy)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2M02] Fission Probability of Actinide Nuclei Obtained Using ^{18}O-induced Multinucleon Transfer Channels

*kun ratha kean[1], Satoshi Chiba[1], Katsuhisa Nishio[2], Kentaro Hirose[2], Mark Vermeulen[2], Hiroyuki Makii[2], Riccardo Orlandi[2], Kazuaki Tsukada[2] (1. Tokyo Institute of Technology, 2. Japan Atomic Energy Agency)

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

[2M03] Pairing effects on fission observables with 3D-Langevin calculation using microscopic transport coefficients.

*MARK DENNIS USANG[1,2], FEDIR A. IVANYUK[3], CHIKAKO ISHIZUKA[1], SATOSHI CHIBA[1,4] (1. TOKYO INSTITUTE OF TECHNOLOGY, TOKYO, JAPAN, 2. MALAYSIA NUCLEAR AGENCY, BANGI, JAPAN, 3. INSTITUTE FOR NUCLEAR RESEARCH, KIEV, UKRAINE, 4. ASTRONOMICAL OBSERVATORY OF JAPAN, TOKYO, JAPAN)

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

[2M04] The charge polarization of ^{236}U fission fragments with the shape-4D Langevin model

*Chikako Ishizuka[1], Marik Usang[1], Satoshi Chiba[1] (1. LANE, IIR, Tokyo Tech)

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

[2M05] The nuclear friction coefficient derived from Time-Dependent Density Functional Theory

*Takashi Nishikawa[1], Yoritaka Iwata[2,3], Satoshi Chiba[2] (1. Tokyo Institute of Technology,Nuclear Engineering course, 2. Tokyo Institute of Technology,Institute of Innovative Research,Laboratory for Advanced Nuclear Energy, 3. Sibaura Institute of Technology)

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：201-1 Nuclear Physics, Nuclear Data Measurement/Evaluation/Validation, Nuclear Reaction Technology

10:50 AM - 11:55 AM JST | 1:50 AM - 2:55 AM UTC | Room M N304 - N Block

[2M06-09] Fission reaction 2, Resonance theory

Chair:Yukinobu Watanabe (Kyushu Univ.)

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

[2M06] Study of fission and nuclear collisions by antisymmetrized molecular dynamics (2)

*Atsuhiko Etori[1], Akira Ono[2], Masaaki Kimura[3], Chikako Ishizuka[1], Satoshi Chiba[1] (1. Tokyo Institute of Technology, 2. Tohoku University, 3. Hokkaido University)

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

[2M07] Investigation of Reactor-Neutrino Spectral Anomaly based on Gross Theory of Beta-Decay

*Tadashi Yoshida[1], Takahiro Tachibana[2], Shin Okumura[1], Satoshi Chiba[1] (1. Tokyo Tech, 2. Waseda Univ.)

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

[2M08] Calculations of prompt neutron multiplicities and isomer production ratios by the statistical model

*Shin Okumura[1], Mark Dennis Usang[1], Toshihiko Kawano[2], Satoshi Chiba[1] (1. Tokyo Institute of Technology, 2. Los Alamos National Laboratory)

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

[2M09] A correction to the non-resonant process in the R-matrix analysis

*Satoshi Kunieda[1] (1. JAEA)

General Meeting

12:00 PM - 1:00 PM JST | 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room M N304 - N Block

[2M_GM] 「核データ部会」第36回全体会議

[2M_GM] General Meeting

Planning Lecture | Over view Report：Over View Report 3 - Special Committee on Nuclear Data

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room M N304 - N Block

[2M_PL] Activity report of Special Committee for Nuclear Data in the period of FY 2015 and 2016

Chair: Yukinobu Watanabe (Kyushu Univ.)

[2M_PL01] Activities of Special Committee for Nuclear Data in the period of FY 2015 and 2016

*Satoshi Chiba[1] (1. Tokyo Tech)

[2M_PL02] Desirable Situation of Nuclear Data Activities Viewed from Industrial Domain

*Tadashi Ikehara[1,2] (1. GNF-J, 2. ImPACT)

[2M_PL03] Data needs from the field of nuclear security

*Hiroshi Sagara[1] (1. Tokyo Tech)

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：201-1 Nuclear Physics, Nuclear Data Measurement/Evaluation/Validation, Nuclear Reaction Technology

2:45 PM - 3:35 PM JST | 5:45 AM - 6:35 AM UTC | Room M N304 - N Block

[2M10-12] Charged particle induced reaction, Calculation code

Chair:Nobuhiro Shigyo (Kyushu Univ.)

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

[2M10] Measurement of 135 MeV proton incidence gamma-ray production double differential cross section

*Tsuyoshi Kajimoto[1], Kenichi Tanaka[1], Satoru Endo[1], Hiroki Tanaka[2], So Kamada[3], Masashi Takada[4], Tsuyoshi Hamano[5] (1. Hiroshima University, 2. Kyoto University Research Reactor Institute, 3. Nationarl Maritime Research Institute, 4. National Defense Academy, 5. National Institute of Radiological Sciences)

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

[2M11] Development of high-energy heavy ion reaction model JAMQMD Ver.2

*tatsuhiko ogawa[1], Shintaro Hashimoto[1], Tatsuhiko Sato[1], Koji Niita[2] (1. JAEA, 2. RIST)

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

[2M12] Production of database for heating number and damage cross section implemented in nuclear data process system FRENDY using the PHITS

*Yosuke Iwamoto[1], Kenichi Tada[1] (1. JAEA)

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：301-2 Reactor Design, Nuclear Energy Strategy, Nuclear Transmutation

3:35 PM - 4:55 PM JST | 6:35 AM - 7:55 AM UTC | Room M N304 - N Block

[2M13-17] Nuclear Fuel Cycle, Radioactive Toxic Reduction

Chair:Naoto Aizawa (Tohoku Univ.)

3:35 PM - 3:50 PM JST | 6:35 AM - 6:50 AM UTC

[2M13] Evaluation of the fuel cycle mass balance in consideration of recent energy policy

(II)The contribution of the fast reactor cycle in the uncertain future

*Akira Ohtaki[1], Kiyoshi Ono[1], Yoshiki Sato[2] (1. JAEA, 2. NESI Inc.)

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

[2M14] Study on Minimization of Radiotoxicity of Spent LWR Fuel(7)ATRUNCYS: a Nuclear Fuel Cycle Simulation Code

*Tsukasa Sugita[1], Kenichi Yoshioka[1], Kouji Hiraiwa[1], Shungo Sakurai[1], Rei Kimura[1], Satoshi Wada[1], Rie Aizawa[1] (1. Toshiba Corporation)

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

[2M15] Concept of a nuclear fuel cycle using an environmental load-reducing light-water reactor

(1)Outline of the Studies and the Results

*Kouji Hiraiwa[1], Kenichi Yoshioka[1], Shungo Sakurai[1], Rei Kimura[1], Satoshi Wada[1], Tsukasa Sugita[1], Haruka Kajiwara[1], Takanori Kitada[2], Satoshi Takeda[2], Satoshi Chiba[3] (1. Toshiba Corporation, 2. Osaka University, 3. Tokyo Institute of Technology)

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

[2M16] Concept of a nuclear fuel cycle using an environmental load-reducing light-water reactor

(2)radioactive toxic reduction in uranium fuel.

*Shungo SAKURAI[1], Kenichi YOSHIOKA[1], Kouji HIRAIWA[2], Rei KIMURA[1], Satoshi WADA[1], Tsukasa SUGITA[1], Haruka KAJIWARA[1] (1. TOSHIBA (PIC), 2. TOSHIBA (IEC))

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

[2M17] Concept of a nuclear fuel cycle using an environmental load-reducing light-water reactor

(3)Toxicity reduction by adding poison (1)

*Takanori Kitada[1], Satoshi Takeda[1], Kouji Hiraiwa[2], Satoshi Chiba[3] (1. Osaka University, 2. Toshiba, 3. Tokyo Institute of Technology)

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：301-2 Reactor Design, Nuclear Energy Strategy, Nuclear Transmutation

4:55 PM - 6:15 PM JST | 7:55 AM - 9:15 AM UTC | Room M N304 - N Block

[2M18-22] New Type Reactor Development 1

Chair:Rei Kimura (TOSHIBA)

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

[2M18] Core concept of molten salt fuel sodium cooled fast reactor

(1)Core concept

*Naoyuki Takaki[1], Takumi Iida[1] (1. Tokyo City Univ.)

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

[2M19] Core concept of molten salt fuel sodium cooled fast reactor

(2)炉心核特性

*Takumi Iida[1], Naoyuki Takaki[1] (1. Tokyo City Univ.)

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

[2M20] Development on a breeding reactor with moltensalt coolants

*Yoshitaka Naito[1], Kazuo Asekura[1] (1. NAIS co.inc)

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

[2M21] A Sodium-cooled Fast Reactor Core Concept with Enhanced Inherent Safety

Feasibilty study of the void reactivity and burnup reactivity reduction countermeasure

*Koji Fujimura[1], Takeshi Nitawaki[2], Toshikazu Takeda[3] (1. Hitachi, Ltd., 2. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., 3. University of Fukui)

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

[2M22] Investigation on the calculation method of sodium void reactivity for fast reactor cores with sodium plenum

*Kazuteru Sugino[1], Shigeo Ohki[1] (1. JAEA)

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：203-4 Synchrotron Orbital Radiation, Laser

9:30 AM - 10:45 AM JST | 12:30 AM - 1:45 AM UTC | Room N N307 - N Block

[2N01-05] Synchrotron Radiation, Laser, Electron Source

Chair:Noriyosu Hayashizaki (Tokyo Tech)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2N01] Application of the Coherent Transition Radiation to Investigating Biological Effects

*Shuichi Okuda[1], Yoshiharu Tanaka[1], Toshiharu Takahashi[2] (1. Osaka Prefecturte Univ., 2. KURRI)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2N02] Observation of THz radiation from THz Coherent Undulator Radiation Source

*Siriwan Krainara[1], Hideaki Ohgaki[1], Heishun Zen[1], Toshiteru Kii[1], Sikharin Suphakul[2] (1. Institute of Advanced Energy, Kyoto University, Japan, 2. Department of Physics and Materials Science, Faculty of Science, Chiang Mai University, Thailand)

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

[2N03] Wavelength Limit and Optical Loss Dependence on the Lasing Wavelength of Kyoto University Mid-infrared Free Electron Laser

*Heishun Zen[1], Toshiteru Kii[1], Hideaki Ohgaki[1] (1. Institute of Advanced Energy, Kyoto University)

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

[2N04] Resonant laser secondary neutral mass spectrometry for micro imaging of radioactive isotopes

*Kosuke Saito[1], Masaya Ohashi[1], Kotaro Kato[1], Sou Suzuki[1], Volker Sonnenschein[1], Hideki Tomita[1], Tetsuo Iguchi[1], Masato Morita[2], Tetsuo Sakamoto[2] (1. Nagoya Univ., 2. Kogakuin Univ.)

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

[2N05] Investigation of the Influence of Initial Current Density Distribution on Electromagnetic Forces in Vicinity of Cathode

*Hiroki Yamashita[1], Kai Masuda[1] (1. Institute of Advanced Energy, Kyoto University)

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：203-5 Medical Reactor and Accelerator, Medical Physics

10:45 AM - 12:00 PM JST | 1:45 AM - 3:00 AM UTC | Room N N307 - N Block

[2N06-10] Medical Accelerator, Ion Accelerator

Chair:Hiroyuki Toyokawa (AIST)

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

[2N06] Monte-Carlo simulations for evaluation of the influence on the range and dose distribution of carbon ion beam by MRI magnetic field

*Shion Kakuda[1], Takeo Iwai[2], Fuyuki Tokanai[2], Tatsuhiko Sato[3] (1. Yamagata Univ., 2. Yamagata Univ. science sinica, 3. Japan Atomic Energy Agency)

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

[2N07] Examination of a Ge-68/Ga-68 Production Amount in a Medical Radionuclides Production System using an Electron Linear Accelerator

*Takahiro Tadokoro[1], Yuichiro Ueno[1], Yuko Kani[1], Sekimoto Shun[2], Ohtsuki Tsutomu[2] (1. Hitachi, Ltd. Reserch & Development Group, 2. Kyoto University Research Reactor Institute)

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

[2N08] The effects of tumor tracking gold markers on three dimensional dose distribution in case of spot scanning proton therapy

*Hiroaki Matsuura[1], Ueda Hideaki[1], Furusaka Michihiro[1] (1. Hokkaido Univ.)

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

[2N09] RF simulation of a 3-parts RFQ linac

*Tatsuya Hosokai[1], Syota Ikeda[1], Noriyosu Hayashizaki[2] (1. Tokyo Tech, 2. IIR, Tokyo Tech)

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

[2N10] Development of a compact neutron source using a 650MHz RFQ linac for industrial application

*Noriyosu Hayashizaki[1], Shota Ikeda[2], Tatsuya Hosokai[2] (1. IIR, Tokyo Tech, 2. Tokyo Tech)

General Meeting

12:00 PM - 1:00 PM JST | 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room N N307 - N Block

[2N_GM] 「加速器・ビーム科学部会」第38回全体会議

[2N_GM] General Meeting

Planning Lecture | Technical division and Network：Particle Accelerator and Beams Science Division

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room N N307 - N Block

[2N_PL] Symposium of International Linear Collider and Superconducting Accelerator Technology

Chair: Jinfeng Yang (Osaka Univ.)

[2N_PL01] Scientific Significance of the International Linear Collider (ILC) Project

*Hitoshi Yamamoto[1] (1. Tohoku Univ.)

[2N_PL02] R&D on the Superconducting Accelerator of ILC

*Takayuki Saeki[1] (1. KEK)

[2N_PL03] Application of superconducting cavity technology and contribution as an industry

*Koichi Okubo[1] (1. MHIMS)

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：203-3 Application of Beams, Target

2:45 PM - 4:40 PM JST | 5:45 AM - 7:40 AM UTC | Room N N307 - N Block

[2N11-17] Various Measurements and Non-destructive Inspection by Using Particle Accelerators

Chair:Takafumi Kondoh (Osaka Univ.)

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

[2N11] Focused Ion Beam Tests and Material Compositional Analysis by the Micro Ion Beam Analysis System for Innovative Measurement and Analysis on Structural Materials

*Kimikazu Sasa[1], Akiyoshi Yamazaki[1], Satoshi Ishii[1], Masanori Kurosawa[1], Shigeo Tomita[1], Hiroshi Naramoto[1], Masao Sataka[1], Hiroshi Kudo[1], Shigetomo Shiki[2], Masataka Ohkubo[2] (1. University of Tsukuba, 2. AIST)

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

[2N12] Elemental analysis of concrete of reactor structure using PIXE analysis

*Koichi Kashimata[1], Naoto Hagura[1] (1. Tokyo City University)

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

[2N13] Investigate on measurement and method of airborne particulate matter in Kawasaki

*Keita Funyu[1], Naoto Hagura[1] (1. Tokyo City University)

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

[2N14] Suppression effect of water molecules on heavy-ion radiolysis of biomolecules in solution

*Shinji Nomura[1], Hidetsugu Tsuchida[1], Akihiro Kajiwara[1], Takuya Majima[1], Manabu Saito[1] (1. Kyoto Univ.)

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

[2N15] Development of A Mobile 3.95 MeV Electron Linac-driven Neutron Source for On-site Non-destructive-testing of Concrete Bridges

*Jean-Michel Antoine Bereder[1], Yuki Mitsuya[1], Yuya Takahashi[1], Katsuhiro Dobashi[1], Joichi Kusano[2], Yasushi Tanaka[3], Yoshinobu Oshima[4], Masahiro Ishida[4], Mitsuru Uesaka[1] (1. School of Engineering, Univ. of Tokyo, 2. Accuthera Inc., 3. IIS, Univ. of Tokyo, 4. PWRI)

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

[2N16] 3D Visualization of Inner Bridge using Portable High Energy X-ray Source and its Valuation

Optimisation of moving method of X-ray Source for Tomosynthesis

*Issei Ozawa[1], Hiroaki Takeuchi[1], Yuki Mitsuya[1], Katsuhiro Dobashi[1], Mitsuru Uesaka[1], Johichi Kusano[2], Eiji Yoshida[3], Yoshinobu Oshima[3], Masahiro Ishida[3] (1. Department of nuclear engineering and management, School of engineering, The Univ. of Tokyo, 2. Accuthera Inc., 3. Public Works Research Institute)

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

[2N17] Prallel Motion CT for Bridge Inspection by Portable High Energy X-ray Sources

*Mitsuru Uesaka[1], Ryota Yano[1], Issei Ozawa[1], Hiroaki Takeuchi[1], Yuki Mitsuya[1], Johichi Kusano[2], Yoshinobu Oshima[3], Eiji Yoshida[3], Masahiro Ishida[3] (1. Department of nuclear engineering and management, School of engineering, The Univ. of Tokyo, 2. Accuthera Inc., 3. Public Works Research Institute)

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：203-1 Accelerator and Beam Acceleration Technology

4:40 PM - 6:30 PM JST | 7:40 AM - 9:30 AM UTC | Room N N307 - N Block

[2N18-24] Ion Accelerator and its Application, Component Technology Development

Chair:Kimikazu Sasa (Univ. of Tsukuba)

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

[2N18] Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation (Accelerator Technology)

(1)Development of Prototype system based on Superconducting Quarter Wavelength Resonator

*Kazutaka Ozeki[1], Osamu Kamigaito[1], Naruhiko Sakamoto[1], Kenji Suda[1], Kazunari Yamada[1], Yutaka Watanabe[1], Kensei Umemori[2], Eiji Kako[2], Hirotaka Nakai[2], Katsuya Sennyu[3] (1. RIKEN Nishina Center, 2. KEK, 3. MHI-MS)

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

[2N19] Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation (Accelerator Technology)

(2)Study of vaccuum window and target for high power beam

*Hiroki OKUNO[1], Naoya Ikoma[1,5], Aiko Takamine[1], TOmoya Sato[1], Noriyosu Hayashizaki[4], Hiroo Kondo[2], Shinichi Namba[3] (1. RIKEN Nishina Center, 2. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology, 3. Hiroshima university, 4. Tokyo Institute of Technology, 5. Nagaoka University of Technology)

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

[2N20] Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation (Accelerator Technology)

(3)Conceptual design of high-intensity compact cyclotrons for nuclear transmutation

*Mitsuhiro Fukuda[1], Hiroshi Toki[1], Ryoichi Seki[1], Tsutomu Shonoduka[2], Tetsuhiko Yorita[1], Hiroki Kanda[1], Kichiji Hatanaka[1], Hiroshi Ueda[3], Yuusuke Yasuda[1], Toshihiro Kume[1] (1. RCNP, Osaka University, 2. CYRIC, Tohoku University, 3. Graduate School of Natural Science and Technology, Okayama University)

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

[2N21] Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation (Accelerator Technology)

(4)Study of MERIT(Mulitplex Energy Recovery Internal Target) on Intense Negative Muon Production for Muon Nuclear Transmutation

*Yoshiharu MORI[1], Yoshihiro Ishi[1], Akihiro Taniguchi[1], Tomonori Uesugi[1], Yasuhiro Kuriyama[1], Hidefumi Okita[1], Akira Sato[2], Michikazu Kinsyo[3], Yasuhiro Miyake[4], Masahiro Yoshimoto[3] (1. kyoto universiry, 2. Osaka univeristy, 3. JAEA, 4. KEK)

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

[2N22] Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation (Accelerator Technology)

(5)Status of the Proof-of-Principle Experiment on MERIT Scheme

*Kota Okabe[1], Yoshihiro Ishi[2], Tomonori Uesugi[2], Yasuhiro Kuriyama[1], Michikazu Kinsho[1], Akihiro Taniguchi[2], Hidefumi Okita[2], Akira Sato[3], Yasuhiro Miyake[4], Yoshiharu Mori[2] (1. JAEA/J -PARC, 2. Kyoto Univ., 3. Osaka Univ., 4. KEK)

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

[2N23] Evaluation of thermal stress and buckling analysis for ADS beam window design

*Yuta Eguchi[1], Takanori Sugawara[1], Hironari Obayashi[1], Hiroki Iwamoto[1], Kazufumi Tsujimoto[1] (1. JAEA)

6:10 PM - 6:25 PM JST | 9:10 AM - 9:25 AM UTC

[2N24] Compensation of Focusing Effects with Pole Surface Coils for FFAG Accelerators"

*Mitsutaka Ueda[1], Hidehiko Arima[1], Nobuo Ikeda[1], Yujiro Yonemura[1], Naoya Motohashi[1], Yuhi Waga[1], Akira Takagi[2], Hisayoshi Nakayama[2], Yoshiharu Mori[3] (1. Kyushu Univ., 2. High Energy Accelerator Research Org., 3. Kyoto Univ.)

Oral presentation | V. Fusion Energy Engineering：501-2 Fusion Reactor Material Science (Reactor and Blanket Materials, Irradiation Behavior)

9:30 AM - 10:35 AM JST | 12:30 AM - 1:35 AM UTC | Room O Seminar room 1- Frontier Research in Applied Sciences Building

[2O01-04] Fusion Materials (Solid, Liquid blanket)

Chair:Masatoshi Kondo (Tokyo Tech)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2O01] Effect of non-stoichiometric composition on CO_2 absorption characteristics of a blanket candidate material Li_2TiO_3

*Tsubasa Takeda[1], Hodaka Nakamura[1], Akira Taniike[1], Yuichi Furuyama[1] (1. Graduate School of Maritime Sciences Kobe University)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2O02] Development of Innovative Technology for Lithium-6 Enrichment Using an Lithium Ionic Superconductor

*Tsuyoshi Hoshino[1] (1. QST)

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

[2O03] First-principles analysis of isotope effect in lithium ionic superconductor

*Keita Kobayashi[1], Tuyoshi Hoshino[1] (1. QST)

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

[2O04] Measurement of surface fluctuation of liquid Li free-surface jet using multi probes method

*Takafumi Okita[1], Shota Entani[1], Eiji Hoashi[1], Hiroo Kondo[2], Nobuo Yamaoka[1], Hiroshi Horiike[3] (1. Graduate School of Engineering Osaka University, 2. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology , 3. Fukui University of Technology)

Oral presentation | V. Fusion Energy Engineering：501-2 Fusion Reactor Material Science (Reactor and Blanket Materials, Irradiation Behavior)

10:35 AM - 12:00 PM JST | 1:35 AM - 3:00 AM UTC | Room O Seminar room 1- Frontier Research in Applied Sciences Building

[2O05-09] Fusion Materials (Corrosion, Mechanical Testing Method)

Chair:Eiji Hoashi (Osaka Univ.)

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

[2O05] Anticorrosion of ferritic steel in HF-containing FLiNaK by adding Ti powder

*Gaku YAMAZAKI[1], Juro YAGI[1,2], Teruya TANAKA[1,2], Takashi WATANABE[2], Akio SAGARA[1,2] (1. The Graduate University for Advanced Studies, 2. National Institute for Fusion Science)

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

[2O06] Experimental study on compatibility of reduced activation ferritic martensitic steel with flowing Pb-17Li

(3)Nanoindentation study on corrosion-erosion dynamics

*Masatoshi Kondo[1], Yoshimitsu Hishinuma[2], Tanaka Teruya[2], Takeo Muroga[2], Takayoshi Norimatsu[3] (1. Tokyo Institute of Technology, Institute of Inovative Research, Laboratory for Advanced Nuclear Energy, 2. National Institute for Fusion Science, Department of Helical Plasma Research, 3. Osaka university, Institute of Laser Engineering)

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

[2O07] Oxide Formation Procedure of F82H HIPed Interfaceon First wall of Blanket for Fusion Reactor

*Takeshi Kanda[1], Hirotatsu Kishimoto[1], Naofumi Nakazato[1], Tamaki Shibayama[2], Hiroyasu Tanigawa[3] (1. Muroran Institute of Technology, 2. Hokkaido University, 3. QST)

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

[2O08] Characterization of the HIP joint interfaces by torsion test: Effects of degassing and surface finish

*Takashi Nozawa[1], Ryuji Ohsone[2], Hiroyasu Tanigawa[1] (1. QST, 2. MTC)

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

[2O09] Evaluation of mechanical properties of ion-irradiated Single crystal Fe by micro-pillar compression test

*RIKI SHIMURA[1], RYUTA KASADA[1], SATOSHI KONISHI[1], MASAMI ANDO[2], HIROYASU TANIGAWA[2] (1. Institute of Advanced Energy, Kyoto University, 2. QST)

General Meeting

12:00 PM - 1:00 PM JST | 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room O Seminar room 1- Frontier Research in Applied Sciences Building

[2O_GM] 「核融合工学部会」第49回全体会議

[2O_GM] General Meeting

Planning Lecture | Technical division and Network：Fusion Engneering Division

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room O Seminar room 1- Frontier Research in Applied Sciences Building

[2O_PL] Innovative fusion reactor concepts aiming at further expansion of social acceptance

Chair: Ryuta Kasada (Kyoto Univ.)

[2O_PL01] Assessment of Fusion Development Targets under Global Energy Scenarios

*Keii Gi[1] (1. RITE)

[2O_PL02] Investigation of the Biomass-Fusion Hybrid Concept for Fuel Production

*Satoshi Konishi[1] (1. Kyoto Univ.)

[2O_PL03] Investigation of the volumetric fusion neutron field for transmuation of MA

*Hidetoshi Hashizume[1] (1. Tohoku Univ.)

[2O_PL04] Disucussion

Oral presentation | V. Fusion Energy Engineering：501-2 Fusion Reactor Material Science (Reactor and Blanket Materials, Irradiation Behavior)

2:45 PM - 4:35 PM JST | 5:45 AM - 7:35 AM UTC | Room O Seminar room 1- Frontier Research in Applied Sciences Building

[2O10-16] Fusion Reactor Materials (Reduced Activation Ferritic Steel, Beryllium Neutron Multiplier)

Chair:Ryuta Kasada (Kyoto Univ.)

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

[2O10] Microstructural change of fatigue-tested F82H-BA07 Steel under multiaxial loadings

*Ken-ichi Fukumoto[1], Takamoto Itoh[2], Hiroyasu Tanigawa[3], Hideo Sakasegawa[3], Takashi Onitsuka[1] (1. RINE/Univ. of Fukui, 2. Ritsumeikan Univ., 3. QST)

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

[2O11] Statistical nature of the irradiation data of reduced activation ferritic/martensitic steel F82H

*Hiroyasu Tanigawa[1], Hideo Sakasegawa[1], Takanori Hirose[1], Takashi Nozawa[1] (1. QST)

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

[2O12] Analysis on inhomogeneous deformation of neutron-irradiated dissimilar-metals joint for fusion reactors

*Takuya Nagasaka[1,2], Haiying Fu[3], Masanori Yamazaki[4], Takeshi Toyama[4], Wenhai Guan[5], Shuhei Nogami[5], Hisashi Serizawa[6], Hiroyasu Tanigawa[7] (1. National Institute for Fusion Science, 2. The Graduate University for Advanced Studies, 3. Southwestern Institute of Physics, 4. Institute for Materials Research, Tohoku University, 5. Graduate School of Engineering, Tohoku University, 6. Joining and Welding Research Institute, Osaka University, 7. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology)

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

[2O13] Chemical compatibility between EUROFER and ceramic breeder under dry and moist atmospheres

*Keisuke Mukai[1,2], Maria Gonzalez[3], Regina Knitter[1] (1. Karlsruhe Institute of Technology, 2. Kyoto University, 3. CIEMAT)

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

[2O14] Status of R&D of advanced neutron multiplier in ITER-BA activity

(23)Preliminary Granulation of Be-Zr-Ti ternary beryllide

*Jae-Hwan Kim[1], Peter Kurinskiy [1], Suguru Nakano [1], Yoshiaki Akatsu [1], Masaru Nakamichi [1] (1. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology)

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

[2O15] Status of R&D of advanced neutron multiplier in ITER-BA activity

(24)Optimization study on $Be_{12}V$ pebble granulation

*Petr Kurinskiy[1], Jae-Hwan Kim[1], Suguru Nakano[1], Yoshiaki Akatsu[1], Masaru Nakamichi[1] (1. QST, Fusion Energy Research & Development Directorate, Rokkasho Fusion Institute)

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

[2O16] Status of R&D of advanced neutron multiplier in ITER-BA activity

(25)Preliminary thermal properties of beryllides as advanced neutron multiplier

*MASARU NAKAMICHI[1], JAE-HWAN KIM[1], PETR KURINSKIY[1], SUGURU NAKANKO[1], YOSHIAKI AKATSU[1] (1. QST)

Oral presentation | V. Fusion Energy Engineering：501-2 Fusion Reactor Material Science (Reactor and Blanket Materials, Irradiation Behavior)

4:35 PM - 6:30 PM JST | 7:35 AM - 9:30 AM UTC | Room O Seminar room 1- Frontier Research in Applied Sciences Building

[2O17-23] Fusion Reactor Materials (Divertor Material, Tungsten)

Chair:Ken-Ichi Fukumoto (Univ. of Fukui)

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

[2O17] Application of Friction-Stir Processing (FSP) on CuCrZr-alloy

*Dai Hamaguchi[1], Yoshiaki Morisada[2], Hidetoshi Fujii[2], Hiroyasu Tanigawa[1] (1. QST, 2. Osaka University)

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

[2O18] Low temperature joining of tungsten and isotropic graphite

*Tatsuya Hinoki[1], Kanjiro Kawasaki[1], Fujio Shinoda[1], Yuji Hatano[2], Masayuki Tokitani[3] (1. Kyoto University, 2. The University of Toyama, 3. National Institute for Fusion Science)

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

[2O19] Recrystallization behavior of pure tungsten and its alloys by long-term annealing at high temperature.

*kohei tsuchida[1], taehyun hwang[1], takeshi miyazawa[1], makoto fukuda[2], shuhei nogami[1], akira hasegawa[1] (1. TOHOKU Univ., 2. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology.)

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

[2O20] Tungsten material characterization by laser ultrasonics

*Heun Tae Lee[1], Sosuke Ando[1], Yoshio Ueda[1] (1. Osaka Unversity)

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

[2O21] Clustering behavior of transmutation elements in Tungsten and its alloys during fission reactor irradiation

*TAEHYUN HWANG[1], KEIKO TOMURA[1], NAOKI EBISAWA[1], TAKESHI TOYAMA[1], YASUYOSHI NAGAI[1], AKIRA HASEGAWA[1], MAKOTO FUKUDA[1,2], TAKESHI MIYAZAWA[1], SHUHEI NOGAMI[1] (1. Tohoku university, 2. National Institute of Quantum and Radiological Science and Technology)

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

[2O22] Irradiation hardening behavior of ion-irradiated tungsten materials

*Takeshi Miyazawa[1], Tsunenori Tabata[1], Taehyun Hwang[1], Makoto Fukuda[2], Akira Hasegawa[1], Shuhei Nogami[1], Hiroyasu Tanigawa[2] (1. Tohoku University, 2. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology)

6:05 PM - 6:20 PM JST | 9:05 AM - 9:20 AM UTC

[2O23] Helium retention behavior in high-temperature simultaneous He-H implanted tungsten

*Qilai Zhou[1], Keisuke Azuma[2], Akihiro Togari[2], Miyuki Yajima[3], Masayuki Tokitani[3], Suguru Masuzaki[3], Naoaki Yoshida[4], Yuji Hatano[5], Takumi Chikada[1], Yasuhisa Oya[1] (1. Faculty of Science, Shizuoka Univ., 2. Graduate School of Science, Shizuoka Univ., 3. National Inst. for Fusion Science, 4. RIAM, Kyushu Univ., 5. Hydrogen Isotope Res. Cen., Univ. of Toyama)

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：401-1 Basic Properties

9:30 AM - 10:55 AM JST | 12:30 AM - 1:55 AM UTC | Room P Seminar room 2 - Frontier Research in Applied Sciences Building

[2P01-05] Properties of Control Rod Materials

Chair:Mutsumi Hirai (NFD)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2P01] Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors

(1)Project Overview

*Hidemasa Yamano[1], Toshihide Takai[1], Tomohiro Furukawa[1], Yuki Emura[1], Masaki Kurata[1], Hideo Higashi[2], Hiroyuki Fukuyama[2], Tsuyoshi Nishi[3], Xiaoxing Liu[4], Masahiro Furuya[5] (1. JAEA, 2. Tohoku Univ., 3. Ibaraki Univ., 4. Kyushu Univ., 5. CRIEPI)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2P02] Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors

(2)Thermophysical Properties of 5mass%B_4C-SS Eutectic Materials in the Solid State

*Toshihide Takai[1], Tomohiro Furukawa[1], Hidemasa Yamano[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

[2P03] Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors

(3)Density and Surface Tension of 5mass%B_4C-SS Eutectic Molten Material

*Hiroyuki Fukuyama[1], Hideo Higashi[1], Hidemasa Yamano[2] (1. Tohoku univ., 2. JAEA)

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

[2P04] Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors

(4)Emissivity, Heat Capacity and Thermal Conductivity of 5mass%B_4C-SS Eutectic Molten Material

*Hideo Higashi[1], Hiroyuki Fukuyama[1], Hidemasa Yamano[2] (1. IMRAM, 2. JAEA)

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

[2P05] Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors

(5)Viscosity Measurement of 5mass%B_4C-SS Eutectic Molten Material

*Tsuyoshi Nishi[1], Hiromichi Ohta[1], Hidemasa Yamano[2] (1. Ibaraki University, 2. Japan Atomic Energy Agency)

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：401-1 Basic Properties

10:55 AM - 12:00 PM JST | 1:55 AM - 3:00 AM UTC | Room P Seminar room 2 - Frontier Research in Applied Sciences Building

[2P06-09] Behavior of Cs

Chair:Hiroyuki Fukuyama (Tohoku Univ.)

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

[2P06] Cs chemical reaction with stainless steel under a LWR severe accident

(1)Effect of temperature and atmosphere on Cs chemisorbed amounts

*Eriko Suzuki[1], Shunichiro Nishioka[1,2], Kunihisa Nakajima[1], Masahiko Osaka[1] (1. JAEA, 2. IRID)

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

[2P07] Cs chemical reaction with stainless steel undear a LWR severe accident

(2)Analysis of HAXPES measurements on Cs chemisorbed compounds adsorbed by a DFT calculation

*Chikashi Suzuki[1], Masaaki Kobata[1], Kunihisa Nakajima[1], Tetsuo Okane[1], Masahiko Osaka[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

[2P08] Cs chemical reaction with stainless steel under a LWR severe accident

(3)Evaluation of re-evaporation behavior of Cs adsorption compound by HAXPES

*Masaaki Kobata[1], Tetsuo Okane[1], Kunihisa Nakajima[1], Eriko Suzuki[1], keisuke kobayashi[1], Masahiko Osaka[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

[2P09] Cs chemical reaction with stainless steel under a LWR severe accident

(4)Evaluation of surface reaction rate between Cs and stainless steel for modeling study

*Shunichiro Nishioka[2,1], Kunihisa Nakajima[1], Eriko Suzuki[1], Masahiko Osaka[1] (1. JAEA, 2. IRID)

General Meeting

12:00 PM - 1:00 PM JST | 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room P Seminar room 2 - Frontier Research in Applied Sciences Building

[2P_GM] 「学生連絡会」第31回全体会議

[2P_GM] General Meeting

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：401-1 Basic Properties

2:45 PM - 3:50 PM JST | 5:45 AM - 6:50 AM UTC | Room P Seminar room 2 - Frontier Research in Applied Sciences Building

[2P10-13] MA Fuels

Chair:Chikashi Suzuki (JAEA)

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

[2P10] Enhancing MA Transmutation by Irradiation of (MA, Zr)Hx in FBR Blanket

(1)Fabrication of (Ln, Zr) alloy by the melting process

*Mutsumi Hirai[1], Fumiki Mizusako[1], Atsushi Ohuchi[1], Kenji Konashi[2], Hiroaki Muta[3], Ken Kurosaki[3] (1. Nippon Nuclear Fuel Development Co., Ltd., 2. Tohoku University, 3. Osaka University)

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

[2P11] Enhancing MA Transmutation by Irradiation of (MA, Zr)Hx in FBR Blanket

(2)Preparation of (Nd, Zr) mixed powder with attritor

*Atsushi Ohuchi[1], Fumiki Mizusako[1], Mutsumi Hirai[1], Kenji Konashi[2], Hiroaki Muta[3], Ken Kurosaki[3] (1. Nippon Nuclear Fuel Devloment Co., Ltd., 2. Tohoku University, 3. Osaka University)

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

[2P12] Enhancing MA Transmutation by Irradiation of (MA, ZR)Hx in FBR Blanket

(3)Physical properties measurement of Nd-Zr hydride

*Kyosuke Nakayama[1], Hiroaki Muta[1], Yuji Ohishi[1], Ken Kurosaki[1], Shinsuke Yamanaka[1], Mutsumi Hirai[2], Kenji Konashi[3] (1. Osaka university, 2. NFD, 3. Tohoku university)

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

[2P13] Development of Innovative Nuclear Waste Burning System by Fast Reactor Cycle Using Pu Metallic Fuel with MA

(13)Microstructure of Nb-Zr Alloy with Rare Earth Element

*Naoya Odaira[1], Yuji Arita[1], Yasushi Tsuboi[2] (1. University of Fukui, 2. Toshiba Corporation)

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：401-1 Basic Properties

3:50 PM - 5:10 PM JST | 6:50 AM - 8:10 AM UTC | Room P Seminar room 2 - Frontier Research in Applied Sciences Building

[2P14-18] Fundamental Properties

Chair:Tsuyoshi Nishi (Ibaraki Univ.)

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

[2P14] Interrelationship between Thermal and Electrical conductivity of (Dy,Zr)N simulating nitride fuel

*Seiya Takaki[1], Masahide Takano[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

[2P15] Thermal and Mechanical Properties of U_3Si_2

*Afiqa Mohamad[1], Yuji Ohishi[1], Hiroaki Muta[1], Ken Kurosaki[1,2], Shinsuke Yamanaka[1,3] (1. Osaka University, 2. JST,PRESTO , 3. University of Fukui)

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

[2P16] First-principles study on point defects in plutonium dioxide

*Hiroki Nakamura[1], Masahiko Machida[1] (1. JAEA)

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

[2P17] Effect of Post Heat treatment on Corrosion Resistance of Surface Modified Material for Thermochemical Water-splitting Process

*Ikuo Ioka[1], Yoshiko Kuriki[2], Jin Iwatsuki[1], Shinji Kubo[1], Yoshiyuki Inagaki[1], Nariaki Sakaba[1] (1. JAEA, 2. JGC)

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

[2P18] Study on diffusion coefficient of oxygen in liquid lead-bismuth eutectic

*Nao Watanabe[1], Pribadi Mumpuni Adhi[1], Masatoshi Kondo[2], Minoru Takahashi[2] (1. Graduate School, Tokyo Tech., 2. Laboratory for Advanced Nuclear Energy (LANE), Tokyo Tech.)

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：401-2 Nuclear Fuel and the Irradiation Behavior

5:10 PM - 6:30 PM JST | 8:10 AM - 9:30 AM UTC | Room P Seminar room 2 - Frontier Research in Applied Sciences Building

[2P19-23] Advanced Fuels/Fundamental Properties

Chair:Shuhei Miwa (JAEA)

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

[2P19] R&D on Nitride Fuel Cycle Technologies for MA Transmutation in the Aspects of Safety and Economy

(1)Introduction of Overall Plan

*Masahide Takano[1], Hirokazu Hayashi[1], Tsuyoshi Murakami[2], Tatsumi Arima[3] (1. JAEA, 2. CRIEPI, 3. Kyushu Univ.)

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

[2P20] Sintering of Cerium dioxide by 28GHz Microwave Radiation

*Masatoshi Akashi[1], Taku Matasumoto[1], Masato Kato[1] (1. JAEA)

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

[2P21] High-Temperature oxidation behavior of advanced fuel cladding SiC under various oxygen partial pressures

*Souichirou Yamaguchi[1], Aikebaier Yusufu[1], Takuma Shirahama[1], Yukihiro Murakami[1], Masayoshi Uno[1] (1. Research Institute of Nuclear Engineering, University of Fukui)

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

[2P22] Comparative study of deformation process in the axial and hoop directions of Zr-2.5Nb cladding tubes

*Zishou Zhao[1], Zhengang Duan[2], Jingjie Shen[1], John Patrick MacGrady[1], Huilong Yang[1], Sho Kano[1], Hiroaki Abe[1] (1. The University of Tokyo, Graduate School of Engineering, 2. Tohoku University, Graduate School of Engineering)

6:10 PM - 6:25 PM JST | 9:10 AM - 9:25 AM UTC

[2P23] Correlation between Fe content and formation of Fe (nano) clusters in irradiated zirconium alloys

*Takashi Sawabe[1], Takeshi Sonoda[1] (1. CRIEPI)

Oral presentation | VI. Health Physics and Environmental Science：Health Physics and Environmental Science

9:30 AM - 10:35 AM JST | 12:30 AM - 1:35 AM UTC | Room Q Lecture Hall - Frontier Research in Applied Sciences Building

[2Q01-04] Dosimetry 2

Chair:Jun Hirouchi (JAEA)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2Q01] Study of personal dosimeters used for 3 mm dose equivalent due to β-rays

*Hideo Hirayama[1] (1. High Energy Accelerator Research Organization)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2Q02] Effect of coexistent zirconium with uranium solution in total reflection X-ray fluorescence analysis

*Tsugufumi Matsuyama[1,2], Yukie Izumotp[1], Kota Ishii[2], Fumiaki Kan[2], Yasuhiro Sakai[2], Hiroshi Yoshii[1] (1. QST, 2. Toho.Univ.)

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

[2Q03] Study on the Analysis Method for Radioactive Strontium in Environmental Samples by ICP-MS with Online Solid Phase Extraction

*Kayo Yanagisawa[1], Haruka Kuwata[1], Hiroki Hagiwara[1], Yasuhiro Uezu[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

[2Q04] Gamma ray effect on reading charged particle tracks incidenting oblique into FNTD

*Takuya Hashizume[1,2], Tohru Okazaki[1], Toshiya Sanami[2,3], Masayuki Hagiwara[2,3], Hiroaki Hayashi[4], Hideaki Monjushiro[2,3], Ikuo Kobayashi[1] (1. Nagase Landauer, Ltd., 2. SOKENDAI, 3. KEK, 4. Tokushima Univ.)

Oral presentation | VI. Health Physics and Environmental Science：Health Physics and Environmental Science

10:35 AM - 12:00 PM JST | 1:35 AM - 3:00 AM UTC | Room Q Lecture Hall - Frontier Research in Applied Sciences Building

[2Q05-09] Dose Assessment and Radiation Protection

Chair:Hideo Hirayama (KEK)

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

[2Q05] Comparison of improved CORSOR-M model for CsI

*Masami TAIRA[1], Yuji ARITA[2] (1. Advanced Interdisciplinary Science and Technology, Univ. of Fukui, 2. Research Institute of Nuclear Engineering, Univ. of Fukui)

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

[2Q06] Consideration of Dose Evaluation Model of Emergency Responders in Off-site

(2)Consideration of Suitability and Development of Dose Evaluation Model

*kazumasa shimada[1], Toshihisa Sasaki[1], Masanori Kimura[1], Masahiro Munakata[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

[2Q07] Dose evaluation related to land formation using recycled material of contaminated soil

*Asako Shimada[1], Hiromi Nemoto[1], Takuma Sawaguchi[1], Seiji Takeda[1] (1. JAEA)

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

[2Q08] Evaluation of reduction effects for external exposures in vehicles evacuation after nuclear accident

*Shogo Takahara[1], Masatoshi WATANABE[1], Jun HIROUCHI[1], Masashi IIJIMA[1], Masahiro MUNAKATA[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

[2Q09] Examination of the decreasing effect on internal exposure by sheltering

(3)Investigation of penetration factor in real houses

*Jun Hirouchi[1], Shogo Takahara[1], Hiroshi Komagamine[1], Masatoshi Watanabe[1], Masahiro Munakata[1] (1. JAEA)

Oral presentation | VI. Health Physics and Environmental Science：Health Physics and Environmental Science

2:45 PM - 4:05 PM JST | 5:45 AM - 7:05 AM UTC | Room Q Lecture Hall - Frontier Research in Applied Sciences Building

[2Q10-14] Environmental Remediation

Chair:Kazumasa Shimada (JAEA)

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

[2Q10] Effects of $CaCl_2$ and KCl additives on soid decontamination by cesium-free mineralization

*Iwao Shimoyama[1], Mitsunori Honda[1], Toshihiro Kogure[2], Yuji Baba[1], Tsuyoshi Yaita[1], Yoshihiro Okamoto[1] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. The university of Tokyo)

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

[2Q11] Electronic structure of Cs adsorbates on weathered biotite

effect of desorption

*Tetsuo Okane[1], Masaaki Kobata[1], Shinichi Suzuki[1], Masahiko Okumura[1], Masahiko Machida[1], Keisuke Kobayashi[1], Tsuyoshi Yaita[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

[2Q12] Cesium removal and separate from Fukushima weathered biotite using molten salt electrochemistry

*Mitsunori Honda[1], Takuya Goto[2], Yoshihide Sakanaka[2], Iwao Shimoyama[1,3], Yoshihiro Okamoto[1], Shinichi Suzuki[1,3], Tsuyoshi Yaita[1,3] (1. JAEA MRSC, 2. Doshisya Univ., 3. JAEA FESC)

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

[2Q13] On-site test for the decontamination of designated waste

Summary of the year 2013-2016 results

*Yoko Fujikawa[1], Hiroaki Ozaki[2], Shogo Taniguchi[2], Ryouhei Tanakami[2], Paul Lewtas[3], Keiko Fujiwara[1], Kouki Yasuno[1], Shinji Sakurai[4] (1. Kyoto University Research Reactor Instituite, 2. Osaka Sangyo University, 3. Edith Cowan University, 4. Osaka Prefecture University)

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

[2Q14] Study on Sustainable Treatment System of Mine Water

*Chisato Mukuta[1], Yoko Akiyama[1], Shigehiro Nishijima[1,2] (1. Osaka Univ., 2. Fukui University of Technology)

Oral presentation | VI. Health Physics and Environmental Science：Health Physics and Environmental Science

4:05 PM - 5:25 PM JST | 7:05 AM - 8:25 AM UTC | Room Q Lecture Hall - Frontier Research in Applied Sciences Building

[2Q15-19] Mobile Radiation Monitoring 1

Chair:Yoko Fujikawa (Kyoto Univ.)

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

[2Q15] Calculation of dose-rate distribution in the ship for maritime mobile radiation monitoring system (4)

*Hiroki Ofuji[1], Keiji Oda[1], Masato Kanasaki[1], Yutaka Mori[1] (1. Graduate School Of Maritime Sciences, Kobe University)

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

[2Q16] Proposal of Navigation Method using Advection Diffusion Model for Maritime Mobile Radiation Monitoring System

*Ryota Adachi[1], Hiroki Ofuji[1], Yutaka Mori[1], Masato Kanasaki[1], Keiji Oda[1] (1. Graduate School of Maritime Sciences, Kobe University)

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

[2Q17] Visualization of radioactive cesium distribution in marine sediment in Tohoku coastal waters by web GIS

*Seiki Ohnishi[1], Blair Thornton[2], Mitufumi Asami[1], So Kamada[1], Tamaki Ura[2] (1. National Maritime Research Institute, 2. University of Tokyo)

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

[2Q18] Car monitoring data visualization with the scenery seen from a car window

*Hiroko Nakamura Miyamura[1], Takeshi Matsubara[2], Akiyuki Seki[1], Hiroshi Takemiya[1] (1. JAEA, 2. VIC)

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

[2Q19] Development of dose rate mapping per nuclide by Ge car-borne 1 second measurement

*MISAO IKUTA[1] (1. Shimane Prefectural Atomic Power Environment Center)

Oral presentation | VI. Health Physics and Environmental Science：Health Physics and Environmental Science

5:25 PM - 6:30 PM JST | 8:25 AM - 9:30 AM UTC | Room Q Lecture Hall - Frontier Research in Applied Sciences Building

[2Q20-23] Mobile Radiation Monitoring 2

Chair:Iwao Shimoyama (JAEA)

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

[2Q20] Applicable test result of dose measurement by RISER

*Masatoshi Oura[1], Yuta Sato[2], Daisuke Saito[2], Minehito Kobayashi[2], Keiji Hirai[2], Hiroyuki Kikuchi[1], Shiro Takahira[1], Atsutoshi Makihira[1], Ashley Napier[3], Matt Mellor[3] (1. Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc, 2. ATOX CO., LTD., 3. Create Technologies Ltd)

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

[2Q21] Advancement of airborne radiation measurement technology

(1)Contribution of position precision by GPS for manned helicopter monitoring

*Airi Mori[1], Yukihisa Sanada[1], Eisaku Seguchi[1], Tomoki Kawabata[1], Masahiro Munakata[1] (1. JAEA)

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

[2Q22] Advancement of airborne radiation measurement technology

(2)Estimation of vertical distribution of radiocesium in soil using an unmanned helicopter

*KOTARO OCHI[1], Miyuki Sasaki[1], Mutsushi Ishida [2], Yukihisa Sanada[1] (1. JAEA, 2. NESI Incorporation)

6:10 PM - 6:25 PM JST | 9:10 AM - 9:25 AM UTC

[2Q23] Advancement of airborne radiation measurement technology

(3)Development of estimation technology for arrival direction of radiation by coincidence detector of drone

*Miyuki Sasaki[1], Tsutomu Yamada[2], Takamasa Nakasone[2], Yukihisa Sanada[1] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Japan Radiation Engineering Co.)

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

Thu. Sep 14, 2017 9:30 AM - 10:45 AM JST | Thu. Sep 14, 2017 12:30 AM - 1:45 AM UTC | Room A B11 - B1 Block

[2A01-05] Decontamination and Evaluation of Radiolysis Gas

Chair:Takeshi Tsukada (CRIEPI)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2A01] Development of decontamination technology for clearance of low level Uranium contained metal waste

Study of Uranium processing facility

*Takuji Fukuda[1], Yohei Saiki[1], Toyokazu Aoki[1], Kazunari Oguchi[1] (1. Nuclear Fuel Industries, Ltd.)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2A02] Development of the electrochemical decontamination system (2nd report)

*Masaki Ogawa[1], Kazuya Narumiya[1], Yohei Mitsuno[1], Masanori Kanda[1] (1. NGK INSULATORS,LTD.)

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

[2A03] Behavior of Radiolytic Gas in Zeolite Bed under Gamma-ray Irradiation

*Takafumi Motooka[1], Isao Yamagishi[1] (1. JAEA)

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

[2A04] Basic Study on Reduction of Hydrogen Concentration for Radioactive Waste Long-Term Storage Containers

(1)Experimental Plans

*Yota Suzuki[1], Yusei Tanaka[1], Hiep Nguyen H.[1], Gaku Takase[1], Yoshihisa Hiraki[1], Kazuyuki Takase[1], Isamu Kudo[2], Ryutaro Hino[3] (1. Nagaoka University of Technology, 2. Advan Eng, 3. Japan Atomic Energy Agency)

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

[2A05] Basic Study on Reduction of Hydrogen Concentration for Radioactive Waste Long-Term Storage Containers

(2)Development of hydrogen recombination catalyst using geopolymer

*Isamu Kudo[1], Shogo Taira[1], Keisuke Tanizawa[1], Taro Utsumi[2], Nobuhiro Oda[2], Hisayuki Suematsu[2], Kazuyuki Takase[2] (1. DAVAN ENG, 2. Nagaoka University of Technology)

低レベルのウラン含有金属廃棄物のクリアランスに向けた除染技術の開発 -ウラン取扱事業者の取組み-

Development of decontamination technology
for clearance of low level Uranium contained metal waste
- Study of Uranium processing facility -

*福田 拓司[1], 齋木 洋平[1], 青木 豊和[1], 小口 一成[1]
[1]原子燃料工業

ウランを取り扱う施設で発生する金属低レベル放射性廃棄物(LLW)のクリアランス運用に向け、除染技術、及び除染廃液中に含まれる不純物等の分離技術について、検討を行った。

キーワード：放射性廃棄物、除染

1. 緒言

ウランを取り扱う施設で発生する金属低レベル放射性廃棄物(LLW)は、ウランの放射能減衰が期待できないことから、クリアランスを適用するためには、汚染源であるウランを適切に除去する必要がある。一方で、除染作業によって金属表面を過剰に除去すると、ウランとともに除去された金属母材が二次廃棄物として大量に発生する懸念がある。本研究では、廃棄物の発生量を極力抑えるための除染技術、及び除染廃液に含まれる不純物等の分離技術について調査、試験を行い、最適な条件について検討を行った。

2. 調査・実験

2-1. 除染技術開発

ウラン等の除染技術に関し、国内外の公開資料を調査し、各手法のクリアランス除染への適用性について評価した。また、適用性が高いと判断した、酸浸漬法、及び湿式ブラスト法について、基礎的な模擬除染試験を行い、二次廃棄物の発生量を最小とする除染条件を検討した。(図 1)

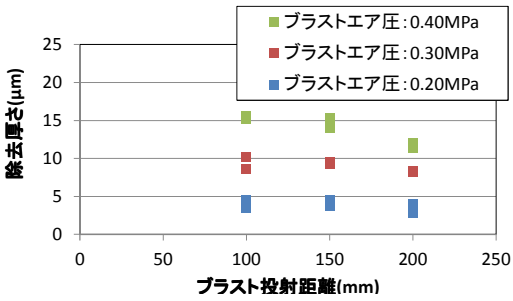


図 1 湿式ブラストによる母材除去厚さ
(材質：SUS304)

2-2. 分離技術開発

分離技術に関わる公開文献の調査、及び基礎試験の結果、除染手法を湿式ブラスト法とした場合は物理分離法、また酸浸漬法とした場合は化学分離法を適用することが適当であると評価された。特に、物理分離法として、適用性が高いと判断された遠心分離法について、実規模の模擬試験(図 2)を実施し、除染廃液中の不純物の移行挙動を評価した。

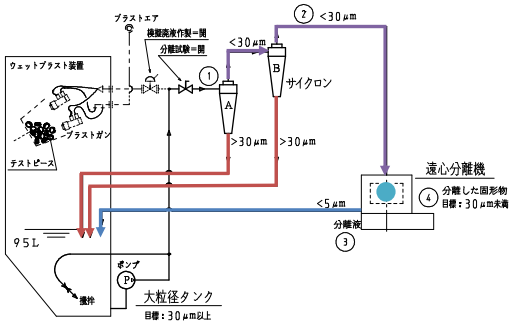


図 2 分離試験を実施した試験体系の一例

3. 結果・考察

湿式ブラスト法による模擬除染試験の結果、エア圧を 0.2MPa とすることで、クリアランス基準を満たしつつ二次廃棄物の発生量を最小とできる。また、多段化したサイクロンにより研磨剤粒子の再利用が可能である。なお、ウランを単独回収する場合には、酸などを用いた化学的手法を適用する必要があることが示された。

謝辞

本研究は、平成 26～28 年度経済産業省資源エネルギー庁「次世代再処理ガラス固化技術基盤研究事業(低レベル放射性廃棄物の除染方法の検討)」の成果の一部である。

---

*Takuji Fukuda[1], Yohei Saiki[1], Toyokazu Aoki[1], and Kazunari Oguchi[1]

[1]Nuclear Fuel Industries, Ltd.

電気化学除染技術の開発（第 2 報）

Development of the electrochemical decontamination system (2nd report)

*小川 雅輝[1]，成宮 一哉[1]，三野 洋平[1]，神田 昌典[1]
[1]日本ガイシ㈱

原子力発電所の廃炉に伴い大量に発生する放射性金属廃棄物の除染を目的として、有機酸を主成分として使用した電気化学除染技術を開発中である。今回、小口径配管内面の除染への適用性を評価する試験を実施したので報告する。

キーワード：放射性廃棄物，除染，電解研磨，配管，減容

1. 緒言

電気化学除染は金属母材から溶解することにより高い除染性能が得られるが、廃液発生量及びその処理が従来からの課題であったため、電気化学除染に使用する電解液に分解処理が容易な有機酸等を選定して除染性能を確認した[1]。スルホン酸系洗浄剤の除染性能が優れており、今回、実機化を見据え、廃炉で大量に発生する小口径配管の廃棄物を対象に、その適用性を検討した。

2. 試験内容

電解液にスルホン酸系洗浄剤を使用し、呼び径 25～80A、長さ 500mmL の配管に対して、配管内面の単位面積あたりの電流値を定電流（0.4A/cm^2）制御し電解研磨試験を実施した。研磨性能に影響を与えうる陰極条件（陰極径、陰極位置、陰極長さ等）をパラメータに、配管内面における長手方向及び円周方向の研磨速度の分布を測定し、その影響を評価した。

3. 結果・考察

陰極径に対する内面の平均研磨速度（長手方向の平均値）を図 1 に示す。陰極径と平均研磨速度には正の相関が確認できており、陰極径 φ10mm でも目標の研磨速度を満足している。

φ10mm の陰極を用いた試験での、配管内面の長手方向の研磨速度分布を図 2 に示す。配管長手方向に 50mm 間隔で測定した各研磨速度はすべての位置において目標値以上であり、長手方向に全面的に処理できている。

また、配管内面の円周方向についても、研磨速度は目標値を満たしており、陰極径 φ10mm でも使用可能であると考えている。今後は、対象とする配管径との兼ね合いを考慮し、陰極径を設定する。

以上のことから、小口径配管の除染処理に電気化学除染の適用が可能である。

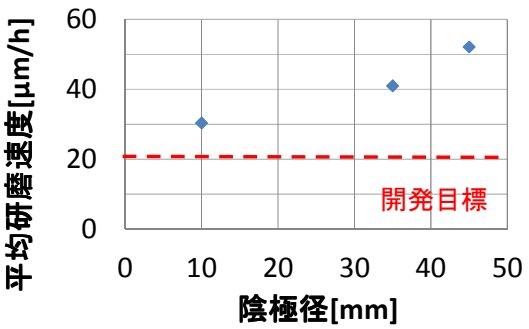


図 1. 陰極径と研磨速度(50A ｽﾃﾝﾚｽ配管)

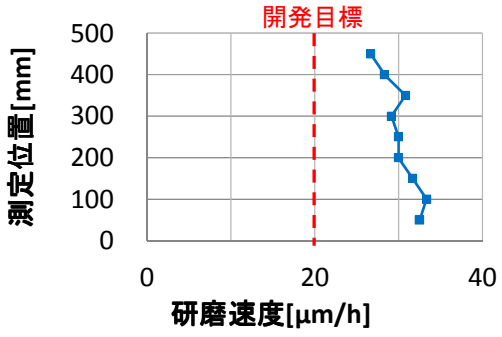


図 2. 長手方向の研磨速度分布(50A ｽﾃﾝﾚｽ配管, φ10mm 陰極)

参考文献

[1]小川他、日本原子力学会 2015 年春の年会、A21

Behavior of Radiolytic Gas in Zeolite Bed under Gamma-ray Irradiation

*Takafumi Motooka[1] and Isao Yamagishi[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

Mixtures of zeolite IE96 and artificial seawater (ASW) were poured in cylindrical tubes, and irradiated by Co-60 gamma-rays. In the case of a zeolite bed which was fully immersed in ASW, the zeolite bed level increased slightly(1.8%) and an ASW phase formed onto the bed. The ASW level increased with the irradiation dose. In the case of a partial immersion, which simulates a drained zeolite vessel, the zeolite bed level was un-changed (0.0%).

Keywords: gamma-ray, irradiation, zeolite, radiolysis, gas

1. Introduction

We have evaluated secondary wastes generated from water treatment system at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station for their safe storage. Recently we observed radiolytic gas generation and retention in a carbonate slurry and the rise of water level during Co-60 gamma-ray irradiation [1]. In this study, we investigated gas retention and volume change in zeolite beds during Co-60 gamma-ray irradiation.

2. Experimental

The UOP zeolite IE96, supplied for Cs adsorption vessels (SARRY^{TM}), was mixed with ASW containing 20,000 ppm Cl^- (Akuamarin; Yashima Co.). The mixture was poured into a quartz tube (diameter 40mm, height 500mm), and the ASW volume was adjusted to two levels; (1) top of zeolite bed (full case) and (2) a quarter bed (1/4 case). Two tubes were irradiated by Co-60 gamma-ray at 7.2 kGy/h for 27 h. This dose rate was evaluated using a PMMA dosimeter (Radix W; Radie Industry Co., Ltd.).

3. Results and Discussion

Fig.1 shows the changes in ASW and zeolite bed levels during 27 h irradiation, and the appearance after the irradiation. In full case, the ASW level rose from 402 mm to 438 mm (rise ratio, 9.0%) and the zeolite level rose from 398 to 405 mm (rise ratio, 1.8%). Larger bubbles (dia. >10 mm) were observed in higher zeolite layer but change in zeolite bed levels was slight. The volume of ASW phase formed on the zeolite bed increased with irradiation time. Observed $G(H_2)$ was calculated to 4.6×10^{-8} mol/J from data; rise of 21 mm of ASW level and dose of 36 kGy. It was almost as same as $G(H_2)$ of ASW [2]. These results suggest that the hydrogen gas bubble generated in the zeolite bed extruded water from the bed. In 1/4 case, the zeolite level was un-changed (rise ratio, 0.0%), and visible bubbles (dia. > 1 mm) and/or new voids between zeolite particles were not observed in zeolite bed. We could not confirmed the ASW level rise in zeolite bed by visual inspection. It was suggested that the drained zeolite bed could suppress the expansion of the immersed bed and absorb the extruded water in the voids. Additional experiments need for this hypothesis.

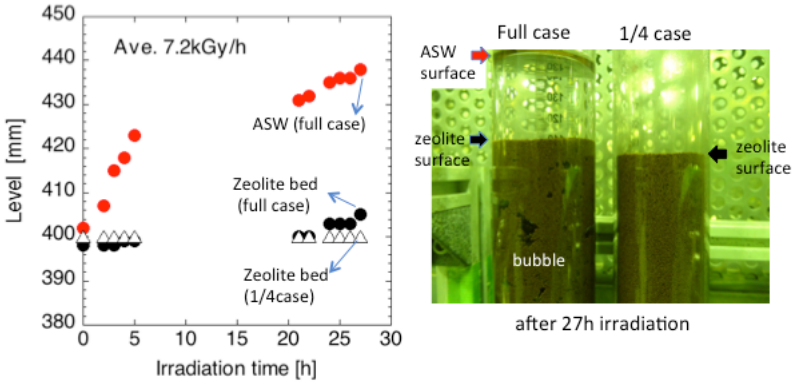


Fig.1 Changes in ASW and zeolite bed levels during irradiation, and the appearance after 27h irradiation.

References

[1] T.Motooka, R.Nagaishi, I.Yamagishi, Proceedings of Annual Meetings of Atomic Energy Society of Japan 2016, 2I20 (2016) [in Japanese]
[2] R.Nagaishi, T.Motooka, I.Yamagishi et al., ibid, 2I21 (2016) [in Japanese]

放射性廃棄物長期保管容器を対象にした水素濃度低減のための基礎研究
（1）実験計画

Basic Study on Reduction of Hydrogen Concentration for
Radioactive Waste Long-Term Storage Containers
(1) Experimental Plans

*鈴木 陽太[1]，田中 優生[1]，Nguyen H. Hiep[1]，高瀬 学[1]，
平木 義久[1]，高瀬 和之[1]，工藤 勇[2]，日野 竜太郎[3]
[1]長岡技術科学大学，[2]アドバンエンジ，[3]日本原子力研究開発機構

放射性廃棄物長期保管容器内で発生する水素ガスの濃度を低減させるための基礎研究として、水素濃度低減に対する水素再結合触媒付き廃棄物長期保管容器の有効性を確認するための実験計画について述べる。

キーワード：廃棄物長期保管容器，水素濃度低減，再結合触媒，基礎実験計画，予備解析

1. 緒言

福島第一原子力発電所の廃炉に向けて、燃料デブリなどの含水性放射性廃棄物を貯蔵・保管する際、水の放射線分解によって水素が発生し、保管容器内に蓄積する。よって、水素の燃焼・爆発に対する予防安全性向上の観点から、容器内に発生する水素の濃度を低減する技術を導入する必要がある。本研究の目的は、水素再結合触媒付き廃棄物保管容器が水素濃度低減に有効であることを実験的に確認することである。

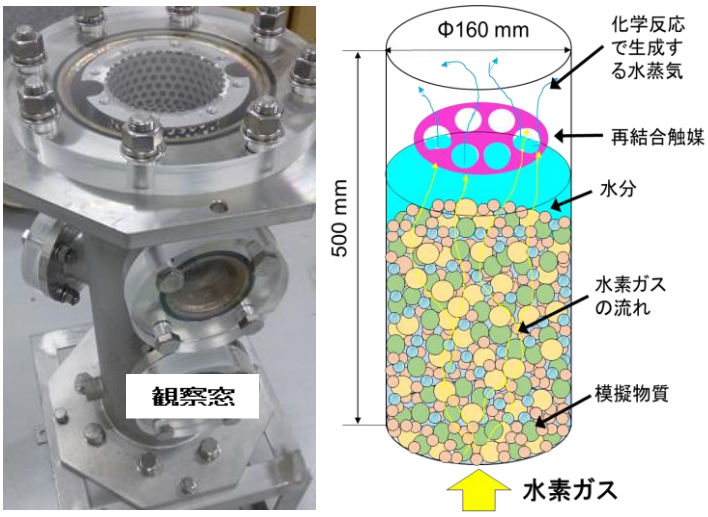
2. 基礎実験計画及び予備解析

基礎実験は、①水素濃度計測実験と②水素挙動観察実験を計画している。水素濃度計測実験では、図１に示す密閉容器の内部に水素再結合触媒であるジオポリマー触媒を設置して、容器内に空気と水分を含む条件で容器底部から水素ガスを一定量注入した後、容器内における水素濃度の時間変化を計測し、水素濃度を低減できることを確認する。また、実験体系を模擬した予備解析によって容器内の水素挙動を数値的に把握する。さらに、容器内に封入される燃料デブリ等の放射性廃棄物周りの水素の流れを可視的に観察することを目的として、簡易アクリル流路、廃棄物模擬物質及び水素可視化シートから成る水素挙動観察実験を実施する。

3. まとめ

現在、実験開始に向けて装置を整備中である。本成果は今後の放射性廃棄物長期保管容器の検討に資する考えである。

本研究の一部は、「文部科学省英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」により実施された「廃棄物長期保管容器内に発生する可燃性ガスの濃度低減技術に関する研究開発」の成果である。



装置外観　　装置内部概略

図1　水素濃度計測実験装置

参考文献

[1] J. O. Henrie, J. M. Appel, Evaluation of Special Safety Issues Associated with Handling the Three Mile Island Unit 2 Core Debris, (1985), GEND051

[2] L. L. Taylor, TMI Fuel Characteristics for Disposal Criticality Analysis, DOE/SNF/REP-084, (2003)

---

*Yota Suzuki[1], Yusei Tanaka[1], Nguyen H. Hiep[1], Gaku Takase[1], Yoshihisa Hiraki[1], Kazuyuki Takase[1], Isamu Kudo[2], Ryutaro Hino[3]
[1]Nagaoka University of Technology., [2]Advan Eng., [3]Japan Atomic Energy Agency.

放射性廃棄物長期保管容器を対象にした水素濃度低減のための基礎研究
（２）ジオポリマーを用いた水素再結合触媒の開発

Basic Study on Reduction of Hydrogen Concentration for Radioactive Waste Long-Term Storage Containers

(2) Development of hydrogen recombination catalyst using geopolymer

*工藤　勇[1]，平　尚悟[1]、谷澤　圭佐[1]、内海　太禄[2]、小田　信広[2]、末松　久幸[2]、高瀬　和之[2]

[1]アドバンエンジ、[2]長岡技術科学大学

放射性廃棄物の長期保管容器内で発生する水素ガスの濃度を低減させるための基礎研究として、ジオポリマーに Pt を担持させた水素再結合触媒を開発し、十分な触媒活性が得られることを実験的に確認した。

キーワード：廃棄物保管容器、水素濃度低減、再結合触媒、ジオポリマー、Pt 担持

1. 緒言

福島第一原子力発電所の廃炉に向けて、燃料デブリなどの含水性放射性廃棄物を貯蔵・保管する際、水の放射線分解によって水素が発生し、保管容器内に蓄積する。したがって、水素の燃焼・爆発に対する予防安全性向上の観点から、容器内に発生する水素の濃度を低減する技術を導入する必要がある。本研究では、ジオポリマーを母材とする水素再結合触媒を開発したので、その特性について報告する。

2.ジオポリマー触媒の作製

ジオポリマーは、アルミノケイ酸塩を基とした非晶質な高分子材料であり[1]、組成や形状の柔軟性を有し、密度・気孔率の制御が容易である。また、ホウ素を添加することで中性子遮蔽機能を持たせることも可能である[2]。本研究では、強度とハンドリング性を高めるためにジオポリマーで球形状の構造体を作製し、その表面に白金をコーティングし、触媒とした。

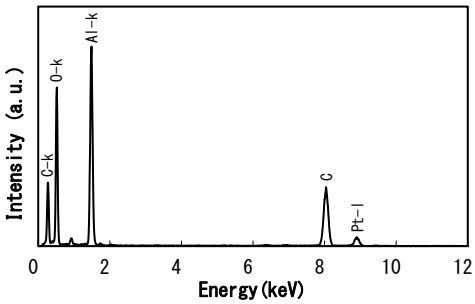


図 1.元素分析結果（Pt1.0wt%）

3.実験結果

一例として、Pt 担持量が 0.1 及び 1 wt%、焼成条件 500℃（3 時間）における Pt 担持アルミナ粉末の触媒性能を図 2 に示す。測定結果から常温においても触媒活性が確認された。

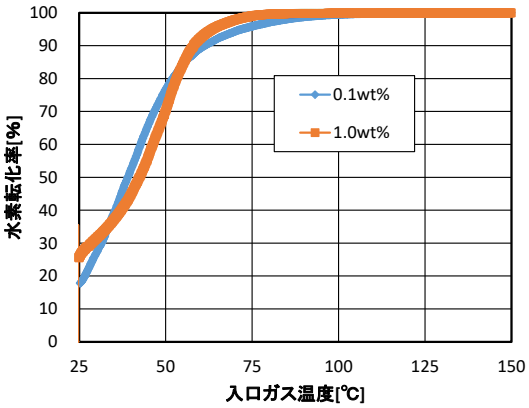


図 2. 触媒活性測定結果

4. 結論

ジオポリマー触媒を開発し、その性能を評価した。実験結果からジオポリマー触媒が放射性廃物保管容器内の水素濃度を低減し、保管中の爆発等のリスクを低減できる可能性が分かった。今後、保管容器を模擬した容器内にジオポリマー触媒を設置し、水素濃度低減試験を行い、触媒としての成立性を検証する。

本研究の一部は、「文部科学省英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」により実施された「廃棄物長期保管容器内に発生する可燃性ガスの濃度低減技術に関する研究開発」の成果である。

参考文献

[1] Davidovits,”Geopolymer”, Institut Geopolymere, Saint-Quentin, France, (2011).

[2] 寺澤，工藤，小川，末松、日本原子力学会 2016 年春の大会（東北大学）、3I06

**Isamu Kudo[1], Shogo Taira[1], Keisuke Tanizawa[1], Taro Utsumi[2], Nobuhiro Oda[2], Hisayuki Suematsu[2], Kazuyuki Takase[2]

[1]ADVAN ENG, [2]Nagaoka University of Technology

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

Thu. Sep 14, 2017 10:45 AM - 12:00 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 1:45 AM - 3:00 AM UTC | Room A B11 - B1 Block

[2A06-10] Vitrification 1

Chair:Ippei Amamoto (JAEA)

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

[2A06] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

(39)A Basic research on the applicability of iron phosphate glass for low-level radioactive waste - Overview and plan of fused glass solidification with nuclides contamination -

*Fuminori Sato[1], Takahito Chaki[2], Yasuo Saito[1], Tsuyoshi Arai[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Shibaura Institute of Technology)

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

[2A07] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

(40)Improvement of vitrified solids of surrogate nuclides to the treated ion exchange resin

*Kouichi Ikeda[1], Takeshi Tsukada[1], Tsuyoshi Usami[1], Shizue Furukawa[1], Kazuyoshi Uruga[1] (1. criepi)

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

[2A08] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

(41)Evaluation of advanced borosilicate glasses chemical durabilities

*Kohei Owaku[1], satoshi yuuki[1], yoshiyuki miura[1], haruka tada[1], norio kanehira[1] (1. JAPAN NUCLEAR FUEL LIMITED)

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

[2A09] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

(42)Bottom drain test and synchrotron X-ray absorption analysis of iron phosphate glass sample containing simulated HLLW

*Yoshihiro Okamoto[1], Hidekazu Kobayashi[1], Takayuki Nagai[1], Hiromi Kobayashi[2], Masanobu Honma[2], Kazuya Hirono[2], Kiyoshi Hatakeyama[2], Hideaki Shiwaku[1] (1. JAEA, 2. E&E Techno Service Co. Ltd.)

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

[2A10] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

(43)Separation property of HLW adsorption glass for Mo and Zr recovery

*Hirohide Kofuji[1], Sou Watanabe[1], Ichiro Goto[1], Yasunori Miyazaki[1], Kazunori Nomura[1], Masayuki Takeuchi[1] (1. JAEA)

放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究
（39）低放射性廃棄物に対する鉄リン酸ガラスの適用性に関する基礎研究
-夾雑元素を含む溶融ガラス化試験の概要及び計画-

Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

(39) A basic research on the applicability of iron phosphate glass for low-level radioactive waste

- Overview and plan of fused glass solidification with nuclides contamination -

*佐藤 史紀[1]，茶木 孝仁[2]，齋藤 恭央[1]，新井 剛[2]

[1] 日本原子力研究開発機構，[2] 芝浦工業大学

再処理施設から発生する低放射性廃液の固化処理方法として、廃液中のリンを固化体の骨格に利用可能な鉄リン酸ガラスに着目し、夾雑元素を含む廃液の溶融ガラス化試験の計画を検討した。

キーワード：鉄リン酸ガラス，放射性廃棄物，夾雑元素，ガラス固化，溶融ガラス化

1. 緒言

低放射性廃液の処理には、従来、セメント固化を用いることが検討されているが、リン酸イオン等が多く含まれる廃液の処理には、セメントの凝固反応の阻害による充填率の低下等の課題があった。これまで本研究では、廃液中のリンを固化体骨格に利用可能な鉄リン酸ガラスに着目し、模擬廃液を用いた溶融ガラス化試験を行って、処理可能であることを示してきた[1 - 3]。今年度、低放射性廃液に含まれる夾雑元素を考慮した溶融ガラス化試験を計画しており、本報告では、昨年度までの成果にもとづく鉄リン酸ガラスの組成条件や、既存の低放射性廃液の分析結果を踏まえた夾雑元素の混入量等について説明する。

2. 鉄リン酸ガラスの組成条件（表 1 参照）

昨年度の検討から、処理時の組成条件を調整することで（Fe：P：Na = 1.0：1.6：1.5 [mol 比]）、廃棄物充填率を 29wt%まで高められることが分かった。本条件を用いて、夾雑元素を考慮した溶融ガラス化試験を実施する。

表 1　鉄リン酸ガラスの組成条件の検討結果

鉄リン比〔mol 比〕	Na 添加量〔Na/Fe (mol/mol)〕							
	1.0	1.1	1.2	1.3	1.4	1.5	1.6	1.7
Fe:P=1:1.5	○	○	○	○	○	×	×	―
Fe:P=1:1.6	○	○	○	○	○	○	×	×
Fe:P=1:1.7	○	○	○	○	○	○	△	×
Fe:P=1:1.8	○	○	○	×	×	―	―	―

○：ガラス化　△：結晶化の可能性有　×：結晶化　―：試験せず

3. 夾雑元素の混入量（図 1 参照）

低放射性廃液中の夾雑元素を分析した既往研究[4]を参考に検討した。夾雑元素の量は、ガラス中の鉄に対して、アルカリ金属合計で 3×10^{-8} [mol/mol-Fe]、アルカリ土類金属合計で 5×10^{-3} [mol/mol-Fe] 程度となった。本研究では、過去、鉄リン酸ガラスへ夾雑元素を 0.01～0.1 [mol/mol-Fe] の条件で添加する試験を実施しており、現時点では、夾雑元素の大半はガラス中に閉じ込めることができると予想される。

図 1　夾雑元素の混入量の検討結果（例）

参考文献

[1] 石井他, 2015 年秋の年会 F52　[2] 石井他, 2016 年春の年会 3I07　[3] 茶木他, 2016 年秋の年会 1E14　[4] 岡野他, 2011 年秋の年会 A13

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「平成 29 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業」の成果の一部である。

*Fuminori Sato[1], Takahito Chaki[2], Yasuo Saito[1] and Tsuyoshi Arai[2]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Shibaura Institute of Technology

放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究
(40)模擬使用済イオン交換樹脂のガラス固化体の改良

Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction
(40) Improvement of vitrified solids of surrogate nuclides to the treated ion exchange resin

*池田 弘一[1], 塚田 毅志[1], 宇佐見 剛[1], 古川 静枝[1], 宇留賀 和義[1]
[1](一財)電力中央研究所

イオン交換樹脂およびガラス原料をプラズマ溶融して得られたガラス固化体は、廃棄物充填率や浸出率に課題があった。そこで、試料の投入方法やガラス原料の成分組成を改良した結果、廃棄物充填率が高く、浸出率が低いガラス固化体を得る見通しが得られた。

キーワード：低レベル放射性廃棄物、プラズマ、溶融、ガラス、イオン交換樹脂

1．緒言　ガラス原料が SiO_2-Na_2O のガラス固化体は、Al_2O_3-SiO_2-CaO のそれに比べてイオン交換樹脂に吸着させた金属のガラスへの移行率は高いものの、ガラスの耐水性が低いことが確認された。併せて、ガラスの廃棄物充填率（ガラス固化体に占めるガラス原料以外の成分の割合）が目標の半分に満たない等の課題があった[1,2]。本報告は、ガラス固化体の廃棄物充填率や浸出率を向上する観点から実施した、既設のプラズマ溶融炉によるガラス化試験結果を示す。

2．方法　内径 230mm の黒鉛坩堝内でガラス原料 1kg を溶融した後、酸素濃度 60%の炉内雰囲気でイオン交換樹脂 4.1～4.5kg を逐次分割投入し、プラズマ溶融を行った。その際、イオン交換樹脂を投入する瞬間だけ、プラズマの作動ガス以外のガス注入を停止した。ガラス原料カレットの成分組成は、SiO_2-Na_2O〔試験番号Ⅰ〕と、SiO_2-Na_2O-Al_2O_3-B_2O_3〔試験番号Ⅱ〕の 2 種類とした。コールドトレーサーは、原子力発電所等の調査を参考に、非放射性の Fe、Cr、Ni、Co、Cu、Zn、Mn、Cs および Sr で、それらの総重量がイオン交換樹脂の重量（乾燥時）の約 4wt%相当になるようにイオン交換樹脂に吸着させた。坩堝に耐火蓋を被せてイオン交換樹脂を熱分解・燃焼させる空間を設け、溶融試料を 30kW 未満の加熱出力で全量溶融した。実験終了後に、坩堝内で自然冷却したガラス固化体を分析した。

3．結果　廃棄物充填率はガラス原料の違いによる差はほとんど無く、イオン交換樹脂の投入方法を改良することで目標の 70%超を達成できていることを確認した（図 1）。イオン交換樹脂投入時にガスを注入しないことで、溶湯への到達率が向上したと考えられる。

環境省告示第 16 号に準拠した浸出試験の結果から算出した浸出率（ガラス固化体の元素重量に対する、所定の浸出期間が終了した浸出液に含まれる元素重量の割合）は、SiO_2-Na_2O に比べて SiO_2-Na_2O-Al_2O_3-B_2O_3 では小さかった（図 2）。振とう後の静置時間の経過による違いがほとんど認められず、SiO_2-Na_2O-Al_2O_3-B_2O_3 のガラス原料の方が、放射性核種の金属を閉じ込めやすいことが示唆された。

参考文献

[1]池田他、2016 年秋の大会 1E02　[2]池田他、2017 年春の年会 2L07

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「平成 29 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究」の成果の一部である。

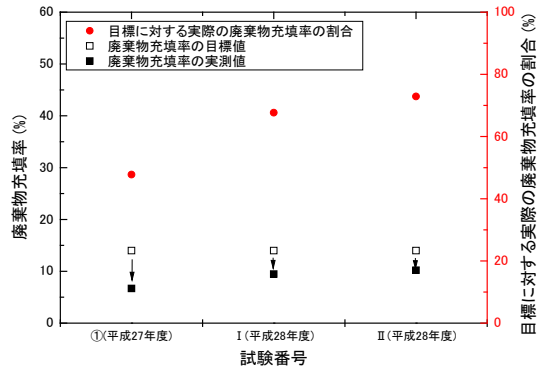


図 1　廃棄物充填率

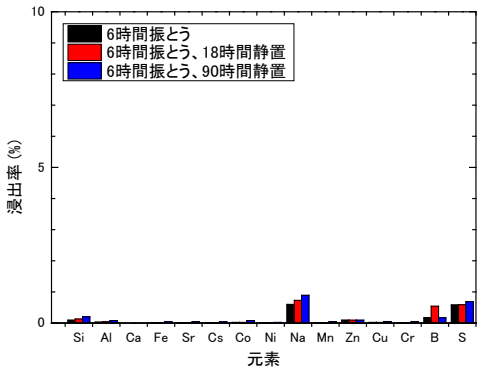


図 2　浸出率（SiO_2-Na_2O-Al_2O_3-B_2O_3）

* Kouichi Ikeda[1], Takeshi Tsukada[1], Tsuyoshi Usami[1], Shizue Furukawa[1] and Kazuyoshi Uruga[1]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry(CRIEPI)

放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究
(41)改良ホウケイ酸ガラスの耐水性評価

Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

(41)Evaluation of advanced borosilicate glasses chemical durabilities

*大和久 耕平[1]，結城 智[1]，三浦 吉幸[1]，多田 晴香[1]，兼平 憲男[1]

[1]日本原燃

高レベル廃液の高充填化ガラス固化体におけるイエローフェーズ（以下、「YP」という）発生抑制可能なマトリックスの開発において、網目修飾成分が耐水性に与える影響を評価した。

キーワード：ホウケイ酸ガラス，イエローフェーズ，高レベル液体放射性廃棄物

1. 緒言

本研究では高レベル廃液のガラス固化体への高充填化を目指し、高充填時に懸念される YP 発生を抑制できるマトリックスの開発を行っている。これまでに、$1.5 \leqq SiO_2/B_2O_3 \leqq 2.0$(mol%比)の範囲で、$Al_2O_3$ 濃度を適切に設定することで、六ヶ所再処理工場のガラス固化体と同等の耐水性を維持しつつ MoO_3 溶解度が向上することが確認されている[1]。しかし、当該組成範囲において修飾酸化物が耐水性に与える影響については確認されていない。そこで本研究では簡素化したガラス組成によるサーベイ結果をもとに、実廃液への適用性を検討するため実際を模擬した廃棄物固化ガラスを作製し、1 価金属比および 1 価金属と 2 価金属比が耐水性に与える影響を評価した。

2. 実験方法

本研究のパラメータは Li_2O/Na_2O 比および$(Li_2O+Na_2O)/(ZnO+CaO)$比とし、SiO_2/B_2O_3 比は 1.75 とした。また、各組成に対して廃棄物充填率（Na_2O 除く）を 12wt%、26wt%の 2 種類設定した（表 1）。

耐水性評価に用いる模擬ガラスは、高レベル廃液を模擬した溶液由来の仮焼物とガラスカレットを秤量し、それらを白金容器に入れ、電気炉にて所定の加熱条件（1200℃、2h）で加熱し、大気中で急冷することにより作製した。作製した模擬ガラスのガラス化状態については外観観察によって、耐水性については PCT 試験および MCC-1 試験によって規格化浸出速度を求め、それぞれ評価した。

表 1　模擬ガラスパラメータ

パラメータ(mol%)＼試料名	S300C12	S303C12	S306C12	S300C26	S303C26	S306C26
SiO_2/B_2O_3	1.75					
Li_2O/Na_2O	標準※	2.7（↑）	標準※	標準※	1.0（↑）	標準※
$(Li_2O+Na_2O)/(ZnO+CaO)$	標準※	標準※	1.0（↓）	標準※	標準※	1.6（↓）
廃棄物充填率（Na_2O 除く）	4.3（12wt%）			10.4（26wt%）		

※六ヶ所再処理工場のガラス固化体組成準拠

3. 結論

評価の結果、Li_2O/Na_2O比の上昇および$(Li_2O+Na_2O)/(ZnO+CaO)$比の減少によるガラス化状態および浸出特性についての有意な差異は見られず、Savannah River Laboratory(SRL)におけるリファレンスガラス(SRL-EA)の規格化浸出速度を下回っている（図1）。よって、これらのガラスはいずれも良好な耐水性を有することがわかった。今後、さらなる物性値の取得・評価によりガラス組成範囲の最適化を行う。

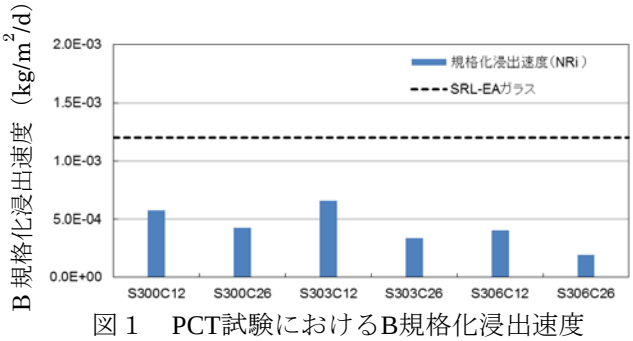


図 1　PCT試験におけるB規格化浸出速度

参考文献

[1] 小松 克茂ら 「高充填減容固化用ガラスマトリックスの検討 -ガラスの B_2O_3 及び Al_2O_3 含有量が MoO_3 溶解度と耐水性に与える影響-」原子力学会 2016 年春の大会 予稿集 1G16（2016）

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「平成 29 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業」の成果の一部である。

*Kohei Owaku[1], Satoshi Yuuki[1], Yoshiyuki Miura[1], Haruka Tada[1] and Norio Kanehira[1]

[1]Japan Nuclear Fuel Limited (JNFL)

放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究
（42）模擬廃液含有鉄リン酸ガラス流下試験と放射光分析

Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction
(42) Bottom drain test and synchrotron X-ray absorption analysis of iron phosphate glass sample containing simulated HLLW

*岡本 芳浩[1]，小林 秀和[1]，永井 崇之[1]，小林 博美[2]，本間将啓[2]，廣野和也[2]，
畠山清司[2]，塩飽秀啓[1]
[1]原子力機構，[2](株)E&E テクノサービス

小型溶融炉試験装置を使用した模擬廃液含有鉄リン酸ガラスの流下試験を実施した。流下試験で製造した固化試料について、放射光 XAFS 分析を行い、白金族元素をはじめとする主要元素の化学状態を調べた。

キーワード：ガラス固化、流下試験、鉄リン酸ガラス、XAFS、放射光

1. 緒言

高レベル廃液ガラス固化では、現行のホウケイ酸ガラス（BS ガラス）の代替マトリックス候補として、鉄リン酸ガラス（IP ガラス）が着目されている。我々は、30～40mol%Fe_2O_3-P_2O_5 の IP ガラスに、模擬廃液成分を含有した試料を調製し、その性質や含有元素の配位構造について系統的に調べ報告した[1,2]。本研究では、小型溶融炉試験装置を用いた流下試験を行い、得られた流下試料を放射光 XAFS 等で分析した。

2. 実験

IP ガラス原料に 35mol%Fe_2O_3-P_2O_5 を選び、H_3PO_4 溶液と Fe_2O_3 粉末の混合物を 200℃で脱水し 1200℃で溶融後、室温まで放冷して 10mm 程度のカレットに破砕した。このカレット 0.5kg に、流下試料中の廃液成分が酸化物換算 20wt%となるよう模擬廃液を添加して、650℃で仮焼した試料を流下試験に供した。流下試験は、ルツボ底面に管を接合したアルミナ容器へ試料を入れて、小型溶融炉試験装置にセットし、炉内温度 1150℃で 2.5 時間保持した後、アルミナ管を加熱して溶融ガラスを黒鉛容器へ流下した。放射光分析は、高エネルギー加速器研究機構放射光実験施設の BL-27B および大型放射光施設 SPring-8 の BL11XU において実施した。測定対象元素（Ce、Fe、Zr、Mo、Ru、Rh、Pd）および分析法（XAFS およびイメージング XAFS）は昨年度の報告[2]と同じである。

3. 結果

流下試験は、溶融 IP ガラスの粘性が低く、1 分以内で流下が完了し、その間、黒鉛容器に 6 本分の試料を採取して、3 本目を分析に供した。放射光分析の結果、Ce のほとんどが 3 価で、Mo が 5 価であるなど、BS ガラス系より還元的であること、Ru が RuO_2 として微粒子状に分散すること（図 1 参照）などが確認された。これらの結果は、昨年度実施したルツボ試験ベースの同組成のガラス試料と同じ傾向であった。

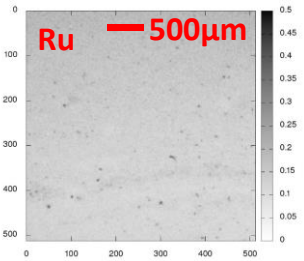


図 1　流下試験試料の Ru 元素マッピング

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「平成 28 年度次世代再処理ガラス固化技術基盤研究事業」の成果の一部である。本研究における放射光実験は、大型放射光施設 SPring-8 利用実験課題 2016A3504 および 2016B3505、高エネルギー加速器研究機構（KEK）放射光実験施設（PF）共同利用実験課題 2016G064 によって行われた

参考文献

[1] 小林秀和ほか、原子力学会 2016 年秋の大会、1E04
[2] 岡本芳浩ほか、原子力学会 2016 年秋の大会、1E05

*Yoshihiro Okamoto[1], Hidekazu Kobayashi[1], Takayuki Nagai[1], Hiromi Kobayashi[2], Masanobu Honma[2], Kazuya Hirono[2], Kiyoshi Hatakeyama[2], Hideaki Shiwaku[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]E&E Techno Service Co. Ltd.

放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究
(43)高レベル廃棄物吸着ガラスによる Mo、Zr 分離特性

Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

(43) Separation property of HLW adsorption glass for Mo and Zr recovery

*小藤 博英[1]，渡部 創[1]，後藤 一郎[1]，宮崎 康典[1]，野村 和則[1]，竹内 正行[1]

[1]日本原子力研究開発機構

マイナーアクチニド(MA)等の分離法として、多孔質シリカに抽出剤を含浸させた吸着材を用いた抽出クロマトグラフィ法の開発を進めている。実廃液の処理においては Mo や Zr が吸着材に優先的に吸着され、他の元素の吸着容量に影響することから、これらを事前に除去するフローを検討し、適用性を評価した。

キーワード：抽出クロマトグラフィ，マイナーアクチニド，モリブデン，ジルコニウム，分離

1. 緒言

使用済燃料再処理における高放射性廃液からマイナーアクチニド(MA)を分離除去することにより、高レベル廃棄物(HLW)の取扱いや処分環境への負荷の低減が期待できる。分離された MA は消滅処理、個別管理、固化処分などいくつかの処置が考えられる。この MA 分離法の一つとして抽出クロマトグラフィ法が研究されており[1]、吸着カラムには廃棄物核種に対して選択的吸着性を有する抽出剤を含浸させた多孔質シリカ粒子を用いている。本手法では抽出剤の希釈剤が不要であるため溶媒抽出法に比して 2 次廃棄物の発生量が少ないことや抽出剤の保持担体として多孔質シリカを用いるため、ガラス固化体の原料の一部として利用できること等が期待される。

実際の高レベル放射性廃液処理プロセスにおいては、希土類(RE)や MA を回収するための CMPO (n-octyl(phenyl)-N,N-diisobutyl carbamoylmethylphosphine oxide)含浸吸着材に廃液組成の一部である Mo や Zr が優先的に吸着し、他の廃棄物元素の吸着分離を阻害することから、これらの元素に選択的吸着性を有する HDEHP (di-(2-ethylhexyl) phosphoric acid) を含浸させた吸着材による事前除去法を検討した。

2. 実験

多孔質シリカ粒子にスチレンジビニルベンゼンポリマーを塗布し、HDEHP を含浸させて前処理用の吸着材とした。HDEHP 吸着材を 1cmφのカラムに高さ 1 cm となるよう充填して、模擬高レベル放射性廃液、洗浄液(2M HNO_3)、溶離液(1M H_2O_2 および 0.75M シュウ酸)の順番で通液し、カラム出口液をフラクションコレクタにて一定量毎に分別採取した。得られた試料は ICP-AES にて各元素の濃度を測定した。

3. 結果と考察

Mo、Zr、Fe 以外の元素は、カラムへの吸着、蓄積はなかった。図 1 に溶離曲線を示す。ここで、模擬廃液元素の内、Ba を非吸着元素の代表としてあわせて記載した。Mo はフィード液の通液と共にカラムに吸着し、吸着容量を超えた分が破過した。吸着した Mo は H_2O_2 およびシュウ酸溶液の通液によってほぼ全量が溶離することが明らかになった。Fe も Mo とほぼ同様の傾向を示した。Zr は吸着した量の 80 %が溶離したが、一部がカラム中に残留した。溶離操作を繰り返すことに伴い Zr 吸着量はわずかに減少する傾向にあった。カラムの再利用性を向上させるためには、Zr の溶離液について改善が必要であることが分かった。

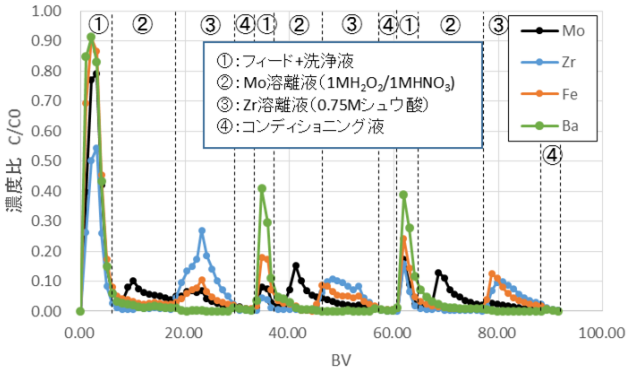


図 1　HDEHP/SiO_2-P カラムによる分離曲線

参考文献

[1] Sou Watanabe et al., "Extraction Chromatography Experiments on Repeated Operation using Engineering Scale Column System ", Energy Procedia 7 (2011) 449–453.

*Hirohide Kofuji[1], Sou Watanabe[1], Ichiro Goto[1], Yasunori Miyazaki[1], Kazunori nomura[1] Masayuki Takeuchi[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

※本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「平成 28 年度 次世代再処理ガラス固化技術基盤研究事業」の成果の一部である。

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

Thu. Sep 14, 2017 2:45 PM - 4:20 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 5:45 AM - 7:20 AM UTC | Room A B11 - B1 Block

[2A11-16] Vitrification 2

Chair:Tetsuo Fukasawa (HGNE)

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

[2A11] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction
(44)Effect of bubbling and mechanical agitation on reduction of yellow phase

*Takeshi Tsukada[1], Kazuyoshi Uruga[1], Tsuyoshi Usami[1] (1. CRIEPI)

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

[2A12] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction
(45)Facilitation of cold-cap reaction by powderization of feed glass

*Uruga Kazuyoshi[1], Takeshi Tsukada[1], Tsuyoshi Usami[1] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry)

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

[2A13] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction
(46)Reaction of Platinoids in the cold cap

*Tsuyoshi Usami[1], Kazuyoshi Uruga[1], Takeshi Tsukada[1] (1. CRIEPI)

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

[2A14] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction
(47)Noble Metal Descending Behavior in a Molten Glass - Observation of simulating fluid -

*Iku MIYASAKA[1], Midori UCHIYAMA[1], Kunihiko NAKANO[1], Hiroaki FUJIWARA[1] (1. IHI Corp.)

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

[2A15] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction
(48)Noble Metal Descending Behavior in Molten Glass -Numerical Analysis of the Motion of Plumes Containing Noble Metal Particles-

*Shunji Homma[1], Tamaki Yoshikawa[1], Ryota Nakajima[1], Iku Miyasaka[2], Midori Uchiyama[2], Hiroaki Fujiwara[2] (1. Saitama University, 2. IHI)

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

[2A16] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction
(49)Numerical modeling of behavior of noble metal particles in Joule heated glass melter

*Hiroaki Fujiwara[1], Hiroshi Ikai[1], Kunihiko Nakano[1], Syun-ichiro Ueno[1], Iku Miyasaka[1] (1. IHI)

4:15 PM - 4:20 PM JST | 7:15 AM - 7:20 AM UTC

Time reserved for Chair

放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究
(44)バブリングおよび機械撹拌によるイエローフェーズ生成抑制効果

Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction
(44) Effect of bubbling and mechanical agitation on reduction of yellow phase

*塚田 毅志[1]，宇留賀 和義[1]，宇佐見 剛[1]
[1]電力中央研究所

小型ガラス溶融炉による連続供給試験において，イエローフェーズ(YP)のガラスへの溶解を促進するため，撹拌翼およびバブリングによる溶融ガラスの撹拌を実施した。撹拌翼による撹拌では流下ガラス中の YP 量を低減できた一方，バブリングでは撹拌しない場合よりも YP 量が増加し，条件次第では逆効果となることがわかった。
キーワード：高レベル放射性廃棄物，ガラス固化，イエローフェーズ，撹拌，バブリング

1. 緒言

本研究では，高レベル放射性廃棄物のガラスへの高充填化を目標としている。高充填する際の課題の 1 つとしては, YP と称されるガラスに難溶の結晶相（主として Mo 酸塩）の生成を抑制することが挙げられる。本研究では，ジュール加熱式の小型ガラス溶融炉を用いた連続供給試験において，YP のガラスへの溶解を促進するため，供給試験中に撹拌翼または空気吹き込みによって，炉内の溶融ガラスの撹拌を行った。溶融炉から流下したガラスに含まれる YP 量から，これら撹拌の効果を評価した。

2. 試験方法

使用した撹拌翼は 4 枚羽のプロペラ型で, 翼直径 4 cm である。溶融ガラスプール（縦 15×横 15×深さ 10-13 cm）の水平方向および垂直方向の中心に撹拌翼が位置するように，炉の上部から垂直に翼を挿入した。回転速度は 10-150 rpm で変化させた。バブリングについても，バブリング管の先端が溶融プールの中心に来るように設置し，流量 100-1600 mL/min で空気を吹き込んだ。供給した廃液は，実廃液の組成を試薬で模擬したものであるが，白金族元素は含まれていない。供給したガラスは，六ヶ所再処理工場で使用されているものと同組成でビーズ形状である。これら廃液とビーズの供給比率は，Na を除く廃棄物充填率が 25 wt%となる条件とし，供給速度は，7.2 時間で 1.5 kg のガラス固化体を作製できる条件とした。

3. 試験結果および考察

図 1 に，撹拌なし，撹拌翼による撹拌，バブリングによる撹拌を行った場合における，流下ガラス中の YP（水溶性 Mo）量を示す。撹拌翼を用いた場合では，いずれの翼回転速度においても「撹拌なし」と比べて YP 量が減少し，抑制効果を確認できた。一方バブリングでは，いずれの流量においても YP 量は増加し，抑制効果は認められなかった。この理由は明確でないが，バブリング管を溶融ガラスプールの中心に挿入したため，上半分のガラスは十分対流した反面，下部のガラスは停滞していた可能性がある。仮焼層で生成した YP は対流によって短時間で下部へと移動した後，炉底で停滞し，溶解せずに蓄積したと推測される。本試験のバブリング条件は最適でなかった可能性はあるものの，条件次第では YP の抑制にとって逆効果となることもあることがわかった。機械撹拌ではプロペラ形状の翼により，溶融ガラス全体が対流したことに加え，撹拌翼を炉上部から垂直に挿入したため, 仮焼層が撹拌翼の軸の周りに同心円状に形成し，翼の回転に合わせて回転した(図 2)。これら複合的な撹拌効果により，YP の溶解が促進したと考えられる。ただし，仮焼層は回転による衝撃で時折崩壊し，その後再形成するという挙動を繰り返した。仮焼層崩壊時には廃液が溶融ガラス上に直接滴下されて突沸のような状態となり, これによって廃液成分のオフガスへの移行量が増加するという課題が見られた。今後，溶融ガラスの撹拌と仮焼層の回転のどちらが YP の生成抑制に効果があるかを追究すると共に，仮焼層の回転が効果的である場合には，崩壊を抑制する対策の検討が必要である。

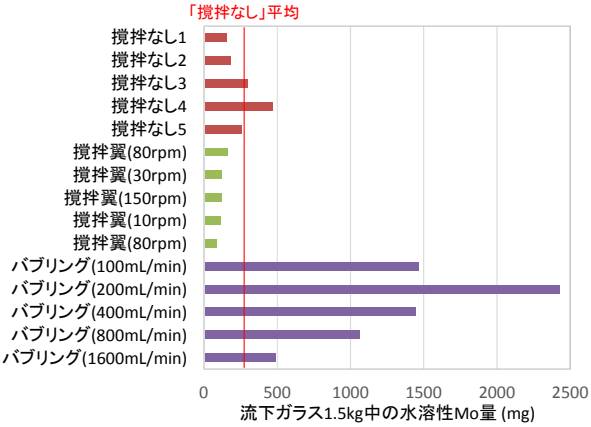


図 1 各試験における流下ガラス中の YP 量

図 2 回転する仮焼層の様子

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「平成 29 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究」の成果の一部である。

*Takeshi Tsukada[1], Kazuyoshi Uruga[1], Tsuyoshi Usami[1]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究
(45)供給ガラス微粒化による仮焼層反応の促進

Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction
(45) Facilitation of cold-cap reaction by powderization of feed glass

*宇留賀 和義[1]，塚田 毅志[1]，宇佐見 剛[1]
[1]電力中央研究所

小型ガラス溶融炉を用いた連続供給試験において，供給するガラスをビーズ状でなく微粉末にすることで，イエローフェーズ(YP)の生成が抑制できることを確認した。仮焼層において，YP の主成分である Mo は，アルカリ土類等との固相塩を形成し，ガラス粒と均一に混合された状態であった。
キーワード：高レベル放射性廃棄物，ガラス固化，イエローフェーズ，小型炉，スラリー

1. 緒言

高レベル放射性ガラス固化体中の廃棄物割合を増加させるには，ガラスに難溶であるモリブデン(Mo)を YP として析出させず，溶融処理においてガラスへ溶解させる技術の開発が重要である。本研究では，小型ガラス溶融炉を用いた連続供給試験において，六ヶ所再処理工場で使用される粒径 2 mm 程度のビーズ状ガラスの代わりに，より粒径の小さな粉末状のガラスを供給する試験を実施した。これは，ガラスと廃液成分との接触界面を増加させることで，仮焼層における Mo 等のガラスへの溶解促進を目的としたものである。ガラス微粒化の効果を確認するため，溶融炉から流下したガラスに含まれる YP 量を定量すると共に，供給試験時に形成した仮焼層を採取して，電子顕微鏡による断面分析(SEM-EDS)を行った。また，溶融炉の運転制御性全般に関するガラスビーズと粉末ガラスの差異についても評価した。

2. 試験方法

使用したガラス溶融炉は，ガラス溶融部の大きさが 15×15×深さ 20 cm で，ジュール加熱式である。供給したガラスは，六ヶ所再処理工場で使用されるガラスと同組成であり，粒径を 250-500，125-250，63-125，63 μm 以下の 4 種類にふるいで分級し，各粒径ごと試験に供した。廃液としては，実廃液の組成を試薬で模擬したものを使用した。ただし，白金族元素は Fe，Co，Ni で代替した。粉末ガラスおよび廃液は，それぞれ個々に定量フィードした後，溶融炉に投入する直前で両者を混合した。供給量は，廃棄物充填率(Na を除く)が 25 wt%，ガラス固化体の作製速度が 7.2 時間で 1.5 kg となるように調整した。溶融ガラスの中心部温度は 1100-1200℃とした。効果の比較のため，通常のガラスビーズの供給試験も合わせて実施した。

3. 試験結果および考察

供給ガラスの粒径と流下ガラス中の YP 量(水溶性 Mo 量)の関係を図 1 に示す。微粒化に伴い YP 量は減少する傾向が見られ，特に粒径 125 μm 以下において，ガラスビーズを用いた場合の平均 YP 量よりも小さい値となった。採取した仮焼層の断面の元素分布を図 2 に示す。ガラスビーズを用いた場合，下部の溶融ガラス層と上部の仮焼層との界面に，Mo 濃度の高い層が観察された。簡易定量分析により，この部分の組成は YP の主成分である Na_2MoO_4 であった。Na_2MoO_4 は融点が 687℃と低いため，液相となって凝集したと考えられる。一方，粒径 63 μm 以下の粉末ガラスの仮焼層では，ガラスビーズの場合のような Mo の凝集は見られなかった。Mo は，当初の想定と異なり，仮焼層でのガラスへの溶解は見られなかったものの，Ba 等のアルカリ土類元素または希土類元素と塩を形成し，ガラスの粒界におおよそ均一に分布していた。これらの塩は融点が高いために固相状態で仮焼層中に分散したといえる。粉末ガラスにおいて Na_2MoO_4 が形成しなかった理由は，廃液中の Na の大部分が Mo と反応する前にガラスへ溶解したことが考えられる。結果的に，ガラスの微粒化により，Na の溶解が促進されたことが Mo の分散化につながり，Mo のガラスへの溶解が促進して YP の生成抑制につながったと考えられる。この他，粉末ガラスの方が仮焼層全体のガラスへの溶け込み速度が増加したことから，固化体製造速度を向上する方策としても微粒化は有効と考えられる。また，微粒化によりフィード時の定量性やハンドリング性が低下する現象が見られた。今後，供給前に廃液と粉末ガラスをあらかじめ混合し，スラリーとして供給するなど，これら課題の対策を検討する計画である。

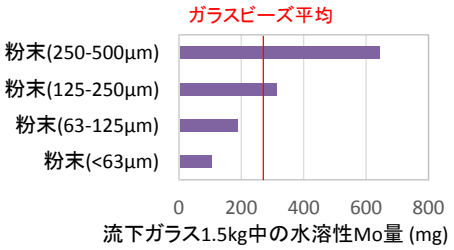


図 1 ガラス粒径と YP 量の関係

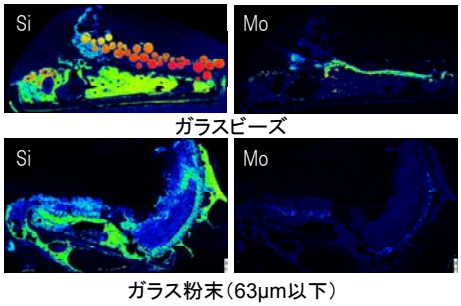


図 2 仮焼層断面の Si と Mo の分布

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「平成 29 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究」の成果の一部である。

* Kazuyoshi Uruga[1], Takeshi Tsukada[1], Tsuyoshi Usami[1]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究
(46)白金族元素の仮焼層反応

Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction
(46)Reaction of Platinoids in the cold cap

*宇佐見 剛[1]，宇留賀 和義[1]，塚田 毅志[1]
[1]電中研

高レベル放射性廃液をガラス固化する際に生じる仮焼層を想定した系で、代表的な白金族元素であるルテニウムの酸化物 RuO_2 が硝酸ナトリウムと反応し針状のルテニウム酸ナトリウムとなる過程等を、光学顕微鏡を用いたその場観察により明らかにした。

キーワード：高レベル廃液、ガラス固化，仮焼層，白金族元素

1. 緒言

RuO_2 を仮焼層の主成分である硝酸ナトリウム $NaNO_3$ と共にアルミナ容器に入れて 600～700℃に加熱したのち急冷した試験では、$Na_2Ru^{VI}O_4$ や $Na_3Ru^{V}O_4$ 等の針状結晶が生成することが示されている[1]。しかしこれらの結晶が加熱時と冷却時のどちらに生じたものか、またどのような成長過程を経たかについては明らかでなかった。そこで本報告では光学顕微鏡による結晶成長のその場観察を試みた。

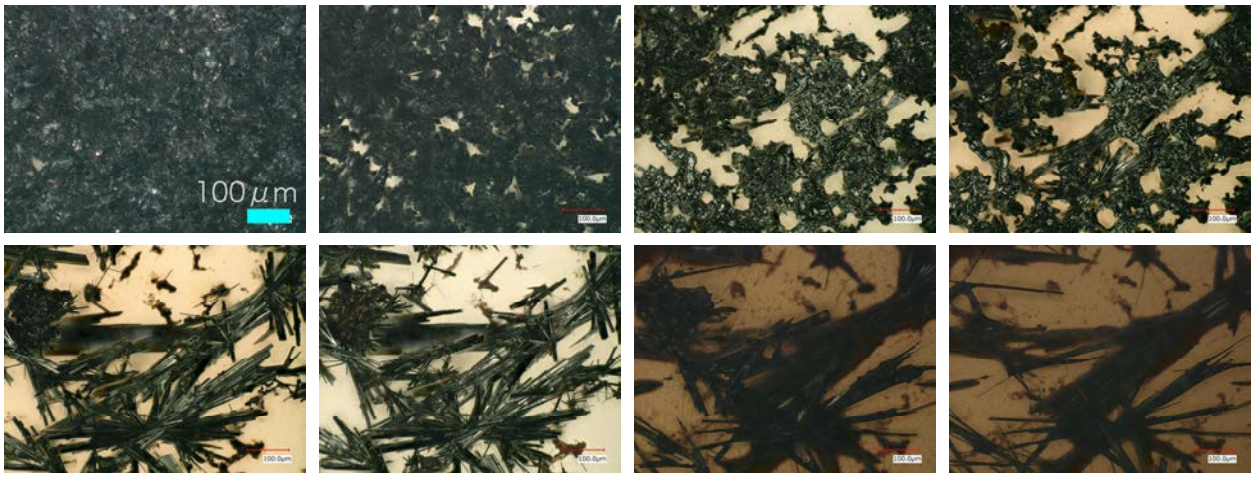
2. 実験

試薬で購入した硝酸ニトロシルルテニウム $RuNO(NO_3)_3$ と $NaNO_3$ は水溶液として混合し、ホットプレートで 500℃に加熱して脱水した。冷却後の固相を粉体化して XRD で分析すると RuO_2 と $NaNO_3$ のみが検出された。この原料粉末をジルコニア製の試料皿に入れて、光学顕微鏡にセットした加熱ステージに装荷し、NOx 等を除去するための高純度空気を流しながら昇温して形状の変化を観察した。

3. 結果・考察

RuO_2+$NaNO_3$ の原料粉末を約 1.6℃/分で昇温しながら撮影した光学顕微鏡像を下図に示す。室温において粉末で容器底に敷き詰めた粉末は、約 300℃以上で動き始めて 502℃では少量ずつ凝集した様子が見られた。温度の上昇に伴って凝集は更に進み、約 590℃以上で急速に形状が変化して 630℃までに長い針状結晶となった。その後 690℃まで非常に細い針状結晶が分岐して成長したが、690℃以上では結晶の一部が溶融・消滅し始めた。この変化は 800℃までに止まり、840℃まで昇温した後でも一部は針状結晶のまま残った。以上からルテニウム酸ナトリウムの針状結晶は昇温時に約 600℃以上で成長すること等が示された。

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「平成 29 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業」の成果の一部である。



上段：左より 25℃，502℃，591℃，612℃　下段：左より 630℃，690℃，779℃，800℃

参考文献

[1] 宇佐見ほか、日本原子力学会「2015 年春の大会」A12

*Tsuyoshi Usami[1], Kazuyoshi Uruga[1] and Takeshi Tsukada[1]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry.

放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究
(47) ガラス溶融炉内の白金族粒子挙動の解明～模擬物による沈降挙動観察～

Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

(47) Noble Metal Descending Behavior in a Molten Glass - Observation of simulating fluid -

*宮坂 郁[1]，内山 翠[1]，中野 邦彦[1]，藤原 寛明[1]，
[1]株式会社 IHI

放射性廃棄物のガラス固化処理を行うガラス溶融炉において、廃棄物に含まれるルテニウムを主とする白金族を制御することが安定した処理運転を行う上で重要となる。そこでガラス内の白金族形態観察と物性測定、および模擬物を用いた沈降挙動観察を実施した。

キーワード：放射性廃棄物、ガラス溶融炉、白金族元素、対流

1. 緒言

高レベル放射性廃棄物に含まれる白金族を制御することが安定した処理運転を行う上で重要となる。そこで溶融炉（図１）内での白金族元素の挙動を解明するため、ガラス内の白金族元素形態と、沈降挙動を調査した。

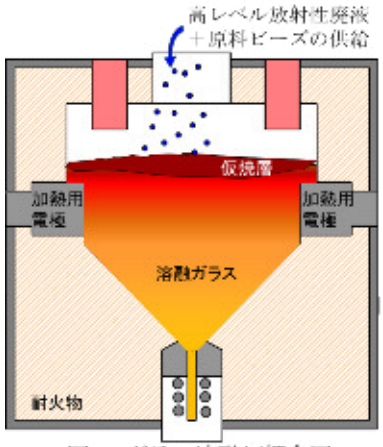


図1　ガラス溶融炉概念図

2. 実施内容

2-1. ガラス固化条件による白金族形態変化の観察

試験管及び小型溶融炉で製造した模擬ガラスを対象に、ルテニウム化合物形態の観察とガラスの流動性評価を行った。仮焼層内で数 μm 程度のルテニウム酸化物粒子が生成され、さらに粒子が凝集して数十 μm 程度の粒子群を形成すること（図 2）、粒子群は炉内流動の影響下でも分解しないことが明らかになった。

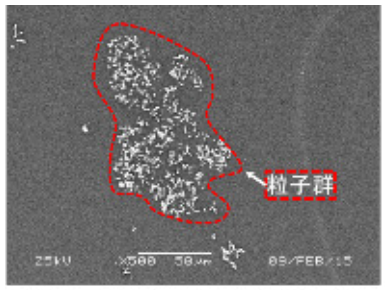
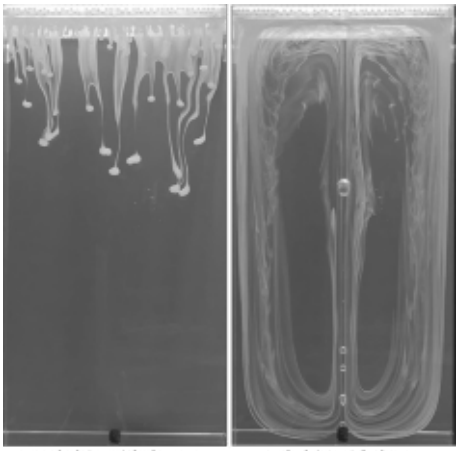


図2 白金族粒子/粒子群の観察例

2-2. 模擬物を用いた沈降挙動観察試験

2-1 で観察された粒子・粒子群から予想される白金族の沈降速度では溶融炉内白金族収支を説明できず、より高速の移送メカニズムがあると予想された。このため溶融炉内の動粘度・密度差を模擬した系による沈降挙動観察を行った。観察結果から、白金族粒子群が直径数 mm のプルームに含まれて沈降すること、バブリング等による対流がある場ではプルームの拡散、均一化による沈降・堆積の抑制が期待できると考えられる（図 3）。


A 強制対流なし　　B 強制対流あり
図3　模擬物沈降観察結果の例

3. 結論

ガラス溶融炉内の白金族元素は単一粒子－粒子群－プルームの多層構造を持つことが明らかになった。白金族の局所的な沈降を抑えて溶融炉運転への影響を低減するためには、対流によるプルームの撹拌・均一化が有効であると考えられる。

謝辞：本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「平成 26～29 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業」の成果の一部である。

*Iku MIYASAKA[1], Midori UCHIYAMA[1], Kunihiko NAKANO[1], Hiroaki FUJIWARA[1],
[1]IHI Corp.

放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究

（48）ガラス溶融炉内の白金族粒子挙動の解明～数値解析によるプルーム沈降挙動の解析～

Basic Research Programs of Vitrification Technology for Waste Volume Reduction

(48) Noble Metal Descending Behavior in a Molten Glass

-Numerical Analysis of the Motion of Plumes Containing Noble Metal Particles-

*本間 俊司[1]，吉河 環[1]，中島 遼太[1]，宮坂 郁[2]，内山 翠[2]，藤原 寛明[2]

[1]埼玉大学，[2]株式会社 IHI

ガラス溶融炉内の仮焼層から沈降する白金族含有ガラスプルームの挙動について模擬物を用いた実験を行っている。このプルームの沈降挙動を液滴で模擬し、その沈降速度について数値的に検討した。

キーワード：ガラス溶融炉，仮焼層， Front-Tracking 法，シミュレーション

1. 緒言

放射性廃棄物のガラス固化技術においては，廃棄物成分中に含まれる白金族粒子によって，その安定運転が阻害されないことが必要となる。そのためには，ガラス溶融炉中での白金族粒子の挙動把握が重要となる。そこで本研究では，溶融炉内に形成される仮焼層から沈降する白金族を含む溶融ガラスのプルームの挙動[1]について、プルームの沈降を液滴の沈降とみなし、数値シミュレーションによって検討した。

2. 方法

図 1（左）に計算領域の概略図を示す。直方体の計算ドメイン上部に白金族を含む溶融ガラスを模擬した直径 D_p の球形液滴を配置し，重力によって沈降する様子を数値的に再現した。三次元 Front-Tracking 法[2]で液液界面の移動を追跡し離散化方程式は並列計算で解いた。流体の密度（ρ_c = 970 kg/m^3， ρ_d = 1195 kg/m^3）および連続相粘度（μ_c = 0.95 Pa s）は固定し液滴の粘度μ_dを変化させた。また D_p も 4～30 mm の範囲で変化させた。

3. 結果

図 1（右）に計算結果の一例を示す。計算で得られた液滴の形状は、すべて既往の研究[3]と一致した。図 2 に D_p と液滴の終端速度（u_t）の関係を示す。粘度比（$\gamma = \mu_d/\mu_c$）によらず u_t は D_p の 2 乗に比例することがわかった。よって、終端速度は液滴径の二次関数で相関できγ=1 の場合、

$$u_t = 0.653\ D_p^2 + 0.271\ D_p - 0.144 \quad (R^2=0.999)$$

を得た。

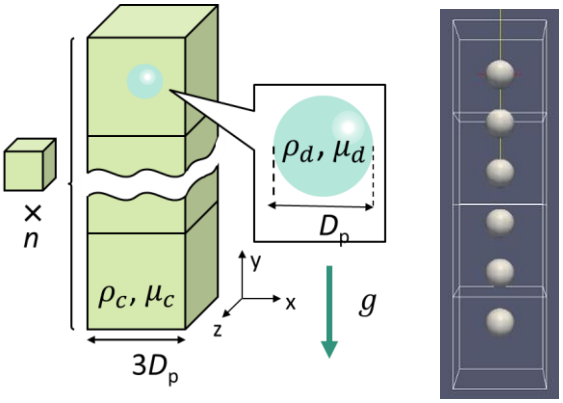


図 1　計算領域の概略図および計算結果の一例

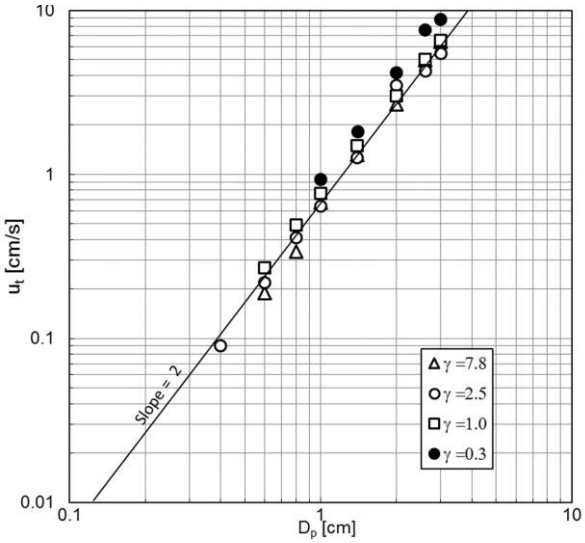


図 2　液滴径と終端速度との関係

謝辞　本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「平成 26～29 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業」の成果の一部である。

参考文献

[1] 本間ら、日本原子力学会「2016 年春の年会」予稿集 3F08 (2016).
[2] Unverdi, O. *et al*., *J. Comput. Phys*., 100, 25-37 (1991).
[3] Clift, R., *et al*., Bubbles, Drops, and Particles, Academic Press (1978).

*Shunji Homma[1], Tamaki Yoshikawa[1], Ryota Nakajima[1], Iku Miyasaka[2] Midori Uchiyama[2] and Hiroaki Fujiwara[2]
[1]Saitama Univ., [2]IHI Corp.

放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究
(49) ガラス溶融炉内の白金族粒子挙動のモデル化

Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

(49) Numerical modeling of behavior of noble metal particles in Joule heated glass melter

*藤原 寛明[1]，猪飼 泰史[1]，中野 邦彦[1]，上野 俊一朗[1]，宮坂 郁[1]

[1]株式会社 IHI

放射性廃棄物のガラス固化を行うガラス溶融炉において、廃棄物に含まれるルテニウムを主とする白金族の制御が安定した処理を行う上で重要となる。ガラス中の白金族形態とその物性値への影響及び模擬物を用いた沈降試験の結果を反映し、白金族挙動の数値モデル化を行った。

キーワード：ガラス溶融炉、白金族、CFD 解析、数値モデル

1. 緒言

高レベル放射性廃棄物に含まれる白金族の制御が安定した処理運転を行う上で重要となる。白金族挙動シミュレーションに基づいて制御方策を確立するため、白金族挙動の数値モデル化を行った。

2. 実施内容

2-1.白金族挙動の数値モデル化

溶融ガラス中の白金族挙動を定量化するため、模擬ガラス内白金族形態、沈降挙動を考慮した数値モデルを構築した。具体的には、凝集度合いに応じて物性値を設定するとともに、白金族粒子群を含むプルームが、プルーム径・プルームと周囲溶融ガラスの密度差に依存して沈降するが、対流によるずり応力によりプルーム径が小型化することで沈降速度が低下するものとした（図 1)。

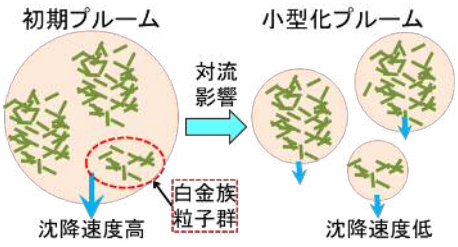


図1 白金族挙動モデルの概念図

2-2. 小型試験炉を用いた試験データ取得

小型ガラス溶融炉を用いてガラス固化試験[1]を行い、炉内ガラス及び流下ガラスをサンプリングして、白金族の濃度分布、流下時抜出量及び形態を確認した。

2-3. CFD によるトレース解析

小型溶融炉を模擬した CFD 解析モデルに 2-1 で構築した白金族挙動の数値モデルを加えて小型炉試験のトレース解析を行った。構築した白金族挙動モデルによりガラス溶融炉内の白金族挙動をほぼ再現できることを確認した（図 2)。

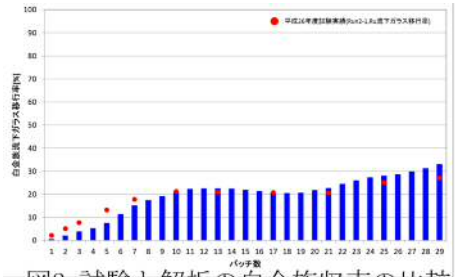


図2 試験と解析の白金族収支の比較

3. 結論

ガラス溶融炉内の白金族挙動を再現可能な数値モデルを構築し、小型炉試験データによりモデルの妥当性を確認した。本モデルにより溶融炉における白金族制御法の定量的検討が可能になると期待される。

参考文献

[1] 中野ら　次世代再処理ガラス固化技術基盤研究　（38）小型溶融炉を用いたガラス固化における廃棄物充填率の影響(2016 春の年会)

謝辞：本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「平成 26～29 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業」の成果の一部である。

---

*Hiroaki Fujiwara[1], Hiroshi IKAI[1], Kunihiko NAKANO[1], Shunichiro UENO[1], Iku MIYASAKA[1]

[1]IHI Corp.

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

Thu. Sep 14, 2017 4:20 PM - 5:25 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 7:20 AM - 8:25 AM UTC | Room A B11 - B1 Block

[2A17-20] Vitrification 3

Chair:Hirohide Kofuji (JAEA)

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

[2A17] Immobilization of strontium in porous glass

*Seo Uchimura[1], Kayo Sawada[1], Youichi Enokida[1] (1. Nagoya University)

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

[2A18] Examination and evaluation of iron phosphate glass composition aimed for high loading low radioactive waste liquid

*Takahito Chaki[1], Tsuyoshi Arai[2], Fuminori Sato[3], Yasuo Saito[3] (1. Shibaura Institute of Technology Graduate School, 2. Shibaura Institute of Technology , 3. Japan Atomic Enrgy Agency)

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

[2A19] Effect of Addition of Cs on Local Structure Around Zr in Iron Phosphate Glass

*Yuri Tajimi[1], Hirohide Kofuji[2], Sou Watanabe[2], Tetsuji Yano[3], Rikiya Kado[3], Haruaki Matsuura[1] (1. Tokyo City University, 2. Japan Atomic Energy Agency, 3. Tokyo Institute of Technology)

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

[2A20] Study on the performance of nuclides contamination gives to the substance formation in the iron phosphate glass

*Masahiro Mouri[1], Takahito Chaki[1], Tsuyoshi Arai[2], Fuminori Sato[3], Yasuo Saito[3] (1. Shibaura Institute of Technology graduate school, 2. Shibaura Institute of Technology, 3. Japan Atomic Energy Agency)

5:20 PM - 5:25 PM JST | 8:20 AM - 8:25 AM UTC

Time reserved for Chair

多孔質ガラスを用いたストロンチウムの固定化

Immobilization of strontium in porous glass

*内村 星央[1]，澤田 佳代[1]，榎田 洋一[1]
[1]名古屋大学

多孔質ガラスへの高レベル放射性廃液の固定化を目標として、ホウケイ酸ガラスを多孔質化した試料を作製し，ストロンチウム（Sr）酸化物を熱処理によって固定化した．ガラス試料内での Sr の濃度分布を化学エッチング法を利用して測定し，固体内拡散について検討を行い，拡散の温度依存性を明らかにした．

キーワード：固定化，拡散，多孔質ホウケイ酸ガラス

1. 緒言　ホウケイ酸ガラスは熱処理で B-rich 相と Si-rich 相に分相し，酸で B-rich 相を溶出して多孔質ガラスを作製することが可能である[1]．作製した多孔質ガラスはケイ素含有量が高く耐熱性や耐水性に優れることに加え，比表面積が大きくその細孔内に他の物質を吸着させることが可能である．応用例として高レベル放射性廃液の固定化が提案されており[2]，これまでに多孔質ガラスに硝酸ストロンチウム水溶液を含浸させ加熱することでストロンチウムがケイ酸ストロンチウムの形態で固定化されることを明らかにした[3]．本研究ではストロンチウムが高シリカガラス試料内を固体内拡散する際の温度依存性を明らかにすることを目的とした．

2. 実験　組成 53 wt%SiO_2-42B_2O_3-5Na_2O のガラスを 700℃で 16 時間熱処理し，3 mol dm^{-3} の硝酸で浸出して高シリカガラス原料を作製した．このガラス原料を 1600℃で 3 時間加熱を行い，組成 77.5 wt% SiO_2-21.8B_2O_3-0.7Na_2O のガラス試料を得た．ダイヤモンドカッターで約 6×6×3 mm に整形し，研磨紙と微粉を用いて＃30000 まで研磨し表面を平滑にした．上面以外の 5 面を白金箔で覆い，上面に酸化ストロンチウムの粉末を乗せ，マッフル炉（HPM-1N, アズワン）を用いて 500℃で 32 日，600, 700, 800℃で 16 日間加熱処理を行った．1 mol dm^{-3} の硝酸に 1 分間浸して物理的に付着している粉末を取り除いた後，1.3 mol dm^{-3} HF と 1.4 mol dm^{-3} H_2SO_4 の混酸溶液 5 cm^3 を用いて試料表面をエッチングした． ICP-MS（iCAP Qc，Thermo Fisher）を用いて溶液中の Sr の濃度測定を行った．

3. 結果・考察　800℃で熱処理したガラス試料中の Sr の濃度分布を図 1 に示す．ガラス内部では表面からの指数関数的な濃度の減衰を確認することができ，拡散現象であることを確認した．この拡散現象を断面方向に対する一次元拡散と考えて拡散係数を求め，アレニウスプロットにしたものを図 2 に示す．図 2 より高シリカガラス中での拡散の活性化エネルギーは 46 kJ mol^{-1} であった．ガラスの融点を超えない範囲の熱処理では表面からの拡散に時間がかかるものの，比表面積の大きな多孔質ガラスを使用し，融点より高い温度で熱処理をして細孔を無孔化すれば，核種は内部から等方的に拡散していき固定化が促進される．

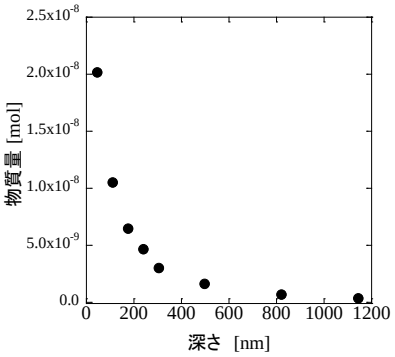


図 1　800℃で熱処理したガラス試料中の Sr の濃度分布

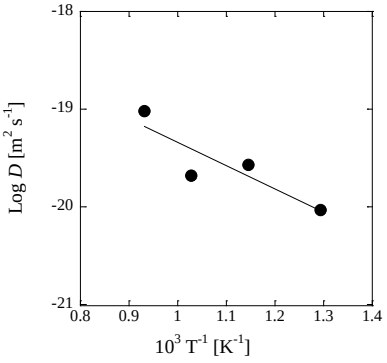


図2　ガラス試料中の Sr の拡散のアレニウスプロット

4. 結論　高シリカガラス中の拡散に伴う Sr の濃度分布を化学エッチング法により測定し，活性化エネルギーが 46 kJ mol^{-1} であることを求めた．

参考文献

[1] Takamori T, Tomozawa M. J. Am. Ceram. Soc. 1977;60(7-8):301.
[2] Simmons J. H, Macedo P. B, et al. Nature. 1979;278(19):729.
[3]S, Uchimura, ANUP2016, C3-5(2016).

*Seo Uchimura[1], Kayo Sawada[1] and Youichi Enokida[1]
[1]Nagoya Univ.

低放射性廃液の高充填化を目指した鉄リン酸ガラスの組成の検討と評価

Examination and evaluation of iron phosphate glass composition aimed for high loading low radioactive waste liquid

*茶木孝仁[1], 新井 剛[2], 佐藤 史紀[3], 齋藤 恭央[3]
[1] 芝浦工業大学大学院, [2] 芝浦工業大学, [3] 日本原子力研究開発機構

抄録 再処理施設から発生するリン酸塩や Na 塩を多く含む低放射性廃液の固化処理方法として鉄リン酸ガラスに着目した．既往の研究成果より Na の高充填化が可能な組成が明らかとなった．本研究では PCT-B 法を用いた耐水性能の評価を行い，本ガラスは良好な耐水性を有していることが明らかとなった．

キーワード： 鉄リン酸ガラス，ガラス固化，低放射性廃棄物

1. 緒言 東海再処理施設で発生する低放射性廃液の処理は，セメント固化法の適用が検討されている．しかし，一部の低放射性廃液はリン酸塩や Na 塩を多く含むため，セメント凝固反応の阻害に伴う減容率の低下が懸念される．そこで筆者らは，低放射性廃液に含まれるリンを固化体の主骨格とする鉄リン酸ガラスを用いたガラス固化に着目した．既往の研究成果から，鉄リン酸ガラスは Na の高充填が可能であり，核種の固定化性能に優れることが明らかとなっている[1]．しかし，既往の研究は Na の充填可能領域の検討に留まっており，高充填化に向けた鉄リン酸ガラスの組成における各種性能評価は未だ不十分である．そこで本研究では， Na の高充填が可能である組成比(Fe : P : Na = 1 : 1.6 : 1.5 [mol 比])の固化体について，耐水性能を評価するため PCT-B 法を用いた浸出試験により性能評価を行った．

2. 実験方法 鉄リン酸ガラスを作製するため，酸化鉄(Fe_2O_3)，リン酸二水素アンモニウム($NH_4H_2PO_4$)，硝酸ナトリウム($NaNO_3$)を上記の組成比となるように秤量した．これらの試薬を乳鉢で混練後，アルミナ坩堝に移し取り，マッフル炉で昇温速度 5 ℃・min^{-1} で 1100 ℃まで昇温し 3 時間保持した．その後，ステンレス製金型に鋳込み室温で急冷することで鉄リン酸ガラス(固化体試料)を得た．得られた固化体試料は PCT-B 試験を行うため，試料を粉砕後，ステンレス製ふるいを用いて 75～150 μm に湿式分級した．分級後の固化体試料を固液比 1 : 10 となるように PFA 容器に封入し，恒温槽内にて 90 ℃，7 日間浸漬した．試験後，水相中の Fe, P, Na 濃度から各々の浸出量を算出し，固化体試料の耐水性能を評価した．また，X 線回折装置(XRD)により浸出試験前後の固化体試料の結晶状態を測定した．

3. 実験結果と考察 Fig. 1 に鉄リン酸ガラスの PCT-B 試験の結果を示す．Fig. 1 より，構成元素である Fe, P, Na の浸出量は何れも低い値を示した．また，福井らが PCT-B 法における耐水性の評価指標として定めている浸出量の基準値(2 g/m^2)[2]よりも低いことが確認された．このことから，鉄リン酸ガラスは良好な耐水性能を有し，元素保持性能に優れていることが示唆された．次いで，Fig. 2 に鉄リン酸ガラスの PCT-B 試験前後の XRD 分析結果を示す. Fig. 2 より, PCT-B 試験前後の試料は何れも非晶質特有のハローパターンが確認され，固化体の安定性が高いことが示唆された．これらは，Fig. 1 からも明らかなように固化体構成元素である P の浸出量が低いため，固化体構造に及ぼす影響が微少であったことに起因すると考えられる．本発表では，鉄リン酸ガラスの組成の検討及び各種評価についてより詳細に検討を行なったので報告する．

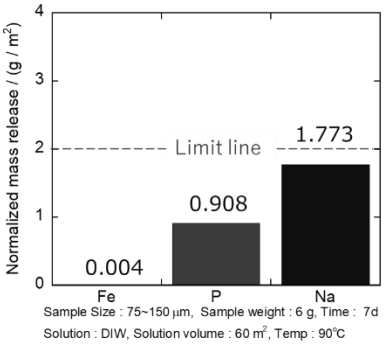


Fig. 1 Leaching amount of each element by PCT test

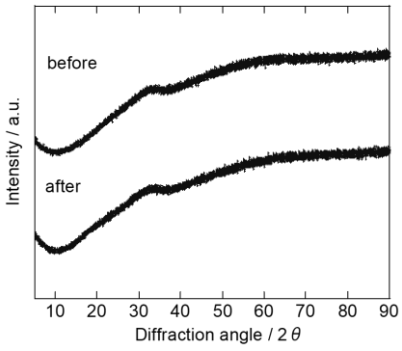


Fig.2 XRD pattern of each sample

参考文献

[1] 茶木孝仁ら：日本原子力学会 2016 年 秋の大会 予稿集 1F-14, (2016)
[2] 福井寿樹：資源エネルギー庁委託事業における低レベル放射性廃棄物のガラス固化技術の開発状況, (2016)

本研究は，経済産業省資源エネルギー庁「平成 29 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業」の成果の一部である．

*Takahito Chaki[1], Tsuyoshi Arai[2], Fuminori Sato[3], Yasuo Saito[3]
[1]Shibaura Institute of Technology Graduate School, [2]Shibaura Institute of Technology, [3]Japan Atomic Energy Agency

鉄リン酸ガラス中における Zr 周りの局所構造に及ぼす Cs の添加効果

Effect of Addition Cs on Local Structure around Zr in Iron Phosphate Glasses

*田治見　祐里[1]，小藤　博英[2]，渡部　創[2]，矢野　哲司[3]，門　力也[3]，松浦　治明[1]

[1]東京都市大学，[2]日本原子力研究開発機構，[3]東京工業大学

廃棄物固化媒体として高充填が期待できる鉄リン酸ガラス中における廃棄物充填量と各元素の存在形態との関係を明らかにするため，Cs 含有量を変化させたガラスを作製し，Zr 原子周りの配位構造を広域 X 線吸収微細構造(EXAFS)により調査した．

キーワード：鉄リン酸ガラス，セシウム，ジルコニウム，EXAFS

1. 緒言

乾式再処理により生じる高レベル放射性廃棄物に対し，鉄リン酸ガラスは溶媒塩成分を主要成分として含み，廃棄物を高充填率させることができる固化媒体として注目されている．このガラスはホウケイ酸ガラスでは含有率の低いモリブデン酸を高濃度で含有させることができ，加水分解を起こしにくいため，高い化学的安定性を有するという利点が挙げられる．しかし，核分裂生成物のうちの Zr は鉄リン酸塩ガラスに元来なじみにくいとされている [1] ．既往の研究によれば，ガラス中の Zr の局所構造は電荷補償を担うアルカリイオンによって安定化されるとされ[2]，鉄リン酸塩ガラスにおいても廃棄物の一つでもある Cs をガラス成分に添加することで，Cs 含有量により Zr の分散状態が変化し，ガラスの化学的安定性の変化が観測された[3].

そこで本研究ではガラス構造中での元素の存在形態について明らかにするために，Cs 含有量を変えた試料を対象とした EXAFS 構造解析によりガラス中における Zr 原子周りの配位構造の評価を行った．

2. 実験

1Cr_2O_3-3$(CoO)_2$-4.5Al_2O_3-28Fe_2O_3-65P_2O_5 (in mol%)をベースガラスに ZrO_2 4mass%，Cs_2O を 0，2，4，8，16，25，40mass%外割添加したガラスを 1300 ガラ，2h 攪拌溶融し，急冷・徐冷して得た．これらの試料に対し，高エネルギー加速器研究機構 PF の BL-27B で，透過法と蛍光法による EXAFS 測定を行った．cubic spline 法を用いて得られた EXAFS 振動をフーリエ変換することで構造関数を得，さらに EXAFS の式に基づき Fitting により構造パラメータを導いた．

3. 結果と考察

得られた EXAFS 振動を図 1 に示す．図 1 の EXAFS 振動において、特に k の大きな領域の振動 ($k > 9$ Å^{-1}) を観察すると，Cs 濃度が 8%までは Cs 含有量に依存性があるように見受けられ，特に Cs 濃度 8%と 16%の間は振動の変化が大きい．一方 Cs 濃度 16%を超えると類似した振動を示している．フィッティング解析による最近接 Zr - O 原子間距離の値からも，同様の Cs 濃度依存性が確認され， Cs 添加の影響は Cs 濃度 16%にてほぼなくなったと考えられる．これは Zr の分散状態及び化学的安定性の変化[2]によって説明出来ると考えられる．

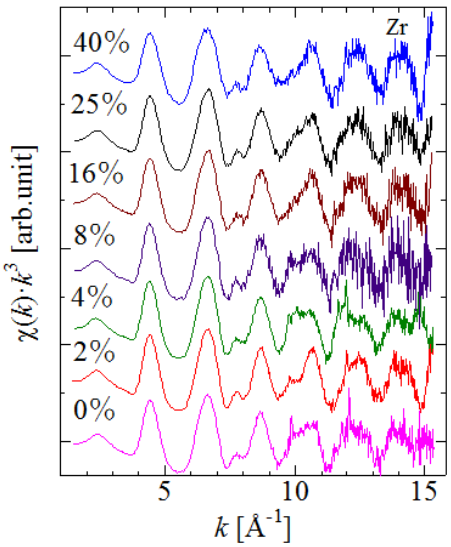


図 1　Cs_2O 濃度を 0, 2, 4, 8, 16, 25, 40mass%と変化させた鉄リン酸ガラス中の Zr の EXAFS 振動

参考文献

[1] 天本一平, 明珍宗孝, 福井寿樹、*NEW GLASS*, Vol. 22 No. 2, 2007, p.23□24.
[2] L. Galoisy et al., *J. Am. Ceram.Soc.*, Vol. 82, No. 8, 1999, p. 2219-24.
[3] T. Yano, T. Kishi, Y. Nakata, H. Kofuji, M. Takeuchi, *Proc. of ICG2015*, Bangkok, 2015.

本研究は、日本原子力研究開発機構「鉄リン酸塩ガラス固化体に係る基礎的検討」の成果の一部である．また、課題番号 2015G566 の高エネルギー加速器研究機構の成果の一部である．

*Yuri Tajimi[1], Hirohide Kofuji[2], Sou Watanabe[2], Tetsuji Yano[3], Rikiya Kado[3] and Haruaki Matsuura[1]

[1]Tokyo City University, [2]Japan Atomic Energy Agency and [3]Tokyo Institute of Technology

夾雑元素の混入が鉄リン酸ガラスの固化体形成に及ぼす影響の検討

Study on the performance of nuclides contamination in the iron phosphate glass

*毛利　雅裕[1], 茶木　孝仁[1], 新井　剛[2], 佐藤　史紀[3], 齋藤　恭央[3]
[1] 芝浦工業大学大学院, [2] 芝浦工業大学, [3] 日本原子力研究開発機構

抄録：使用済み核燃料再処理施設から発生する低レベル放射性廃液の固化処理方法として，廃液成分中に含まれるリンを固化体骨格に利用可能な鉄リン酸ガラスに着目した．本研究では，廃液中に含まれる核分裂生成物や腐食生成物の内、Pd 及び Mo が固化体形成に及ぼす影響を検討して明らかにした．
キーワード：鉄リン酸ガラス，放射性廃棄物，夾雑元素，溶融ガラス化

1. 緒言

使用済み核燃料再処理で用いられる溶媒抽出剤のリン酸トリブチル(TBP)の再生には，炭酸ソーダ溶液や苛性ソーダ溶液を用いるため，リン酸塩やナトリウム塩等を多含する放射性廃液が発生する．そのためセメント固化法でこの廃液を処理する場合，リン酸塩やナトリウム塩によりセメント凝固反応が阻害され，廃棄物充填率の低下が懸念される．そこで筆者らは，本廃液に含有するリンを固化体骨格として利用可能な鉄リン酸ガラスによるガラス固化処理法について検討を重ねている．既往の研究成果より，鉄リン酸ガラスは Na を高充填可能であることが明らかとなった[1]．しかし，廃液に含まれる種々の核分裂生成物や腐食生成物等 (以下，夾雑元素) が固化体形成に及ぼす影響についての検討は未だ不十分である．本発表では，低レベル放射性廃液に含有する夾雑元素が鉄リン酸ガラス固化体の形成に及ぼす影響について詳密に検討した．

2. 実験方法

鉄リン酸ガラスの作製には，酸化鉄，りん酸二水素アンモニウム，硝酸ナトリウムを用いた．また，夾雑元素には，高レベル放射性廃液のガラス固化で影響を及ぼすことが明らかとなっている Mo 及び Pd を選定した[2]．これらを mol 比で Fe：P：Na：M(夾雑元素) = 1.0：1.5：1.0：0.01-0.1 となるようにメノウ乳鉢で十分に混合した．混合粉末(約 10 g)をアルミナ坩堝(容量：20 cm^3)に移し入れ，マッフル炉にて昇温速度 5 ℃･min^{-1} で 1100 ℃まで加熱後, 3 時間保持し室温で放冷することにより夾雑元素を含む鉄リン酸ガラス(固化体試料)を得た．以下，作製した固化体試料に添加した夾雑元素の Fe に対する mol 比率で M_0.1 等と略記する．得られた固化体試料は，粉砕後，X 線回折装置(XRD)を用いて XRD 分析を行い，検出された結晶ピークは統合粉末 X 線解析ソフトウェア(PDXL)を用いて同定を行った．

3. 実験結果と考察

Fig.1 に Pd_0.01-0.1 及び Mo_0.01-0.1 の XRD 分析結果を示す．Fig.1 より，Pd を添加した固化体試料では鉄リン酸ガラス構成元素由来の結晶($Fe_2Na_3(PO_4)_3$)及び夾雑元素由来の結晶(Pd)が検出された．Pd の熱的挙動として，熱分解が開始されてから，800 ℃付近までに PdO に酸化され，その後 1000 ℃までの加熱で金属 Pd に還元されることが報告されている[3]．本試験でも Pd は溶融ガラス中に金属として存在し，急冷後もその形態で残存したものと考えられる．$Fe_2Na_3(PO_4)_3$ については，生成された各夾雑元素由来の結晶が溶融ガラス中で他の構成元素の核形成を促進したため，急冷時に析出したと考えられる．また，Pd_0.01 は非晶質を示すハローパターンが確認されているため，ガラス化していると考えられる．一方，Mo を添加した固化体試料では何れも結晶ピークが検出されたが，結晶ピークを同定することが出来なかった．Mo を添加したホウケイ酸ガラスにおいて，Mo 由来の結晶の析出が報告されている[2]．そのため，鉄リン酸ガラスにおいても同様の結晶が析出した可能性が示唆された．本会では，鉄リン酸ガラスの固化体形成に影響を及ぼした Pd 及び Mo に対し，結晶の生成を抑制する元素の調査を行ったので報告する．

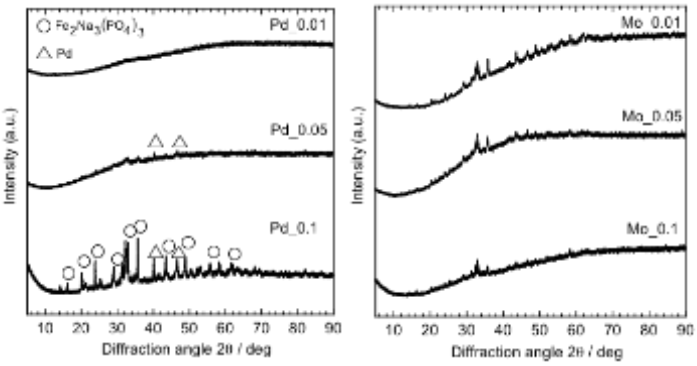


Fig.1 XRD pattern of Pd_0.01-0.1 and Mo_0.01-0.1

4. 参考文献

[1] 茶木孝仁ら：日本原子力学会 2016 年 秋の大会 予稿集 1F-14, (2016)
[2] 次世代燃料サイクルのための高レベル廃液調整技術開発：https://www.jst.go.jp/nrd/result/h23/pdf/p13.pdf
[3] 株式会社リガク熱分析事業部：”TG-DTA 測定データ集, (2010)

本研究は，経済産業省資源エネルギー庁「平成 29 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業」の成果の一部である．

*Masahiro Mouri[1], Takahito Chaki[1] , Tsuyoshi Arai[2], Fuminori Sato[3], Yasuo Saito[3]
[1]Shibaura Institute of Technology Graduate school, [2]Shibaura Institute of Technology, [3]Japan Atomic Energy Agency

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

Thu. Sep 14, 2017 5:25 PM - 6:30 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 8:25 AM - 9:30 AM UTC | Room A B11 - B1 Block

[2A21-24] Vitrification 4

Chair:Uruga Kazuyoshi (CRIEPI)

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

[2A21] Development of Recovery Process of Platinum-group Metals from HLLW for Stable Production and Volume Reduction of Homogeneous Vitrified Object

(24)Comprehensive evaluation of sorbent for separation of platimum group species

*Ippei AMAMOTO[1], Hidekazu KOBAYASHI[1], Yasuo AYAME[1], Takashi OHNISHI[1], Akiko KOSHIZAKA[2], Yoshio HASEGAWA[2], Yusuke INABA[3], Kazuo UTSUMI[3], Kenji TAKESHITA[3], Jun ONOE[4] (1. JAEA, 2. Art Kagaku, 3. Tokyo Tech, 4. Nagoya Univ.)

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

[2A22] Thermodynamic optimization of MoO_3 solubility in SiO_2-B_2O_3-Al_2O_3-CaO-Na_2O glass melts

*Toru Sugawara[1], Toshiaki Ohira[1], Kouhei Oowaku[2], Norio Kanehira[2] (1. Akita University, 2. Japan Nuclear Fuel Limited)

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

[2A23] Local Structure of Simulated Radioactive Wastes around Mo and Zr in Molten Borosilicate Glasses Including Vanadium

*Kei Shiina[1], Yuri Tazimi[1], Takafumi Uchiyama[1], Toshiaki Kakihara[2], Hidenori Kawashima[2], Haruaki Matsuura[1] (1. Tokyo City University, 2. IHI corpoation)

6:10 PM - 6:25 PM JST | 9:10 AM - 9:25 AM UTC

[2A24] Investigation of platinum group compounds generated in the vitrification process

(1)Synthetic experiments of ruthenium, rhodium, and glass frit

*Takayuki Nagai[1], Hidekazu Kobayashi[1], Yoshihiro Okamoto[1], Hideaki Shiwaku[1], Daisuke Akiyama[2], Nobuaki Sato[2] (1. JAEA, 2. IMRAM, Tohoku Univ.)

6:25 PM - 6:30 PM JST | 9:25 AM - 9:30 AM UTC

Time reserved for Chair

ガラス固化体の高品質化・発生量低減のための白金族元素回収プロセスの開発−(24) 白金族元素分離用収着剤の総合評価−

Development of Recovery Process of Platinum-group Metals from HLLW for Stable Production and Volume Reduction of Homogeneous Vitrified Object (24) Comprehensive evaluation of sorbent for separation of platimum group species

*天本 一平[1]，小林 秀和[1]，菖蒲 康夫[1]，大西 貴士[1]，稲葉 優介[2]，内海 和夫[2]，竹下 健二[2]，尾上 順[3]，越坂 亜希子[4]，長谷川 良雄[4]
[1]原子力機構，[2]東工大，[3]名古屋大，[4](株)アート科学

HLLW 中の白金族化学種(PGS)の分離を目的とした収着剤合成法の開発を行った。単味の非放射性 PGS に対する収着試験の結果，耐酸性に優れた SiO_2 質多孔質体に，AlHCF を含浸させた収着剤が高い収着能を示した。同収着剤は実廃液中の Pd や Mo の化学種の分離についても効果的であった。また PGS と Mo 化学種を HLLW から分離した結果, HLLW 中の廃棄物を従来より多量にガラスに充填できる見通しが得られた。

キーワード: 高レベル放射性廃液(HLLW)，ガラス固化，シリカ(SiO_2)質多孔質体，フェロシアン化アルミニウム(AlHCF)，収着剤，白金族化学種(PGS)，静的浸出試験（MCC-1）法

1. 緒言 HLLW のガラス固化工程において悪影響を及ぼす PGS 及び Mo 化学種（以下，Mo）回収を目的として，無機収着剤の開発を行っている。PGS や Mo を HLLW から容易に分離することができれば，ガラス溶融炉への PGS の沈積や Mo によるイエローフェーズ形成の抑制が可能になるため，溶融ガラスの安定的な流下やガラス固化体の高品質化が実現でき，またガラス固化体の発生本数の削減も達成できる。

2. 収着剤の合成及び試験方法 収着剤の合成及び試験方法は以下のとおりである。

(1) これまでの成果[1]より SiO_2 質多孔質体は，イオン交換樹脂のテンプレートに SiO_2 前駆体ポリマーを含浸させ，加熱・焼成することにより作製した。得られた多孔質体にフェロシアン化カリウム溶液を減圧含浸・乾燥，更に $Al(NO_3)_3$ 溶液を減圧含浸・乾燥させることで，AlHCF を担持した収着剤が合成できた。

(2)従来の条件[1][2]に従い，250 mg の収着剤に 0.1 または 1.0 mmol/L の非放射性 PGS を含有する 2 mol/L-HNO_3 溶液 10 mL を 24 h 接触させることにより単味 PGS 収着試験を行った。また実廃液(1.5mol/L-HNO_3 溶液に照射済燃料を溶解して調整)を用いた試験では，5 mL の実廃液を 60 mg の収着剤と 1 h 接触させることにより，実廃液中の様々な物質の相互干渉が収着率に及ぼす影響について考察した。

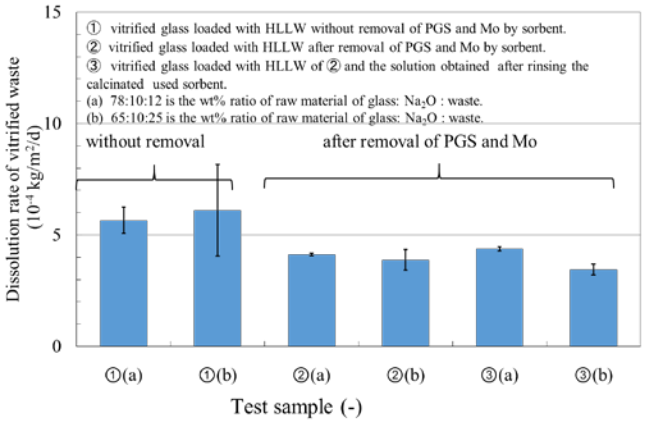


Fig. Dissolution rate of vitrified wastes

(3) ガラス固化試験では，①PGS 及び Mo の収着分離をしていない溶液，②PGS 及び Mo を収着分離した溶液，及び③収着分離後の収着剤をか焼し，得られた残渣を洗浄してその洗浄液を回収し，これを②の溶液に混合した溶液の 3 種類について，前述(2)の試験結果よりそれらの組成を推測した。得られた結果については，一般試薬を用いて，各成分の重量比が「ガラス原料 : Na_2O : 廃棄物」において，(a) 78:10:12，及び(b) 65:10:25 となるように調整し，合計 6 種類の試験体を作製した。さらに試験体を 1 cm^3 の立方体試料に加工した上で，静的浸出試験(MCC-1)法により化学的安定性を調べた。

3. 結果・考察 AlHCF 担持収着剤を用いて，Pd, Rh, 及び Ru 化学種に対する収着試験を行った結果，Pd 化学種に対して高い収着性能を示し,この傾向は実廃液を用いた試験結果でも変わらなかった。さらに Mo 化学種に対しても十分な収着効果を示した。また Figure に示すように MCC-1 試験結果から，PGS や Mo を除去することにより，廃棄物を高充填しても全重量減少速度を低く抑えることができ，ガラス固化体の発生量を抑制できる見通しを得ることができた。

参考文献 [1] 天本,小林ら，日本原子力学会「2017年春の年会」予稿集，(2017) 2L12.
[2] 大西, 関岡ら，日本原子力学会「2016年秋の大会」予稿集，(2016) 2F05

*Ippei Amamoto[1], Hidekazu Kobayashi[1] ,Yasuo Ayame[1], Takashi Ohnishi[1], Yusuke Inaba[2], Kazuo Utsumi[2], Kenji Takeshita[2], Jun Onoe[3], Akiko Koshizaka[4], and Yoshio Hasegawa[4] [1]JAEA., [2]Tokyo Tech, [3]Nagoya Univ., [4]Art Kagaku.

※本研究は，文部科学省「平成 28 年度国家課題対応型研究開発推進事業」原子力システム研究開発事業(放射性廃棄物減容・有害度低減技術研究 開発)タイプ A) の公募研究の成果の一部を含む。

SiO_2-B_2O_3-Al_2O_3-CaO-Na_2O 系のガラス融液に対する MoO_3 の溶解度の熱力学的定式化

Thermodynamic optimization of MoO_3 solubility in SiO_2-B_2O_3- Al_2O_3-CaO-Na_2O glass melts

*菅原　透[1]，大平俊明[1]，大和久耕平[2]，兼平憲男[2]
[1]秋田大学，[2]日本原燃(株)

MoO_3 を含むホウケイ酸塩融体の熱力学的性質を CALPHAD 法で最適化し，熱力学データベースを構築した．このデータベースを用いて模擬ガラスへの MoO_3 の分相，溶解挙動を熱力学的に試算できるようになった．

キーワード：ホウケイ酸塩ガラス，モリブデン，イエローフェーズ，相平衡，熱力学，CALPHAD 法

1. 緒言　高い廃棄物充填率と良好な化学的耐久性を兼ね備えたガラス固化体を得るためには，イエローフェーズ（YP）として析出しやすいモリブデンのガラス融液に対する分相，溶解挙動をよく理解することが不可欠である．本研究では，相平衡実験データと熱力学データを組み合わせ，SiO_2-B_2O_3-Al_2O_3-CaO-Na_2O-MoO_3（SBACNM）系融体の熱力学的性質を CALPHAD 法で最適化した．また，構築した熱力学データベースに基づいて模擬ガラスに対する MoO_3 の溶解，結晶析出挙動の温度・組成依存性の試算を行った．

２．熱力学的定式化の方法　SiO_2-B_2O_3-Al_2O_3-CaO-Na_2O 系の熱力学データは GTT Technologies 社の熱力学計算ソフトウエア FACTSage の FACTPS(純物質)と GTOX(融体，固溶体)を用いた． Mo 化合物の熱力学量については文献調査を行い新たに定式化した．相平衡関係については MoO_3 を含む 3 つの 2 成分系と SiO_2-Na_2O 融体に対する MoO_3 の飽和溶解度を参照した．また，我々が最近実施した SBACNM 系の相平衡実験の結果（35 データ）についても参照した．MoO_3 がホウケイ酸塩融体の混合ギブスエネルギーに与える影響を GTOX で採用されている Associate solution model に従って定式化し，上記の熱力学データと相平衡実験データに基づいて 17 個の相互作用パラメータを最適化した．

3. 結果と考察　Table 1 に分相しているケイ酸塩メルト(SL)とモリブデン酸塩メルト(ML)の組成関係についての実験値と計算値の比較の一例を示す．ML 中に微量に含まれる SiO_2 や B_2O_3 の濃度も含め，多成分系の相平衡を良好に再現することができた．

Table 1. Element partitioning between silicate liquid and molybdate liquid in C7 composition at 1200°C (mass)

	Sample composition	Silicate liquid		Molybdate liquid	
		Experiment	**FACTSage**	Experiment	**FACTSage**
SiO_2	33.42	32.76	*33.04*	0.67	*0.38*
B_2O_3	12.63	11.71	*11.5*	0.91	*1.13*
Al_2O_3	6.23	6.18	*6.17*	0.05	*0.06*
CaO	12.03	9.57	*8.53*	2.46	*3.50*
Na_2O	14.24	9.62	*11.87*	4.62	*2.37*
MoO_3	21.45	6.87	*6.91*	14.58	*14.54*
Total	100.00	76.71	*78.02*	23.29	*21.98*

熱力学計算により，現行組成の模擬ガラスに対する MoO_3 溶解度は 1200℃において 3-5wt%程度と求まり，B/Si 比および Ca/Na 比が高いほど向上することがわかった．また MoO_3 が 2wt%を超えると約 800℃で Powellite（$CaMoO_4$）がリキダス相になることが判明した．本研究で構築した熱力学データベースは YP の相分離や溶解，Mo 相の再析出を予測することができるポテンシャルを持っており，今後 Li_2O や ZnO を含む系に拡張することで予測の精度をより一層向上させることができるであろう．

謝辞　本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「平成29 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業」の成果の一部である．

*Toru Sugawara[1], Toshiaki Ohira[1], Kouhei Oowaku[2] and Norio Kanehira[2]
[1]Akita Univ., [2]Japan Nuclear Fuel Limited

V 添加溶融ホウケイ酸ガラス中の模擬廃棄物 Mo 及び Zr 周りの局所的な構造

Local Structure of Simulated Radioactive Wastes around Mo and Zr in Molten Borosilicate Glasses Including Vanadium

*椎名 慶[1]，田治見 祐里[1]，内山 孝文[1]，柿原 敏明[2]，川島 英典[2]，松浦 治明[1]
[1]東京都市大学，[2]株式会社 IHI

ガラス固化体中に晶出しがちなイエローフェーズの発生を抑制する V 添加ホウケイ酸ガラスの最適な組成を探索する目的で、Si/B 比及びアルカリ含有量を変化させて基準ガラスと比較し、温度による構造の変化を EXAFS 解析により調査した。

キーワード：ホウケイ酸ガラス，バナジウム，イエローフェーズ，広域 X 線吸収微細構造

1. 緒言

現在日本において、高レベル放射性廃液はガラスと混合して溶融させ、ガラス固化体として地層処分する方針である。その際に用いられるガラスとしてホウケイ酸ガラスが検討されている。さらにガラス固化体中の廃棄物充填率を増加させる技術が望まれており、その場合には、Mo 酸塩がイエローフェーズ(YP)として晶出し、ガラスの均質性に影響を与える可能性がある。そこで、高充填化した場合の YP の発生を抑制する V 添加ホウケイ酸ガラス[1,2]の最適な組成比を調査する目的で、Si/B 比及びアルカリ含有量を変化させ EXAFS 解析により模擬廃棄物元素の局所的な構造の変化を評価した。

2. 実験

全模擬廃液成分が含まれる Si/B 比の異なる 2 種のガラス試料及びアルカリ含有量の異なる 2 種のガラス試料 1 g をそれぞれ粉砕し、0.5 ㎜の窪みをもつアルミナ板に下部から 8 割程度均等に充填した。これにアルミナの平板を合わせて一組とし、アルミナセルに封入しネジで固定した。EXAFS 測定は高エネルギー加速研究機構、PF の BL-27B にて、透過法による Mo-K 吸収端および Zr-K 吸収端を用いて行った。溶融状態での EXAFS 振動を測定するために、電気炉内にアルミナセルを設置し 1200℃まで昇温、その後 800℃、室温に降温してそれぞれ測定した。

3. 結果・考察

高温での溶融状態と室温での固化状態を比較して Mo-O 間の距離の変化が小さいガラスは局所構造的には安定したガラスであると判断できる。図 1 より、Si/B 比 2.0 のガラスは 800℃において Mo-O 間の距離が短距離側に大きく変化している。一方 Si/B 比 3.0 のガラスは Si/B 比 2.0 のガラスより高温溶融時から室温に至るまで温度依存性が小さく、アルカリ含有量 0.27mol%のガラスはアルカリ含有量 0.23mol%のガラスと比較して温度依存性が小さいことが確認できた。

以上のような傾向は Mo-O 配位数を 4 に固定し得られた Mo-O 原子間距離の値にも表れていた。このことから溶融状態のガラスの局所的な構造を評価することで、最適なガラスを探索するための指針が得られることが明らかとなった。

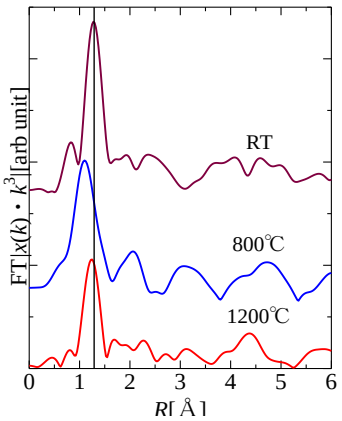


図 1 Si/B 比 2.0 のガラスの室温 800°C、1200°C における構造関数（Mo-K edge）

参考文献

[1] 鍋本豊伸、鬼木俊郎、溶融塩および高温化学、59、20-24、2016
[2] 川島英典、橋本拓、柿原敏明、福井寿樹、原子力学会秋の大会 2016, 1E03

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「平成 29 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業」の成果の一部である。また、高エネルギー加速器研究機構の研究課題 2015G566 によって得られた成果である。

*Kei Shiina[1], Yuri Tajimi[1], Takafumi Uchiyama[1], Toshiaki Kakihara[2], Hidenori Kawashima[2], and Haruaki Matsuura[1]
[1] Tokyo City University, [2]IHI Corporation

ガラス固化プロセスにおける白金族化合物の化学挙動
(1) Ru, Rh とガラス原料の高温合成実験

Investigation of platinum group compounds generated in the vitrification process
(1) Synthetic experiments of ruthenium, rhodium, and glass frit

*永井崇之[1], 小林秀和[1], 岡本芳浩[1], 塩飽秀啓[1], 秋山大輔[2], 佐藤修彰[2]
[1]原子力機構, [2]東北大多元研

ガラス固化体の製造において, ガラス相から析出した RuO_2 等粒子に RhO_2 が共存することから, Ru/(Ru+Rh)比を変えてガラス原料と加熱合成した化合物を XRD や XAFS 測定等で評価した.

キーワード：ガラス固化, ルテニウム, ロジウム, XRD, ラマン分光, XAFS 測定

１．緒言　ガラス固化プロセスは，廃液とガラス原料をガラス溶融炉へ供給して溶融混合した後，定期的に炉底部から固化体容器へ流下してガラス固化体を製造する．この際，廃液中の Ru, Rh, Pd 等は溶融ガラス相と分離し，RuO_2 や Rh-Pd 合金等の粒子を形成する．これら粒子は炉底部に堆積して溶融ガラスの流下操作を阻害するほか，直接通電方式で加熱する場合，電流が堆積粒子に流れてガラス加熱効率が低下する．本研究は，白金族化合物の化学挙動を解明するため，これまで Ru に着目し RuO_2 生成メカニズム[1]を参考に，Ru 化合物の化学形態を調査してきた[2]．また，Ru-Rh 混合溶液とガラス原料から作製したガラス試料を評価し，RuO_2 と共存する Rh が RhO_2 であることを確認した[3]．RhO_2 生成を酸素分圧で整理した報告例[4]もあるが，今回は RhO_2 生成原因を検討するため，Ru/(Ru+Rh)比を変えてガラス原料との加熱合成実験を実施した．

２．実験　硝酸 Ru 溶液や硝酸 Rh 溶液の乾固物, $NaNO_3$，固化体用ガラス原料 PF-798 を混合し，Ar ガス通気状態で 700ºC，2 h 加熱した後，得られた生成物を XRD 等により評価した．また，同様に乾固物等を混合して大気雰囲気で 800ºC，2 h 加熱後，XAFS 測定等で評価した．

３．結果　Ar ガス通気 700ºC 加熱の生成物は，図 1 の XRD 結果から Rh を含まない組成(a)は昇温中に合成された Na_2RuO_3 等から Na がガラス成分へ移行して RuO_2 が生成し, Ru を含まない組成(e)は生成した $NaRhO_2$ が残留し，Ru-Rh 共存組成(b)～(d)は RuO_2 と $NaRhO_2$ が混在した．28.1º の RuO_2 ピークを対象に，Ru/(Ru+Rh)比と RuO_2 ピーク面積の関係は，図 2 の組成(b)（Ru/(Ru+Rh)比 0.75）でピーク面積が高くなった．また，大気雰囲気 800ºC 加熱の生成物を XAFS 測定した結果，Ru/(Ru+Rh)比 0.75 で Rh 原子価が 4 価に近付くことを確認した．緒言で述べたガラス試料中の RuO_2 に RhO_2 が存在した報告[3]を考慮すれば，Ru/(Ru+Rh)比が実廃液組成に近い条件で 4 価状態の Rh 化合物の生成が考えられる．

４．結言　ガラス固化プロセスの廃液から RuO_2 が生成する加熱環境で，共存する Rh の一部から 4 価状態の Rh 化合物が生成する可能性がある．

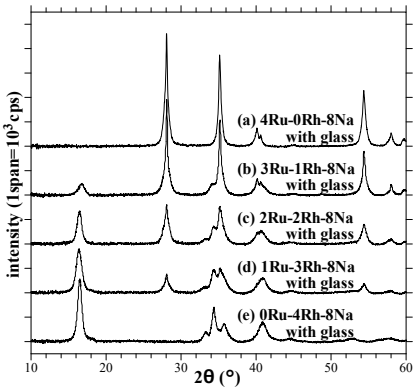


図 1　700ºC 加熱生成物の XRD 結果

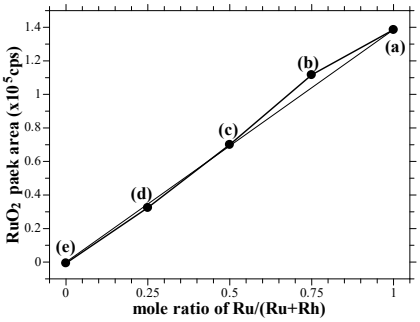


図 2　Ru/(Ru+Rh)比と RuO_2 ピーク面積の関係

参考文献
[1] H. Boucetta, et al., *Inorg. Chem.*, **51** (2012) 3478-3489.
[2] 永井, 他, 原子力学会 2016 年秋の大会, 1G12.
[3] 岡本, 他, 原子力学会 2016 年秋の大会, 1G14.
[4] T. Sugawara, et al., *J. Nucl. Sci. Technol.*, **53** (2016) 380-390.

本報は，物質・デバイス領域共同研究拠点における共同研究による成果を含む．また，放射光 XAFS 測定は，大型放射光施設 SPring-8 利用実験課題 2016A3504, KEK-PF 放射光共同利用実験課題 2015G063 にて実施した．

*Takayuki Nagai[1], Hidekazu Kobayashi[1], Yoshihiro Okamoto[1], Hideaki Shiwaku[1], Daisuke Akiyama[2], Nobuaki Sato[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Inst. Multidisciplinary Research for Advanced Materials, Tohoku Univ.

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

Thu. Sep 14, 2017 9:30 AM - 10:50 AM JST | Thu. Sep 14, 2017 12:30 AM - 1:50 AM UTC | Room B
B12 - B1 Block

[2B01-05] Light Water Reactor Behavior Under Accident Conditions 2

Chair:Kenji Kamiyama (JAEA)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2B01] Analysis of MCCI phenomena by MELCOR and SAMPSON codes

(1)Study on Debris Behaviors focused on Flow and Radiation immediately after Falling onto Cavity Floor

*Masashi Himi[1], Koetsu Ito[1], Yoshihiro Ide[1], Hidetoshi Morita[1], Koichi Nakamura[2] (1. Advancesoft co., 2. CRIEPI)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2B02] Analysis of MCCI phenomena by MELCOR and SAMPSON codes

(2)Simulation of the phenomena by use of MELCOR and SAMPSON codes

*Koetsu Ito[1], Masashi Himi[1], Yoshihiro Ide[1], Hidetoshi Morita[1], Kohichi Nakamura[2] (1. Advancesoft Corp., 2. CRIEPI)

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

[2B03] Fundamental experiment on the U-Zr-Gd-O molten corium solidification behavior

*ayako sudo[1], Igor Poznyak[2], Yuji Nagae[1], Toshio Nakagiri[1], Masaki Kurata[1] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Reserch Center Rez)

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

[2B04] Study on Molten Core Coolability under Precautionary Water Injection into Containment Vessel

(1)Development of Breakup Particle Agglomeration Model in JASMINE

Toshinori Matsumoto[1], Ryuhei Kawabe[1], Kohei Ajima[1], *Tomoyuki Sugiyama[1], Yu Maruyama[1] (1. JAEA)

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

[2B05] Study on Molten Core Coolability under Precautionary Water Injection into Containment Vessel

(2)Analysis by Improved Melt Spreading Model in JASMINE

Ryuhei Kawabe[1], Toshinori Matsumoto[1], Kohei Ajima[1], Tomoyuki Sugiyama[1], *Yu Maruyama[1] (1. JAEA)

10:45 AM - 10:50 AM JST | 1:45 AM - 1:50 AM UTC

Time reserved for Chair

MELCOR,SAMPSON による MCCI 現象の分析
(1)キャビティ床に落下直後の流動・輻射に着目したデブリ挙動の研究

Analysis of MCCI phenomena by MELCOR and SAMPSON codes
(1)Study on Debris Behaviors focused on Flow and Radiation immediately after Falling onto Cavity Floor

*氷見 正司[1]，伊藤 耕悦[1]，井手 善広[1]，森田 秀利[1]，中村 康一[2]
[1]アドバンスソフト，[2]電中研

シビアアクシデントにおいて、原子炉容器からキャビティ床に落下直後、燃料デブリは粘度に応じて流動・拡散する。その温度は、質量または体積に対応する崩壊熱と表面積に比例する輻射に依存して変化する。燃料デブリの質量がデブリ流動と温度の変化にどのように関係するかを調べた。

キーワード：シビアアクシデント，コリウム-コンクリート相互作用，デブリ拡がり，粘性，崩壊熱，輻射

1. 目的・方法

原子炉容器が破損して格納容器へ放出される燃料デブリを想定して、キャビティ床に落下後、流動して拡がる過程について様々な実験研究がなされている[1]。燃料デブリの流動と燃料デブリの輻射による放熱に分けて、それぞれの現象とその特徴的な時間を評価して、その後の現象進展への影響を分析する。

2. 燃料デブリの流動による拡がりと温度変化

燃料デブリの拡がりについて MELCOR の方法と検討した方法（修正案）とで評価した。閉空間・黒体輻射を仮定して、崩壊熱と輻射による放熱とから燃料デブリ温度を評価した。粘度に応じた拡がりにより表面積が増加し、輻射による放熱を促進することが関係する。燃料デブリ質量と半径の関係および燃料デブリ質量と温度の関係を図 1 と図 2 に示す。

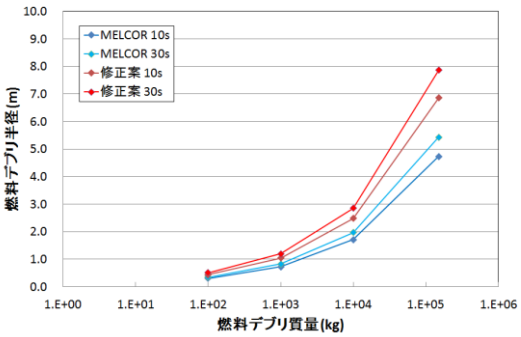


図 1. 燃料デブリ質量と半径の関係

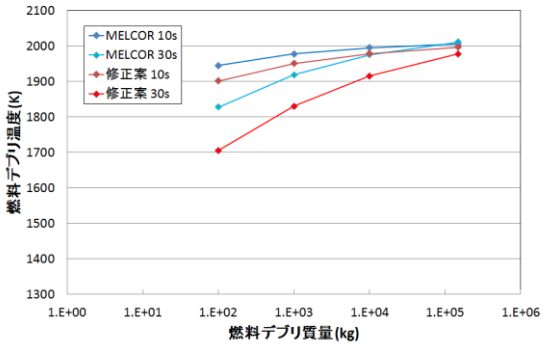


図 2. 燃料デブリ質量と温度の関係

3. 結論

燃料デブリが高粘度で拡がりにくく局在しやすい場合には、輻射による放熱による温度低下が起こりにくくなる、一方、低粘度で流動し床に拡散しやすい場合には、輻射による放熱による温度低下が起こりやすくなる。燃料デブリの質量が小さければ、崩壊熱による発熱より輻射による放熱が大きいので温度低下し固化してしまい、コンクリートとの相互作用が十分に起こらないことを想定できる。

参考文献

[1] 例えば、SARNET, TABLE 4.1, 4.2.

---

*Masashi Himi[1], Koetsu Itoh[1], Yoshihiro Ide[1], Hidetoshi Morita[1] and Koichi Nakamura[2]
[1]Advancesoft Co., [2]Central Research Institute of Electric Power Industry

MELCOR,SAMPSON による MCCI 現象の分析
(2) MELCOR 及び SAMPSON を用いた現象の模擬

Analysis of MCCI phenomena by MELCOR and SAMPSON codes

(2) Simulation of the phenomena by use of MELCOR and SAMPSON codes

*伊藤 耕悦[1]，氷見 正司[1]，井手 善広[1]，森田 秀利[1]，中村 康一[2]

[1]アドバンスソフト，[2]電中研

燃料デブリが原子炉圧力容器からキャビティに落下してコンクリート床と相互作用する過程（MCCI）の初期段階に生じるデブリの拡がりには粘性が重要なパラメータであり，以降の現象進展に影響する。コリウムの 2 次元的拡がりの流動挙動試験を対象にコード解析して問題点を抽出した。

キーワード：シビアアクシデント，VULCANO 試験，コリウム-コンクリート相互作用，デブリ拡がり，粘性

1. 目的・方法

MCCI 現象を再現するためには，原子炉圧力容器からキャビティ床面に落下した直後のデブリの拡がりを適切に模擬できなければならない。SAMPSON コードを用いて，コリウムの 2 次元的拡がりの流動挙動試験 VULCANO VE-U7[1]を対象に，デブリ拡がり解析を実施した。既存の UO_2 と ZrO_2 の混合物が液相状態にある粘性モデルに対して，MELCOR 2.2 コードに整備されている Ramacciotti の固相が液体と平衡状態にある二相の粘性モデルを組み込んで，両粘性モデルを適用した解析を実施して試験と比較した。試験体系の一部を模擬した解析体系を図 1 に示す。コリウムの流入温度は 2450 K，液相線温度及び固相線温度はそれぞれ 2623 K 及び 1273 K に設定した。試験では，7.7 秒で流入したコリウムが流動を停止した。算出した平均流速を流入口でのコリウム流速とした。なお，本解析ではデブリの流動のみに着目しており，コンクリート侵食については考慮していない。

2. コリウムの流動結果

Ramacciotti の粘性モデルを用いた場合におけるコンクリート床を流動するコリウムの温度分布及び固相率分布を図 2 に示す。コリウムの先端部分において，温度低下に伴い固相率が上昇していることが分かる。コリウムの流動距離の時間変化を図 3 に示す。試験では 7.7 秒で 0.36 m に達した時点で流動が停止した。既存の粘性モデルでは，コリウムの流動速度は試験に比べて早く，流入開始から 6.3 秒で解析体系の末端に到達した。一方，Ramacciotti の粘性モデルを適用した場合，10.5 秒で 0.37 m に達した時点で流動が停止した。

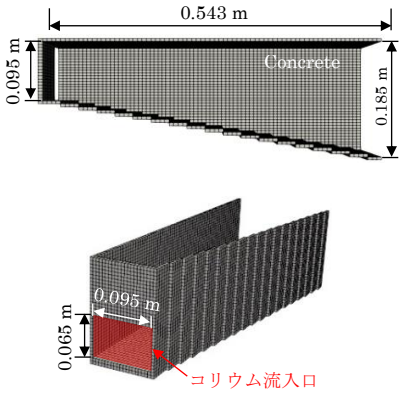


図 1 解析体系

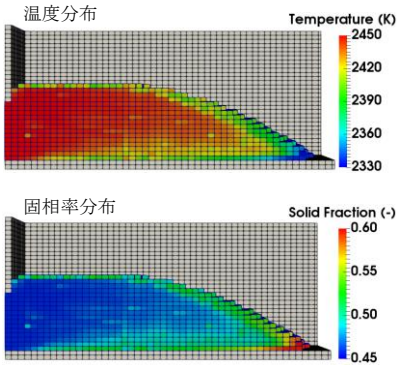


図 2 Ramacciotti モデル用いた計算結果
（コリウム流入開始から 7.7 秒後）

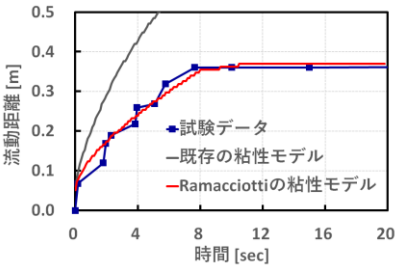


図 3 コリウムの流動距離

3. 結論

SAMPSON コードの既存の粘性モデルでは VULCANO VE-U7 試験のデブリ拡がり挙動を模擬することができず，MELCOR 2.2 コードには Ramacciotti の粘性モデルが整備されているがキャビティを軸対称に扱っており 3 次元系を解析できないなど問題点を抽出できた。今後，MCCI 現象を模擬するために問題点を整理してコードを整備し，解析できるように検討する必要があると考える。

参考文献

[1] Journeau, C., et al., The VULCANO VE-U7 Corium spreading benchmark, Progress in Nuclear Energy, vol. 48, pp. 215-234 (2006)

*Koetsu Ito[1], Masashi Himi[1], Yoshihiro Ide[1], Hidetoshi Morita[1] and Koichi Nakamura[2]

[1]Advancesoft Co., [2]Central Research Institute of Electric Power Industry

U-Zr-Gd-O 系溶融コリウムの凝固挙動に関する基礎試験

Fundamental experiment on the U-Zr-Gd-O molten corium solidification behavior

*須藤　彩子[1]，イゴール ポズニャック[2]，永江　勇二[1]，中桐　俊男[1]，倉田　正輝[1]

[1]国立研究開発法人日本原子力研究開発機構，[2]レジュ研究センター

溶融コリウムの凝固プロセスにおいての知見を得るため、コールドクルーシブ炉を用い模擬コリウム U-Zr-Gd-O の急冷条件・徐冷条件での凝固試験を実施し、生成相の比較・検討を行った。

キーワード：溶融コリウム，圧力容器下部ヘッド，コールドクルーシブル誘導加熱，引け巣

1. 緒言

原子炉格納容器(PCV)およびペダステル内部調査を行うにあたり、燃料デブリの所在、分布・組成および損傷状況等の炉内デブリ状態の推定情報の精度を高める必要がある。炉内の RPV 堆積物とペデスタルのコンクリート混合物は、遅い凝固過程を経て固化したことが考えられており、表面と内部では異なる性状を持つ可能性がある。溶融コリウムの凝固プロセスにおいて様々な構成元素のマクロな再分布に関する知見を得るため、模擬コリウム U-Zr-Gd-O を用いた予備的な凝固試験を実施し、その溶融固化状況を観察した。

2. 実験

模擬コリウムとして、98%(wt.70%UO_2+30%ZrO_2)+wt.2%Gd_2O_3 粉末(~900g)を用いた。模擬コリウム試料は最大出力 60kW のコールドクルーシブル誘導加熱炉を用い、金属 Zr (6g)を誘導体とし空気中で加熱した。溶融プール出現後、試料表面温度は約 2400℃まで達し、その後出力制御により急冷条件(J1)、徐冷条件(J2)での冷却固化を行った。固化後、試料インゴットの外観観察を行った後、SEM/EDX での元素分析を行い試料内部の生成相および組織の調査を行った。

3. 結果・考察

J1 では加熱後、高さ 4.8cm のインゴットが得られた。固化後の試料全体像および分析位置を図 1 に示す。試料底部領域(J1-I1)は多結晶構造であり、溶融していなかった。試料内部(J1-I2～I6)は($U_{0.74\sim0.80}$, $Zr_{0.20\sim0.26}$)Ox、($U_{0.56\sim0.73}$,$Zr_{0.27\sim0.44}$)Ox の 2 相から構成されていた。Gd 濃度は、J1-I7 領域で 1.61wt%、J1-12 領域で 2.13wt%であり、冷却後期に固化した中心部分ほど Gd が濃化する傾向が確認できた。

固化後の J2 試料全体像を図 2 に示す。J2 では試料上部のクラスト部分直下に引け巣が形成していた。遅い凝固過程中で試料上部が試料内部より早期に凝固収縮を起こすことで発生したと考えられる。[1]　J2 内部の生成相および Gd の濃化傾向は J1 とほぼ一致していた。

図 1　冷却固化後の試料外観（J1）

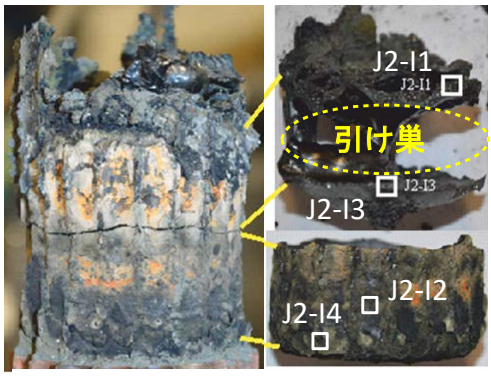


図 2 冷却固化後の試料外観（J2）

参考文献

[1] C. P. Hong, T. Umeda, Y. Kimura: Chu-butsu, 56 (1984), 12. [in Japanese]

*Ayako Sudo[1], Igor Poznyak[2], Yuji Nagae[1], Toshio Nakagiri[1] and Masaki Kurata[1].

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Rez Research Center.

格納容器内先行注水による溶融炉心冷却挙動に関する研究
（1）JASMINE コードにおけるブレークアップ粒子結合モデルの開発

Study on Molten Core Coolability under Precautionary Water Injection into Containment Vessel

(1) Development of Breakup Particle Agglomeration Model in JASMINE

松本 俊慶，川部 隆平，安島 航平，*杉山 智之，丸山 結

原子力機構

溶融炉心／冷却水相互作用コード JASMINE に、溶融物水中落下時のジェットブレークアップで生じた粒子同士の結合（アグロメレーション）モデルを導入し、スウェーデン王立工科大学の DEFOR-A 実験の解析に適用した。その結果、プール深さとアグロメレーション割合の関係を定性的に再現した。

キーワード：シビアアクシデント、JASMINE、ジェットブレークアップ、アグロメレーション、DEFOR-A

1. 緒言

原子力機構では、軽水炉シビアアクシデント時に格納容器内に先行注水した場合の溶融炉心冷却性を決定論的及び確率論的に評価する手法を開発している。伝熱面積の観点から溶融物の粒子化割合の定量的評価が重要であるため、表面積の低下をもたらす粒子のアグロメレーションを適切に取り扱う必要がある。そこで、同現象を扱うモデルを JASMINE コード[1]に導入し、DEFOR-A 実験[2]の解析に適用した。

2. アグロメレーションモデル

JASMINE コードでは同一の粒径、温度等を持つ多数の粒子をまとめて「粒子群」として扱い、その占有空間に粒子が均等に分散すると見なす。本モデルでは、ジェットブレークアップ粒子のうち床面到達時に液相を維持しているものを対象に粒子群単位でアグロメレーション発生の有無を判定する。いま、落下してきた液相の粒子群（grp1）と先に着地した粒子群（grp2）が一部でも重なる場合において、①grp2 も液相の場合及び②grp2 が固相で重なりの程度と粒子断面積の総和を考慮した指標（図 1）が判定基準を超える場合にアグロメレーションが生ずると判定する。また、表面積の減少が冷却に及ぼす効果を反映するため、熱伝達調整係数（< 1）を導入した。判定基準及び熱伝達調整係数を DEFOR-A2 実験の結果に基づいて決定し、他の実験解析に適用した。

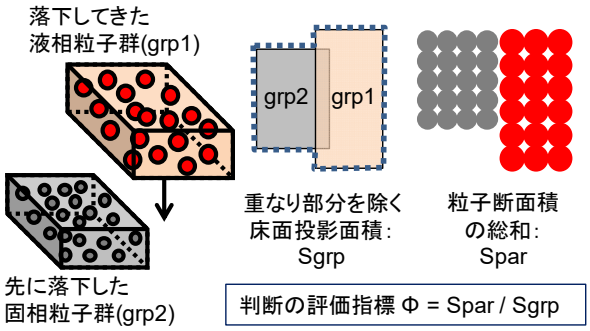


図 1 アグロメレーション判定における評価指標

3. DEFOR-A 実験解析

3-1. 実験体系：ジェットブレークアップ実験 DEFOR-A1～A9[2]では、溶融炉心模擬物質として Bi_2O_3-WO_3 共晶混合物が用いられ、ジェット径 10～25[mm]、過熱度 78～206[K]、水サブクール度 7～27[K]の条件で、4 つの水深のキャッチャーにおけるデブリ粒子径やアグロメレーション質量割合などが計測された。解析では、実験毎に 4 通りのプール深さを設定することで各キャッチャーの水深における粒子挙動を模擬した。

3-2. 解析結果：DEFOR-A5 実験及び本モデルを用いた解析で得られたアグロメレーション質量割合を図 2 に示す。比較のため、キャッチャーに到達した粒子のうち液相粒子が占める割合も併せて示す。解析結果は、水深が浅い場合に過大評価となったが、水深の増大に伴いアグロメレーション割合が急激に低下するという実験結果の傾向をよく再現した。

4. 結論

アグロメレーションモデルの導入により溶融炉心冷却性評価の高度化の見通しを得た。実験結果の再現性及び実機適用時の信頼性の向上には、アグロメレーション判定の考え方、評価指標の選定、アグロメレーション粒子の熱伝達等に関するさらなる検討が必要である。

本研究は、原子力規制庁から受託した平成 28 年度原子力施設等防災対策委託費（シビアアクシデント時格納容器内溶融炉心冷却性評価技術高度化）事業の一部である。

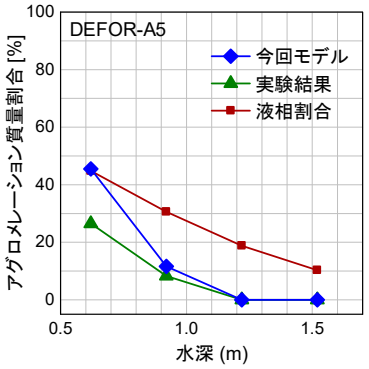


図 2 アグロメレーション割合の比較

参考文献

[1] K. Moriyama, et al.(2008), JAEA-DATA/Code 2008-014
[2] P. Kudinov, et al.(2013), Nucl. Eng. Des., 263, pp. 284-295.

Toshinori Matsumoto, Ryuhei Kawabe, Kouhei Ajima, *Tomoyuki Sugiyama and Yu Maruyama, JAEA

格納容器内先行注水による溶融炉心冷却挙動に関する研究
(2) JASMINE コードにおける溶融炉心床上拡がりモデルの改良と解析

Study on Molten Core Coolability under Precautionary Water Injection into Containment Vessel

(2) Analysis by Improved Melt Spreading Model in JASMINE

川部 隆平，松本 俊慶，安島 航平，杉山 智之，*丸山 結

原子力機構

シビアアクシデント時の溶融炉心の冷却挙動を解明するため JASMINE コードの溶融物プールのモデルを改良し、BWR 実機条件での格納容器床上での拡がりを計算した。また、PULiMS 実験を解析した結果、現行モデルは溶融物拡がり速度をほぼ再現するが、最終的な拡がり面積を過大評価することが分かった。

キーワード: シビアアクシデント、JASMINE コード、格納容器内溶融炉心冷却性、溶融物の拡がり、PULiMS

1. 緒言：軽水炉のシビアアクシデント時に圧力容器外へ流出した溶融炉心の冷却性を評価するには、伝熱量を支配する溶融物の拡がりを正確に求める必要がある。このために格納容器床上に存在する水層に落下してきた溶融物の熱的・動的挙動を解析できる JASMINE コード[1]の溶融物プールモデルを改良した。

2. 解析モデル改良：床材内の熱伝導を解析し溶融物から下面に伝わる熱量を正確に評価できるようにした。床を金属板とした実験の解析では熱伝導偏微分方程式を有限差分法で解くが、コンクリート床に対しては相変化点の座標に関する常微分方程式を解く(図 1)。更に、コンクリートから生じる熱分解気体、溶融物中の不純物気体の気泡発生に伴う見かけ密度の減少を模擬し、拡がり駆動力の減少を考慮できるようにした。

3. 実機条件での解析：820 MWe 級の Mark I 改良型格納容器を有する BWR を想定し、全炉心に相当する過熱度 10 K の溶融炉心が、500 s 又は 1000 s で水深 2 m の水層を有する格納容器床に落下するとした。いずれの条件でも 100 s 以内に溶融物はペデスタル室の壁面にまで到達した。

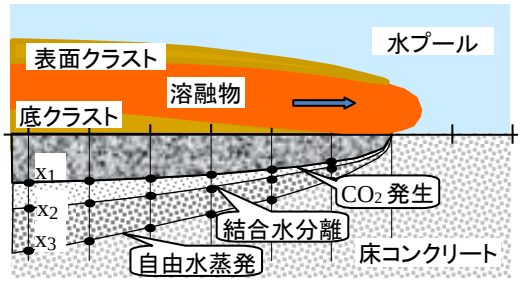


図 1 溶融物拡がりと床コンクリート温度変化

4. PULiMS 実験との比較：

4-1. 実験体系と手順：PULiMS 実験[2]では模擬溶融物として Bi_2O_3-WO_3 共晶混合物を用い、高周波加熱るつぼで溶融した模擬溶融物を、20 mm 径の出口ノズルを有する漏斗を介して水プールに落下させた。水プールの初期深さは 200 mm、底はステンレス板であり、上部空間は大気に開放されている。

4-2. 実験と解析の結果の比較：溶融物中気泡の影響は小さいが、床の熱伝導を考慮すると、従来の床表面温度一定と仮定した場合より床面への除熱量が減少して拡がり面積が増大し、実験値を過大評価する(表 1)。また、拡がり速度をほぼ再現するものの、水への伝熱量を過小評価するため（図 2)、クラスト生成に依存する最終的な拡がり面積を過大評価することが示された。

表 1　実験結果と JASMINE 解析結果の比較のまとめ

実験条件（溶融物量・温度）			溶融物拡がり面積(m^2)			
			実験	界面温度一定	床熱伝導考慮	
Run	質量 (kg)	過熱度(K)			気相無視	気相浮力
E1	23.4	136	0.14	0.292	0.472	0.495
E4	46.9	70	0.30	0.518	0.816	0.792
E6	78.1	179	0.43	0.505	1.068	1.208

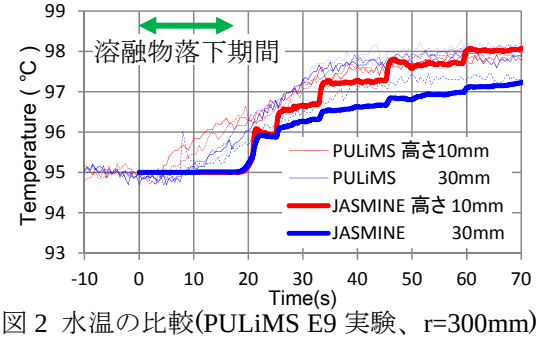


図 2 水温の比較(PULiMS E9 実験、r=300mm)

5. 結論：

実機解析では、格納容器床に落下した炉心溶融物は、途中で凝固せず容易にペデスタル室壁面まで達した。しかし PULiMS 実験の解析から水への伝熱を過小評価することが示されたため、拡がりが抑制される可能性をさらに詳細に検討する必要がある。本研究は、原子力規制庁から受託した平成 28 年度原子力施設等防災対策委託費（シビアアクシデント時格納容器内溶融炉心冷却性評価技術高度化）事業の一部である。

参考文献

[1] K. Moriyama, et al.(2008), JAEA-DATA/Code 2008-014
[2] A. Konovalenko, et al., NUTHOS-9, Kaohsing, Taiwan, Sep. 2012, N9P0303

Ryuhei Kawabe, Toshinori Matsumoto, Kouhei Ajima, Tomoyuki Sugiyama and *Yu Maruyama, JAEA

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

Thu. Sep 14, 2017 10:50 AM - 11:55 AM JST | Thu. Sep 14, 2017 1:50 AM - 2:55 AM UTC | Room B
B12 - B1 Block

[2B06-09] Safety Assessment for Fast Reactors 1

Chair:Tomoyuki Sugiyama (JAEA)

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

[2B06] Experimental Study on Self-leveling Behavior of Debris Bed

Development of empirical correlation for bed high of mixed particles

*Ryo Miura[1], Humiya Matsuoka[1], Ngo Phi Manh[1], Phan Le Hoang Sang[1], Tatsuya Matsumoto[1], Wei Liu[1], Koji Morita[1] (1. Kyushu University)

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

[2B07] Applicability assessment of empirical correlations to the prediction of the distance for fragmentation of molten core materials in sodium

*Kenichi Matsuba[1], Mikio Isozaki[1], Junichi Toyooka[1], Kenji Kamiyama[1], Vladimir Zuev[2], Alexander Kolodeshnikov[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. NNC/RK)

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

[2B08] Studies on relocation behavior of molten core materials in the core disruptive accident of sodium-cooled fast reactors

(4)Effects of test conditions on dispersion and sedimentation of molten-metal in a shallow water pool

*Yuki Emura[1], Kenji Kamiyama[1], Ken-ichi Matsuba[1], Mikio Isozaki[1], Yuya Imaizumi[1] (1. JAEA)

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

[2B09] Studies on Relocation Behavior of Molten Core Materials in the Core Disruptive Accident of Sodium-cooled Fast Reactors

(5)A Behavior of a Heavy Metal Jet with Free Surface Conditon of MPS Method

*Mamoru Konomura[1], Kenji Kamiyama[2] (1. Univ. of Fukui, 2. JAEA)

11:50 AM - 11:55 AM JST | 2:50 AM - 2:55 AM UTC

Time reserved for Chair

デブリベッドのセルフ・レベリング挙動に関する実験的研究
：混合粒子ベッド高さに対する予測式の検討

Experimental Study on Self-leveling Behavior of Debris Bed

- Development of empirical correlation for bed high of mixed particles -

*三浦　亮，松岡 史也，Ngo Phi Manh，Phan Le Hoang Sang，松元 達也，劉　維，守田 幸路

九州大学

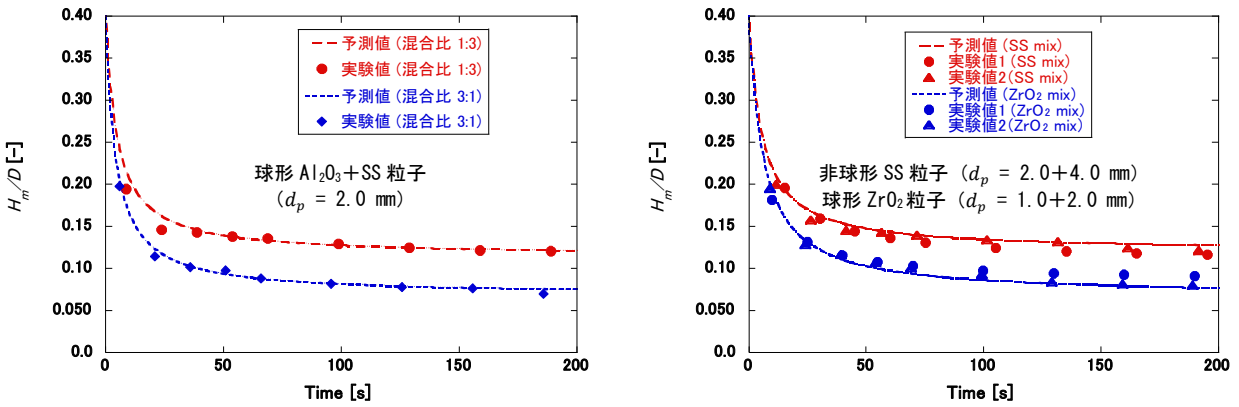
高速炉の炉心損傷事故時の崩壊熱除去過程において重要なデブリベッドのセルフ・レベリング特性について、固体粒子ベッド底部からのガス吹き込みにより冷却材沸騰を模擬した実験を実施し、粒子径や密度、球形度の異なる粒子を混合したベッドのレベリング特性を明らかにするとともに、ベッド高さの時間変化を予測する実験式について検討した。

キーワード：高速炉，炉心損傷事故，崩壊熱除去過程，デブリベッド，セルフ・レベリング

1. 緒言　高速炉の炉心損傷時における炉心物質再配置過程に形成されるデブリベッドは、燃料の崩壊熱により冷却材沸騰を引き起こす可能性がある。この沸騰によって引き起こされるデブリベッドの自己平坦化（セルフ・レベリング）挙動の特性を解明することは、デブリベッドの冷却性向上、臨界性緩和の観点から重要である[1]。本研究では、固体粒子ベッド底部からの気相吹き込みによって冷却材沸騰を模擬したセルフ・レベリング挙動実験を実施し、粒子径や密度、球形度の異なる粒子の混合がセルフ・レベリング特性に与える影響とベッド高さの時間変化に関する実験相関式について検討した。

2. 実験　内径（D）310 mm の円筒水槽内に頂部が円錐形状になるように固体粒子（嵩堆積 7 L）を堆積させ、初期水位 180 mm の条件で水槽底部の多孔質板を通じて窒素ガスを一様に吹き込み（体積流量（Q_g）約 20～500 L/min）、固体粒子ベッドが平坦化する挙動を観察した。固体粒子には体積相当直径（d_p）0.51～6.1 mm、球形度 0.58～1.0 の Al_2O_3、ZrO_2 及びステンレス鋼（SS）粒子を用い、特性の異なる 2 種類の粒子を嵩体積比 1:1, 1:3, 3:1 で混合した。実験では、密度の異なる混合粒子では分離効果によりベッドは比較的が低く、粒径の異なる混合粒子では空隙率が小さくなることでベッドが崩れにくくなる挙動が観察されている[2]。

3. 実験相関式　固体粒子ベッドの円錐部高さの時間変化$H_m(t)$を予測する実験相関式について、従前の単一特性の固体粒子ベッドに対する相関式[1]に混合粒子の効果を含めることでこれを改良した。図 1 に改良した実験相関式による$H_m(t)$の予測値と実験値を比較する。ここで、(a) 密度の異なる混合粒子（球形 Al_2O_3 及び SS 粒子：d_p = 2.0 mm；混合比 1:3, 3:1；Q_g～100 L/min）、(b) 粒径の異なる混合粒子（非球形 SS 粒子：d_p = 2.0 及び 4.0 mm；混合比 1:1；Q_g～200 L/min、球形 ZrO_2 粒子：d_p = 1.0 及び 2.0 mm；混合比 1:1；Q_g～50 L/min）である。改良式は、単一特性の固体粒子を含む 74 ケース、666 点の実験データの約 85%を実験値の 20%以内の誤差で相関しており、密度の異なる混合粒子に対する適用性が向上した。今後、セルフ・レベリング挙動のベッド径への依存性についても実験的に確認し、より広範な条件に適用可能な相関式として整備する。



(a) 密度の異なる混合粒子　　(b) 粒径の異なる混合粒子

図 1　固体粒子ベッドの円錐部高さの時間変化に関する予測値と実験値の比較

参考文献　[1] K. Morita et al., JNST, 53, 713-725 (2016) [2] 松岡ら他 4 名，本会「2016 年春の大会」, K17 (2016)

*Ryo Miura, Fumiya Matsuoka, Ngo Phi Manh, Phan Le Hoang Sang, Tatsuya Matsumoto, Wei Liu, Koji Morita; Kyushu Univ.

ナトリウム中における溶融炉心物質の微粒化距離に対する実験相関式の適用性検討

Applicability assessment of empirical correlations to the prediction of the distance for fragmentation of molten core materials in sodium

*松場 賢一[1]，磯﨑 三喜男[1]，豊岡 淳一[1]，神山 健司[1]，V. Zuev[2]，A. Kolodeshnikov[2]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]カザフスタン国立原子力センター

ナトリウム冷却高速炉の炉心崩壊事故時に原子炉容器下部プレナムへ流出する溶融炉心物質の微粒化挙動を評価するため、溶融炉心模擬物質（溶融アルミナ）をナトリウム中に流出させた試験の結果に対し、微粒化距離に関する実験相関式を適用し、その妥当性を検討した。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉, 炉心崩壊事故、溶融炉心物質、微粒化、実験相関式

1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉の炉心崩壊事故時に原子炉容器下部プレナムへ流出する溶融炉心物質の微粒化挙動を評価するため、液柱状の溶融炉心物質が微粒化によって崩壊し、急速な冷却が開始されるまでの侵入距離（以下、微粒化距離）に関する実験相関式を開発している。前報[1]では、溶融炉心物質と冷却材の熱的相互作用（以下、FCI）に伴う冷却材の沸騰及び蒸気膨張に関連する物理量を実験相関式に取り入れることで、ナトリウム冷却条件の特徴である溶融炉心物質とナトリウムの接触境界面に安定な蒸気膜が形成されない条件を模擬した基礎試験[2,3]で測定された微粒化距離を従来の代表的な実験相関式[4]よりも適切に評価できることを報告した。しかしながら、実験相関式の適用範囲が大気圧相当条件に制限される等、実燃料物質条件への適用性が課題となっている。本報では、基礎試験で把握されたメカニズムに基づき実験相関式を改良するとともに、実燃料物質相当条件での微粒化距離に対する適用性を検討する。

2. 実験相関式の導出及び実燃料物質相当条件への適用性検討

ナトリウム冷却条件を模擬した基礎試験[2,3]では、溶融炉心模擬物質（以下、融体）の液柱と冷却材の接触境界面近傍での冷却材の沸騰と蒸気泡の膨張と同時に、粒子状の融体が液柱本体の周囲に急激に分散する挙動が可視化によって確認されている。すなわち、FCI に伴い局所的に発生する冷却材の蒸気圧が融体の微粒化を促進するとともに、微粒化された融体は蒸気泡の膨張によって分散させられていると考えられる。この推定メカニズムに基づき、従来の物理量（密度比等）に加え、冷却材の蒸気圧を取り入れた次元解析及び基礎試験で得られたデータ[2,3]を用いた重回帰分析を行った結果、以下の実験相関式を得た。

$$L/D=6.5(\rho_m/\rho_c)^{0.5}(v^2/gD)^{0.20}((P_v-P_0)/\rho_c gD)^{-0.25}$$

$$P_v=P_{sat}(T_i)$$

ここで、L は微粒化距離、D は液柱直径、ρ_m は融体密度、ρ_c は冷却材密度、v は液柱の初期流速、g は重力加速度、P_v は冷却材の蒸気圧、P_0 は冷却材の初期圧力、P_{sat} は飽和蒸気圧、T_i は接触境界面温度の理論値を表す。

図 1 に示すとおり、実燃料物質相当条件で得られている試験結果[5,6]の傾向は実験相関式による予測傾向と一致したが、予測値に対し過大評価傾向となった。

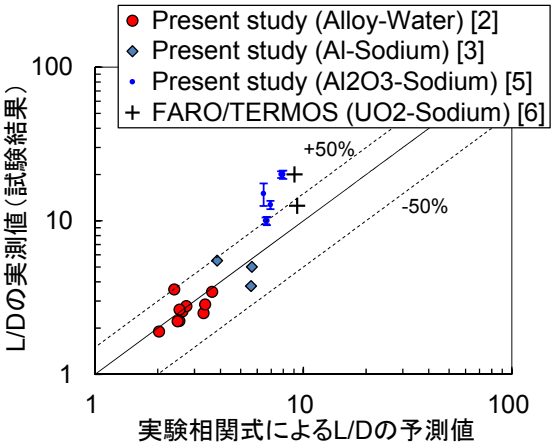


図 1 微粒化距離の実測値と実験相関式の比較

3. 結言

実験相関式を改良し、実燃料物質相当条件で得られている試験結果の傾向と一致することを確認した。今後、実験相関式による予測との差の原因について考察を深める。

参考文献

[1] 松場他, 2014 年秋の大会, I39　[2] 松場他, 2013 年秋の大会, H27　[3] 磯﨑他, 2014 年秋の大会, I38　[4] M. Saito et al., ANS Proc. Nat. Heat Transf. Conf. Vol.3, pp.173-183 (1988).　[5] K., Matsuba et al., Mech. Eng. Jour., Vol.3, No.3, pp. 15-00595_1-8 (2016).　[6] D. Magallon et at., Nucl. Technol., Vol.98, pp.79-90 (1992).

*Ken-ichi Matsuba[1], Mikio Isozaki[1], Jun-ichi Toyooka[1], Kenji Kamiyama[1], Vladimir A. Zuev[2] and Alexander A. Kolodeshnikov[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]National Nuclear Center of the Republic of Kazakhstan

ナトリウム冷却高速炉の炉心崩壊事故時における溶融炉心物質の再配置挙動に関する研究（4）試験条件が低水深プール中での融体の分散・堆積に与える影響

Studies on Relocation of Molten Core Materials in the Core Disruptive Accident of Sodium-cooled Fast Reactors
(4) Effects of Test Conditions on Dispersion and Sedimentation of Molten-metal in a Shallow Water Pool

*江村 優軌[1]，磯﨑 三喜男[1]，松場 賢一[1]，今泉 悠也[1]，神山 健司[1]
[1]日本原子力研究開発機構

ナトリウム冷却高速炉の炉心崩壊事故時における溶融炉心物質と冷却材の熱的相互作用及び炉内構造物への炉心物質の堆積挙動を解明するため、炉心入口プレナムを想定した低水深の水プール中に溶融した低融点合金を落下させる模擬試験を実施している。本件では、溶融物質の初期温度及び冷却材領域の容積等が試験結果に及ぼす影響について報告する。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，炉心崩壊事故，溶融炉心物質再配置，燃料－冷却材熱的相互作用，衝突噴流

1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉の炉心崩壊事故において、制御棒案内管等を通じて噴流状に流出した溶融炉心物質は、微細化途上で制御棒案内管の接続先である入口プレナム部の底板に衝突する可能性がある。そのため、炉内構造物の存在が溶融炉心物質の微細化等の再配置挙動に与える影響を調べることを目的[1]として、溶融炉心模擬物質として低融点合金の溶融物（融体）、模擬冷却材として水を用い、水プール中において噴流衝突が予想される距離[2]に底板（水平平板）を設置した体系（「低水深プール」と呼称）での試験を実施している。前報では、融体が噴流状態で底板に衝突した後、底板に沿って径方向へ分散する際に微細化し固化することを報告した[3]。本報では、融体の温度条件及び冷却材容積の制限が底板上における融体の径方向分散に与える影響について報告する。

2. 試験体系

前報と同様に、低融点合金（密度: 約 8×10^3 kg/m^3、融点: 約 78℃）の融体を低水深プール中にノズルを通じて自重で落下させ、底板上での融体分散を高速度ビデオカメラで撮影した。初期冷却材温度を 30℃、初期融体温度を 350℃または 500℃とした。この温度条件は、融体と冷却材との接触境界面に安定な蒸気膜が形成されない実機条件を模擬している。また、底板上部に容器を設置することで、冷却材領域の容積が制限される条件での試験も実施した（図 1）。

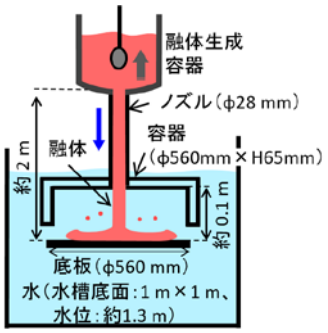


図 1 試験装置概要

3. 試験結果及び考察

各試験条件において、前報と同様、融体が噴流状態で底板に衝突した後に微細化したが、底板上での分散過程及び堆積形状に大きな差異が生じた。融体温度が高い場合（500℃）には、低い場合（350℃、図 2）と比べて融体と底板の衝突地点付近における蒸気泡の発生と収縮、及び径方向への融体分散が激しくなったことが試験映像から確認でき、微細化した融体の固化物は底板上に薄く堆積した（堆積量約半分、図 3）。この結果から、融体と底板の衝突地点付近における融体と水との熱的相互作用は、融体の径方向への分散を促進すると考えられる。一方で 350℃の温度条件で容器を設置した場合には、明確な蒸気泡の発生を確認できず、同温度条件で容器を設置しなかった場合と比べて融体が底板に衝突してから底板円周上に至るまでの分散速度が低下した（約 0.7 倍）。本試験の範囲では、容器の設置効果は冷却材容積の制限よりむしろ、蒸気泡の発達抑制として顕著に現れた。

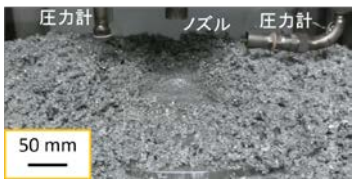


図 2 堆積形状（350℃、容器無し）

図 3 堆積形状（500℃、容器無し）

4. 結論

底板上における融体の径方向分散は、衝突地点近傍での熱的相互作用によって促進され、融体温度及び冷却材容積の制限のために設置した容器は、熱的相互作用に伴う蒸気泡の発達挙動に影響を与えることを把握した。

参考文献

[1] 神山ら, 2016 年秋の大会予稿集, 3H10, 日本原子力学会(2016)、[2] Matsuba et al., Nuclear Safety and Simulation, Vol.4,4(2013)、[3] 今泉ら, 2016 年秋の大会予稿集, 3H11, 日本原子力学会(2016)

*Yuki Emura[1], Mikio Isozaki[1], Ken-ichi Matsuba[1], Yuya Imaizumi[1], and Kenji Kamiyama[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

ナトリウム冷却高速炉の炉心崩壊事故時における溶融炉心物質の再配置挙動に関する研究 (5) MPS 法での自由表面判定法と噴流挙動

Studies on Relocation Behavior of Molten Core Materials in the Core Disruptive Accident of Sodium-cooled Fast Reactors
(5) A Behavior of a Heavy Metal Jet with Free Surface Condition of MPS Method

*此村　守[1]、神山　健司[2]
[1] 福井大学、[2] 日本原子力研究開発機構

A behavior of a heavy metal jet which ran into a water pool was analyzed with the Moving Particle Semi-implicit Method.　A pressure calculation without a free surface condition proved useful to suppress unrealistic cavity.

キーワード：粒子法、MPS 法、噴流、高密度流体、空隙、自由表面判定、圧力計算

1. 緒言

密度の大きな噴流を密度の小さなプール中に突入させた時の挙動を、粒子法[1]（Moving Particle Semi-implicit Method: MPS 法）を用いて解析すると、実験とは異なり、プール中に空隙の発生をみた[2]。本研究では、解析上この空隙の発生を抑止する方法を検討した。

2. 解析

2-1. 解析体系

解析体系を図 1 に示す。内径 28mm の直管が密度 979kg/m^3 の水プール中に浸漬されており、直管の中を密度 8689kg/m^3 の低融点合金が流れ、開口部から噴流となって水プール中に突入する。本解析での粒子径は 2mm である。

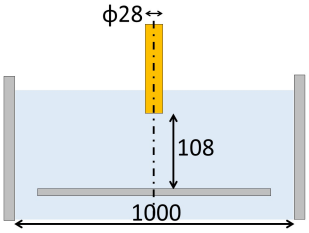


図 1

2-2. 解析コード及び解析条件

本解析で用いたソースコードは、越塚の著書[1]に添付されているサンプルプログラムをベースとし、これに粘性項と表面張力のモデルを付加した。

2-3. 解析結果

昨年度の解析[2]では、図 2 に示すように、突入開始後噴流の周りに大きな空隙が発生した。図の濃い青色が初速度 7m/s の低融点合金、薄い青色が水プール、赤色の部分は容器である。この条件では、本来、空隙は発生しない。この原因について検討を行い、モデルの改良を行って解析した結果を図 3 に示す。

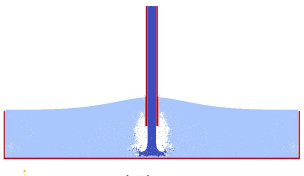


図 2

2-4. 考察

本モデルにおいて、流体内部で空隙が発生する原因は、自由表面の判定方法にある[2]。流体内部で粒子間距離が広がり粒子数密度が低下すると、当該粒子は自由表面にあると判定され、圧力計算から除外される。この結果、その瞬間の初速度をもって自由落下粒子となる。本現象の時間スケールは 10msec オーダーであるため、一端自由落下粒子となると、観測時間中に元の噴流に合流することはない。そのため、見かけ上、空隙が発生したように見える。これを抑止するには、流体内部での圧力計算について、①昨年度のように小さな背圧をかける[2]、②陽解法終了時点で粒子数密度を評価し、これが自由表面と判定されない粒子数密度となる時間刻み幅を選択して陽解法を再計算する、③定めた領域内では自由液面判定を行わない、すなわち粒子数密度の如何にかかわらずこの領域では圧力計算を行うといった方法が考えられる。①は昨年の結果[2]である。②は自由表面と判定される粒子が発生しないようにするためには、時間刻み幅を 10^{-8}～10^{-10}sec と極端に小さくとる必要があり、計算時間の観点から実用的でない。③は体系依存となってしまい解析モデルの自由度は悪くなるが、10^{-5}sec 程度の時間刻み幅になるので実用的である。

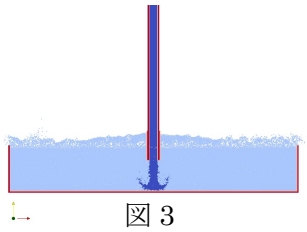


図 3

3. 結論

自由表面を持った流体に噴流が突入する場合の挙動を MPS 法で解く場合、着目領域での自由表面判定条件を解除し、常に圧力計算を行う方法が、現象記述の上で必要であることを示した。

本研究を進めるにあたり、東京大学・越塚教授から有用なコメントをいただいたことに感謝いたします。
（本研究成果は日本原子力研究開発機構と福井大学附属国際原子力工学研究所との共同研究の結果である。）

参考文献

[1] 越塚誠一、「粒子法」、丸善出版（2007）
[2] 此村守、他、2016 年日本原子力学会「秋の大会」、3H12

*Mamoru Konomura[1]、Kenji Kamiyama[2]
[1]Univ. of Fukui、[2]JAEA

General Meeting

Thu. Sep 14, 2017 12:00 PM - 1:00 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room B
B12 - B1 Block

[2B_GM] 「海外情報連絡会」第57回全体会議

[2B_GM] General Meeting

General Meeting

[2B_GM] 「海外情報連絡会」第57回全体会議

Thu. Sep 14, 2017 12:00 PM - 1:00 PM Room B (B12 - B1 Block)

[2B_GM]General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network：International Nuclear Information Network

Thu. Sep 14, 2017 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room B B12 - B1 Block

[2B_PL] Current Energy Policy and Nuclear Energy in U.S.A.

Chair: Masahiro Hamamoto (Hitachi GE)

[2B_PL01] Current Energy Policy and Nuclear Energy in U.S.A.

*Ross Matzkin-Bridger[1,2] (1. Embassy of US, 2. US DOE, Japan Office)

2017年秋の大会

海外情報連絡会セッション
International Nuclear Information Network (ININ) Session
最近の米国エネルギー政策と原子力
Current Energy Policy and Nuclear Energy in U.S.A.

Current Energy Policy in the United States and Nuclear Power

*Ross Matzkin-Bridger
Director, Department of Energy Japan Office
Energy Attaché, US Embassy Tokyo

The United States employs an all-of-the-above energy strategy that places importance on diversifying energy sources while prioritizing continuous innovation. This includes important roles for fossil fuels such as natural gas, oil, and coal; nuclear, and; renewables such as wind, solar and hydroelectric power. The key drivers for US energy strategy are the country's economic, security, and environmental goals, as well as a commitment to the prosperity and stability of our allies. Nuclear power will play a significant role in the future of energy, with the United States committed to leading in three main areas: innovation for next generation reactors that are on the cutting-edge of safety and cost effectiveness; maintenance and safe operation of the current generation of reactors; and responsible, efficient decommissioning of legacy reactors.

Robust and reliable energy supply is vital for the security and stability of the United States, as well as our allies. Over the last ten years, the United States has gone through a great energy transformation on several fronts. First, we have significantly increased the domestic production of oil and natural gas. These resources will continue to be important for energy security domestically as well as abroad. US natural gas in particular has been the largest source of domestic electric capacity additions over the last 15 years, having a significant impact on boosting the US economy and reducing carbon emissions. US gas is now being exported, where it can be an important component of the energy mix of many countries around the globe. Second, electric capacity from renewable energy sources has also increased significantly over the last 10 years, with similarly positive results for the economy and curbing emissions. The United States has always been an epicenter of innovation, and that will continue into the future. A key question to consider is what form that innovation will take in the energy sector moving forward.

The United States currently has 99 operating nuclear power reactors, making up just under 20% of the country's electricity generation. This makes nuclear the largest and most reliable zero-emission power source in the United States. While the high capital costs of building new nuclear power reactors is seen as a challenge to new construction, a number of companies across the country, including new startups, are working on innovative reactor designs and concepts that have the potential to be game-changers in the market. We have seen a particularly high level of excitement around the idea of small modular reactors (SMRs). As the private sector has taken the lead on developing SMRs, the government is playing a supporting role to ensure that smart, safe and cost effective technologies have a viable path into the market. Over the next year, the United States Department of Energy (DOE) plans to issue significant funding to support the development of SMR technologies. This includes funding to develop manufacturing

techniques, address regulatory issues, develop instrumentation and control systems, and other areas of need.

While the next generation of nuclear reactors continues to develop, the United States is also committed to continuing the safe and reliable operation of our current fleet of light water nuclear reactors. Many US reactors have already received 20 year extensions to their initial 40 year operation licenses, and there is an emerging technical basis for safe extensions for an additional 20 year period (total 80 years). DOE will continue to support research and development pathways for these extensions, including in the areas of materials aging and degradation, advanced instrumentation, and advanced fuels.

Finally, the United States places high importance and heavy emphasis on the efficient and cost effective decommissioning of nuclear reactors that have reached the end of their lifetime. 10 US commercial power reactors have been safely and completely decommissioned, with an additional 18 reactors currently in progress. This gives the United States more experience in decommissioning than any other country in the world, and has allowed the private sector to hone their competences and make impressive advances in efficiency and cost-effectiveness. The efficiency of decommissioning is vitally important because it greatly impacts life cycle costs and public perceptions of nuclear power.

The United States will continue to pursue an energy strategy with an eye on the future, considering economic, security, and environmental goals. Nuclear power will be an important component of the energy mix for many years to come, and there are exciting prospects for breakthrough innovation. The United States is excited to share our experience and enthusiasm with partners around the world.

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

Thu. Sep 14, 2017 2:45 PM - 3:45 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 5:45 AM - 6:45 AM UTC | Room B B12 - B1 Block

[2B10-13] Safety Assessment for Fast Reactors 2

Chair:Mamoru Konomura (Univ. of Fukui)

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

[2B10] Study on In-Vessel Retention (IVR) of Unprotected Accident for Fast Reactor
(9)Uncertainty in Assessments of Initiating Phase in ULOF

*Kenichi Kawada[1], Shinya Ishida[1] (1. JAEA)

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

[2B11] Study on In-Vessel retention (IVR) of Unprotected Accident for Fast Reactor
(10)Evaluation of discharge amount of core fuel for Transition Phase in ULOF

*Hirotaka Tagami[1], Yoshiharu Tobita[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

[2B12] Study on In-Vessel Retention (IVR) of Unprotected Accident for Fast Reactor
(11)Best Estimate and Uncertainty Assessment of PAMR/PAHR Phase in ULOF

*Joji Sogabe[1], Yusaku Wada[1], Tohru Suzuki[1,2], Yoshiharu Tobita[1] (1. JAEA, 2. Tokyo City Univ.)

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

[2B13] Study on In-Vessel Retention (IVR) of Unprotected Accident for Fast Reactor
(12)Criticality Assessment of PAMR Phase in ULOF

*Shinya Ishida[1], Yoshiharu Tobita[1] (1. JAEA)

高速炉の炉停止失敗事象における炉容器内終息（IVR）に関する検討
(9) ULOF 起因過程の不確実さ評価

Study on In-Vessel Retention (IVR) of Unprotected Accident for Fast Reactor

(9) Uncertainty in Assessments of Initiating Phase in ULOF

*川田 賢一[1]，石田 真也[1]

[1] 日本原子力研究開発機構

高速炉の代表的な炉停止失敗事象である冷却材流量喪失時炉停止失敗事象（ULOF: Unprotected Loss of Flow）の起因過程において、SAS4A コードを使用し、最新の知見を反映した最確条件及び不確実さを想定した条件で評価した。

キーワード：高速炉，重大事故，ATWS，ULOF，起因過程，SAS4A コード

1. 緒言　ULOF 起因過程の事象推移評価については、最新の知見を評価条件に反映し、最新の評価手法を用いることにより、最確評価を実施した[1]。本研究では、起因過程の不確かさ評価を行うにあたり、不確かさ評価の項目の摘出、不確かさ幅を整理した上で、安全解析コード SAS4A によって評価した。

2. 起因過程の不確実さ評価

2-1. 評価条件　不確かさ評価の条件については、表 1 に示した項目について、それぞれに不確かさ幅を設定した。核データについてはデータの誤差評価に基づく幅、物理メカニズムに関わる項目については十分に保守的といった観点で幅を設定した。

2-2. 評価手法　解析コードは、CABRI 試験データで検証された物理モデルを有する SAS4A コード[2]を使用した。

2-3. 評価結果　燃料分散挙動の不確かさを考慮したケースの反応度、出力の時間推移を図 1 に示す。FP ガスの保持量を 50%減じることにより、燃料分散挙動の不確かさを考慮した。照射燃料の中の FP ガスは燃料破損後の燃料分散の駆動力として機能し、減じると燃料分散による負の反応度効果を弱くし、結果を厳しい方向に導く可能性があるが、起因過程でのエネルギ発生には至らなかった。他の不確かさ幅を想定したケースでも、起因過程でのエネルギ発生には至らない事を確認した。

表 1　不確かさに関する検討項目

・核データ（統計的な不確かさ）に関わる事項
ボイド反応度
ドップラ反応度
・物理的メカニズムに関わる事項
燃料軸伸び反応度
被覆管強度
燃料分散挙動
UAB侵入距離
スタブモーション

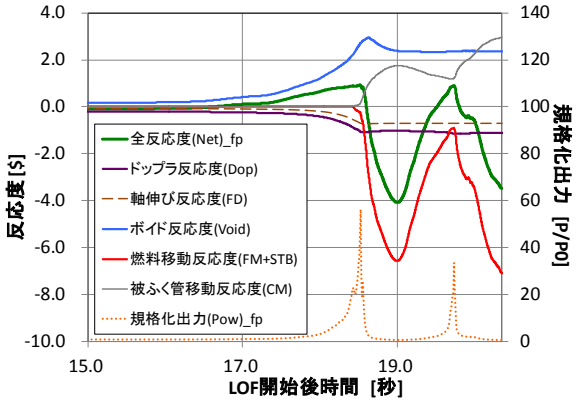


図 1　反応度と出力（燃料分散挙動の不確かさを考慮したケース）

3. 結論　不確かさ評価のための項目を抽出し、不確かさ幅を設定した。それらの条件を解析条件に反映し、SAS4A コードで評価した。ULOF 起因過程の不確かさ幅を想定した条件においてもエネルギ発生はなく、最確ケースと同程度の緩慢な事象推移となる見通しを得た。

謝辞　本研究の実施にあたり、ご協力を頂きました、(株)NESI 高橋一彦氏に深く深謝いたします。

参考文献　[1] 川田 他，高速炉の炉停止失敗事象における炉容器内終息（IVR）に関する検討 (2) ULOF 起因過程における評価，日本原子力学会 2016 年春の年会、[2] 石田 他，高速炉の炉停止失敗事象における炉容器内終息（IVR）に関する検討 (3) ULOF 起因過程における評価手法の妥当性，日本原子力学会 2016 年春の年会

---

*Ken-ichi Kawada[1] and Shinya Ishida[1]

[1] Japan Atomic Energy Agency

高速炉の炉停止失敗事象における炉容器内終息（IVR）に関する検討 （10）ULOF 遷移過程における炉心燃料流出量の評価

Study on In-Vessel retention (IVR) of Unprotected Accident for Fast Reactor
(10) Evaluation of discharge amount of core fuel for Transition Phase in ULOF

*田上 浩孝[1]，飛田 吉春[1]
[1]日本原子力研究開発機構

高速炉の代表的な炉停止失敗事象である流量喪失時炉停止失敗事象（ULOF: Unprotected Loss Of Flow）の遷移過程では、炉心からの燃料流出量の評価を通じて後続過程である再配置・冷却過程の初期状態を定義する必要がある。本稿では燃料流出に対する不確かさを検討し、評価した結果について報告する。

キーワード： 高速炉，ATWS，ULOF，遷移過程，SIMMER コード

1. 緒言 これまでに実施してきたナトリウム冷却高速炉(SFR)の炉心損傷事故の事象推移評価のうち、ULOF による炉心損傷事故における遷移過程解析について報告する。遷移過程解析の主な評価対象は、①バウンダリ破損に至るような機械的エネルギー発生の可能性と②遷移過程終了時の炉心物質の炉容器内の配置状況である。ここでは②について不確かさを検討し、残留量及び流出量の幅を明らかとした。

2. 解析手法 解析には系統的な検証研究が続けられてきた3次元安全解析コードSIMMER-IV[1]を用いる。遷移過程解析の初期条件は SAS4A コードによる起因過程解析の結果を引き継いで実施する。

3. 燃料流出に対する不確かさ 炉心からの燃料流出量に影響を与える支配因子として、流出経路の形成、流出開始時点での炉心燃料平均温度と炉心圧力が考えられる。炉心残留量と流出量の不確かさ幅を評価するために、支配因子の不確かさを考慮する。支配因子に直接関与する現象を抽出し（表 1)、既存の CABRI 及び EAGLE 試験による知見や影響度の調査解析により、現象の不確かさの範囲を定めた。

表 1: 選択した現象と果たす効果

現象	効果
炉心上部の閉塞形成	炉心上部の固化閉塞による炉心物質の流出の抑制
被覆管破損	破損に必要な燃料からの熱移行量と破損後のスティールの流動性
炉心融体から構造材への熱移行	制御棒案内管(CRGT)破損時刻に影響
UAB 落下	炉心燃料の希釈

4. 結果・考察 現象の不確かさを考慮した解析を行った結果の一部を以下に記す。被覆管破損に燃料から多くの熱移行を要する場合には破損して生じるスティールの流動性が高く、その再固化時には下部軸ブランケットで強固な閉塞を形成し、炉心圧力を増加させて燃料流出量が増加する。加えて、外側炉心の未破損燃料の溶融が遅れるために、径ブランケット領域への流出量が減少する。炉心融体から構造材への熱移行が小さい場合、CRGT 破損が遅れて燃料の流動性が増加し、低圧プレナムへの流出量が増える。なお、遷移過程の事象進展には初期状態である起因過程の終状態にも強く依存すると考えられるため、初期条件に対する感度解析も実施し、その影響を評価する必要がある。

5. 結論 燃料流出に対する不確かさを考慮した結果、炉心残留燃料の最大値は初期インベントリの 7 割、最小値は 4 割であった。炉心からの流出場所は主に低圧プレナムであり、その量は最大で 3 割であった。

謝辞：**本研究の**実施にご協力いただいた、株式会社 NESI の菅谷正昭氏に感謝いたします。

［参考文献］ [1] Y. Tobita, et al., Nuclear Technology, Vol. 153, No. 3, pp. 245-255 (March 2006).

* Hirotaka Tagami, Yoshiharu Tobita[1]
[1] Japan Atomic Energy Agency

高速炉の炉停止失敗事象における炉容器内終息（IVR）に関する検討
(11) ULOF 再配置／冷却過程における最確及び不確かさ評価

Study on In-Vessel Retention (IVR) of Unprotected Accident for Fast Reactor

(11) Best Estimate and Uncertainty Assessment of PAMR/PAHR Phase in ULOF

*曽我部 丞司[1]，和田 雄作[1]，鈴木 徹[1,2]，飛田 吉春[1]

[1]日本原子力研究開発機，[2]東京都市大学

高速炉の代表的な炉停止失敗事象である冷却材流量喪失時炉停止失敗事象（ULOF: Unprotected Loss of Flow）の再配置／冷却過程における事象推移を評価・検討した。原子炉容器内終息（IVR）成立の見通しを得るために実施した、低圧プレナム（LPP: Low Pressure Plenum）流出燃料及び炉心残留燃料の安定冷却性に関する最確及び不確かさ評価について報告する。

キーワード：高速炉，重大事故，異常な過渡における炉停止失敗事象（ATWS），再配置／冷却過程（PAMR/PAHR），原子炉容器内終息（IVR）

1. 緒言 ULOF において IVR 成立を熱的に示すためには、損傷炉心が深い未臨界状態となった後の再配置／冷却過程で、再配置された損傷炉心物質がそれぞれの場所で長期にわたり安定保持されることを評価する必要がある。本報では、頻度が大きく IVR の観点からチャレンジングとなる、炉心から制御棒案内管を通って LPP へ流出した炉心物質と炉心部に残留した物質を対象として最確及び不確かさ評価を実施する。

2. 炉心残留物質の安定保持に関する評価 遷移過程において溶融燃料が LPP へ流出することにより深い未臨界状態となった炉心は、崩壊熱によって周囲のブランケット燃料や構造材を取り込みながら炉心プールを形成する。図 1 に炉心領域周辺の熱伝達機構を示す。重要な評価項目は、再配置燃料（LPP 移行炉心物質含む）の主要な冷却パスである径方向ブランケット（RB）第 2 層内の流路が、炉心残留物質からの熱を受けても健全性を維持することである。多相多成分の多次元熱流動をモデル化した SIMMER-III コード[1] 等を用いて炉心残留物質の安定冷却と RB 第 2 層ラッパ管（燃料集合体管壁）の構造健全性を評価する。非常用電源は利用可能で補助冷却系及びポニーモータは正常起動するものとし、RB 入口ノズル部の冷却材温度は LPP 移行炉心物質との熱交換を考慮する。図 2 にラッパ管のクリープ損傷和を示す。遷移過程の評価結果では、炉心残留量の上限は炉心燃料の初期インベントリに対する割合で 70%であった。不確かさの上限に余裕を持たせて炉心残留量 80%で評価しても、RB 第 2 層は内部流路の健全性を維持し、炉心残留物質は安定保持される結果を得た。

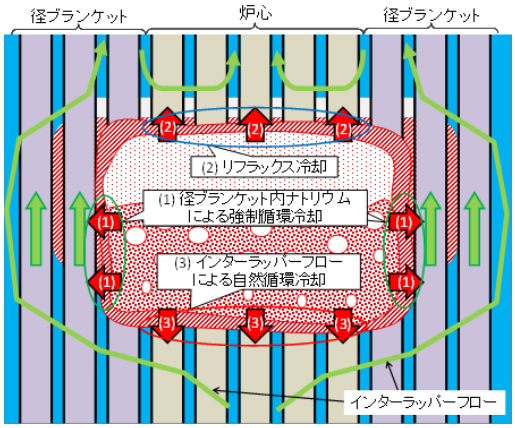


図 1 炉心領域周辺の熱伝達機構

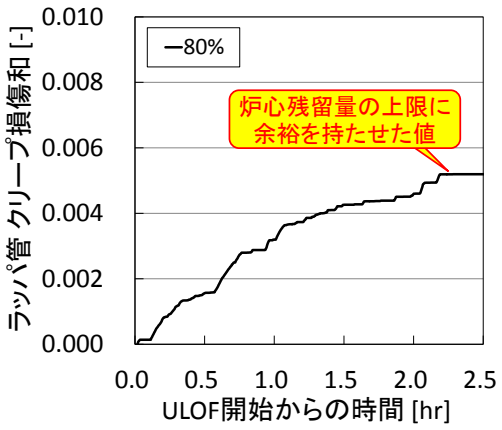


図 2 ラッパ管のクリープ損傷和

3. 低圧プレナム移行炉心物質の安定保持に関する評価 RB 第 2 層が流路の健全性を維持する条件で、LPP 移行炉心物質の安定保持に関する評価を実施した。遷移過程の評価結果では、LPP 移行炉心物質量の上限は炉心燃料の初期インベントリに対する割合で 30%であった。不確かさの上限（30%）においても LPP 移行炉心物質は安定保持される結果を得た。

4. 結論 原子炉容器は熱的に損傷することなく、高い確度で IVR が成立する見通しを得た。

謝辞 本研究の実施にご協力いただいた、株式会社 NESI の菅谷正昭氏に感謝いたします。

参考文献 [1] Y. Tobita, et al., Nuclear Technology, Vol. 153, No. 3, pp. 245-255 (2006).

* Joji Sogabe[1], Yusaku Wada[1], Tohru Suzuki[1,2] and Yoshiharu Tobita[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Tokyo City Univ.

高速炉の炉停止失敗事象における炉容器内終息（IVR）に関する研究
（12）ULOF 炉心物質再配置過程の臨界性評価

Study on In-Vessel Retention (IVR) of Unprotected Accident for Fast Reactor

(12) Criticality Assessment of PAMR Phase in ULOF

*石田 真也[1]，飛田 吉春[1]

[1]原子力機構

高速炉の代表的な炉停止失敗事象である冷却材喪失時炉停止失敗事象（ULOF: Unprotected Loss Of Flow）の炉心物質再配置過程（PAMR: Post-Accident-Material-Relocation）では、再配置した炉心物質の臨界性が原子炉容器内終息（IVR: In-Vessel Retention）成立の見通しを得る上で重要であるため、PAMR における臨界性についての評価を行った。

キーワード：高速炉，流量喪失時炉停止機能喪失，炉心物質再配置過程，異常な過渡時の炉停止失敗，原子炉容器内終息

1. 緒言　ULOF の IVR 成立に向けた代表的なシナリオは、損傷炉心領域から制御棒案内管（CRGT: Control-Rod Guide Tube）を通して溶融燃料が低圧プレナム（LPP: Low Pressure Plenum）領域へ移行し、核的な活性度が低下して損傷炉心は深い未臨界状態となると共に、LPP 領域へ流出した炉心物質は LPP 領域内で冷却され、事象が収束するというものである。このとき、LPP 領域へ流出した炉心物質の臨界性は、発熱源として LPP 領域での冷却性に影響するだけでなく構造への機械的な負荷となり得る。そこで、本研究では LPP 領域へ流出した炉心物質の臨界性について評価を行った。

2. 解析条件　解析手法としては MARBLE コードシステムを用いて、SLAROM-UF コードによる実効マクロ断面積の作成と PARTISN コードによる二次元 Sn 輸送計算により臨界性の評価を行った。LPP 領域に移行した炉心燃料を円筒体系で模擬し、LPP 領域内に堆積した炉心燃料の広がり（円筒体系の半径）と、LPP 領域への炉心物質の移行量をパラメータとした。

3. 解析結果・考察　遷移過程解析結果より、標準的な条件では LPP 領域への移行量は 20%程度となっている[1]。移行量を 20%とした場合は、堆積半径が 50cm 程度で k_{eff} は 1.0 を下回った。また、不確かさを考慮して移行量を増加させた場合も、堆積半径が外側炉心程度に到達すれば k_{eff} は 1.0 を超えることはなかった。LPP 領域への炉心物質の流出を模擬した実験では、底板に到達した模擬物質は底板に沿って分散してから固化することが確認されている[2]。よって、LPP 領域への移行量について不確かさを考慮した場合でも LPP 領域の臨界性は十分に低いと考えられる。

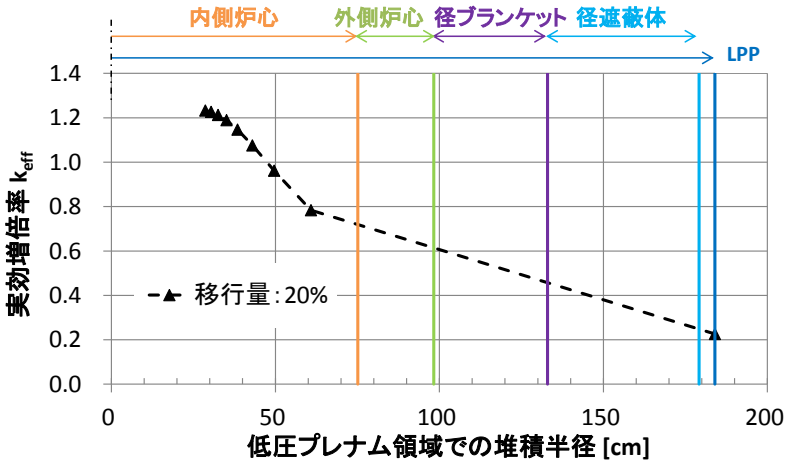


図 1　低圧プレナム領域における臨界性評価結果

4. 結論　PAMR の LPP 領域での臨界性は十分低いことが確認できた。

謝辞　本研究の実施にご協力いただいた、株式会社 NESI の水野正弘氏に感謝いたします。

参考文献

[1] 曽我部他，日本機械学会論文集 Vol.83

[2] Imaizumi et al, ICAPP 2017

*Shinya Ishida[1] and Yoshiharu Tobita[1]

[1]JAEA

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

Thu. Sep 14, 2017 3:45 PM - 4:30 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 6:45 AM - 7:30 AM UTC | Room B B12 - B1 Block

[2B14-16] Safety Measures for Sodium Facilities

Chair:Kenichi Matsuba (JAEA)

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

[2B14] Dismantling technology for large-scale sodium components used for a long time

(1)Behavior of impurity adhesion to sodium equipment

*Kazuhito SHIMOYAMA[1], Masato HAYAKAWA[1], Shigeaki SUZUKI[2], Hiroyuki MIYAKOSHI[1], Kuniaki ARA[1] (1. JAEA, 2. Ascend)

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

[2B15] Dismantling technology for large-scale sodium components used for a long time

(2)Adhesion behavior of sodium vapor in cover gas region

*Shigeaki SUZUKI[1], Masato HAYAKAWA[2], Kazuhito SHIMOYAMA[2], Ryota UMEDA[2], Eiichi YOSHIDA[2], Hiroyuki MIYAKOSHI[2] (1. Ascend, 2. JAEA)

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

[2B16] Dismantling technology for large-scale sodium components used for a long time

(3)Burning control for component with sodium deposits during air plasma cutting

*Masato HAYAKAWA[1], Shigeaki SUZUKI[2], Kazuhito SHIMOYAMA[1], Ryota UMEDA[1], Eiichi YOSHIDA[1], Hiroyuki MIYAKOSHI[1] (1. JAEA, 2. Ascend)

長期使用大型ナトリウム機器の解体技術
（1）ナトリウム機器への不純物付着挙動

Dismantling technology for large-scale sodium components used for a long time
(1) Behavior of impurity adhesion to sodium equipment

*下山　一仁[1]，早川　雅人[1]，鈴木　重哲[2]，宮越　博幸[1]，荒　邦章[1]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]アセンド

長期間ナトリウム環境で使用されてきたナトリウム施設の解体検査を実施している。使用開始から数十年に亘ってナトリウム環境に晒されてきた各機器は、運転履歴に応じてナトリウム純度変化や不純物付着挙動の変化が予想される。本報では、ナトリウム環境で使用してきた機器の内面に付着する不純物挙動について報告する。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，解体技術，腐食挙動，不純物析出，プラント運転履歴

1. 緒言

長期間ナトリウム（Na）環境で使用してきたNa機器の解体検査を実施しており、Na機器に固有の構造設計等の妥当性を検証するとともに、Na化合物等の付着挙動や構造材料への腐食影響等の情報を取得している。本報告ではプラント運転中のNa純度管理が異なる2基の100m^{3}級大型Naタンク解体を通して、長期間Na環境に晒されたタンク内面へのNa化合物付着挙動とNa純度の関係について、プラント運転履歴から検討を加えた結果について報告する。

2. 対象タンク

解体対象タンクは「もんじゅ」燃料交換機フルモックアップ試験装置（SPINTA）及び50MW蒸気発生器試験施設2次系（50SG-02）に使用されたダンプタンクで、何れも40,000時間前後の運転履歴を持つ（表1）。両装置とも試験運転中は保有Naのほとんどを系統に充填して使用することからタンク内のNa純度は系統とほぼ同等である。SPINTAのNaプラグ温度約150℃は酸素濃度換算2.8ppmで、50SG-02の0.7ppmに比べ4倍程度大きい。

表1　100m^{3}級大型Naタンク主要仕様

タンクNo.	SPINTA	50SG-02
使用期間	1975年3月～1989年12月	1974年6月～1986年12月
運転時間	約46,280時間	約39,258時間
タンク形状	横置円筒型	横置円筒型
タンク寸法	内径3.9m、全長8.5m、板厚18mm	内径3.45m、全長7.98m、板厚29mm
幾何容積	95m^3	69m^3
系統プラグ温度	約150℃	約110℃
タンク運転温度	200℃	200℃

3. 解体手法と構造健全性

何れのタンクも内部残留Naを抜取り、大型タンク特有のNa燃焼防止対策を施して空気プラズマ切断機による解体手法を採用した。解体・検査を繰り返しながら内部を目視観察するとともに、溶接部については液体浸透探傷検査を実施した。また、材料腐食が懸念される部位は各種材料検査に備えてサンプル試料を採取した。

図1　50SG-02タンクの残Na痕跡

4. タンク内部へのナトリウム不純物付着挙動

タンク解体後、底部に残留するNaを削り取った痕跡は、2基のタンクで様相に差異が認められた。一方のタンク（50SG-02）の残留Naの様相は特殊ノズルを用いて可能な限り抜き取った残留Na液位とほぼ一致することが確認された（図1）。もう一方のタンク（SPINTA）でも底部に残留する同様のNaを確認したが、それに加えて弧長で1m以上せり上がる様相も観察された（図2）。この部位のNaは非常に薄い層になっており、回収したNa量と表面積から平均厚さは2mm程度であった。

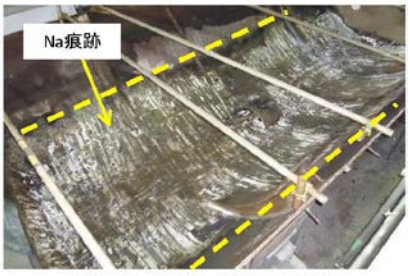


図2　SPINTAタンクの残Na痕跡

2基のNaタンクの様相を考察すると、Na純度の悪いタンク（SPINTA）は、タンク内壁のミクロな機械加工傷などが核となってコールドトラップメッシュのように不純物を析出させることがある。一旦生成された析出核はNa温度と純度に応じて運転期間中に成長し続け、析出領域が拡大し、その領域にNaが付着残留したものが図2のNa痕跡と推定している。

5. 結論

本解体を通してタンク内部に残留するNaの付着挙動には、プラント運転中のNa純度が大きく影響することが分かった。大型Na機器の解体においては残留Naを極力低減させることが重要であり、プラント運転終了の際にはこれら付着不純物の除去に有効な高温純化運転を実施することを提案する。

* Kazuhito Shimoyama[1], Masato Hayakawa[1], Shigeaki Suzuki[2], Hiroyuki Miyakoshi[1], Kuniaki Ara[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency , [2]Ascend Co.,Ltd.

長期使用大型ナトリウム機器の解体技術
（2）カバーガス領域におけるナトリウム付着挙動

Dismantling technology for large-scale sodium components used for a long time
(2) Adhesion behavior of sodium vapor in cover gas region

*鈴木　重哲[2]，早川　雅人[1]，下山　一仁[1]，梅田　良太[1]，吉田　英一[1]，宮越　博幸[1]
[1]日本原子力研究開発機構,[2]アセンド

ナトリウム機器の解体に当たっては、機器内面に付着・残留するナトリウム（Na）を適切に把握することが重要である。特に、カバーガス領域に付着する Na とその化合物の付着挙動は、溶断工法を用いた機器解体において Na 燃焼等の安全対策に影響するため、状態の把握が求められる。本件では、長期間使用された大型の Na タンク内面より採取した付着物から付着量等について調査し、付着挙動と運転履歴との関係について検討した結果を報告する。

キーワード：ナトリウム，高速炉，解体技術，Na 蒸着、運転履歴，カバーガス

1. 緒言

大型 Na タンク解体にて得られたカバーガス領域の Na 付着物状況及び回収した Na サンプリングの分析結果をもとに、Na 付着量と Na タンクにおける運転履歴との関係について検討し、機器解体を安全に実施するための有用な知見を提案する。

2. 解体タンクのカバーガス部付着 Na 量

解体した大型 Na タンクは、「もんじゅ」燃料交換機フルモックアップ試験装置（SPINTA）及び 50MW 蒸気発生器試験施設（50SG-02）に使用された運転時間約 40,000 時間、運転温度 200℃、タンク容量 100m³ 級横置き円筒型の大型 Na タンクである。タンクカバーガス領域に付着した Na は、液滴への変化、滴の凝集と滴下が繰り返され生成されたと思われる Na 粒状で付着しており、褐色のプラズマ切断粉に覆われた状態であった（図 1）。Na 付着量はサンプリングした試料から化学分析により定量化し、単位面積をもとに Na 付着率として算出した。Na 付着率はサンプリング数に応じて平均化した値である。

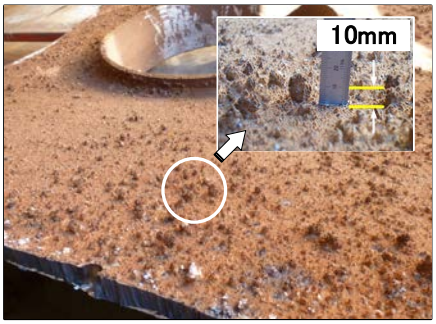


図1 SPINTA解体時のNa付着状態

- SPINTA　　：Na 付着率約 1.5×10^{-2}g/cm²
- 50SG-02　　：Na 付着率約 1.1×10^{-2}g/cm²

3. 考察

今回得られた Na 付着率は、吉田らにより推奨されているカバーガス領域における 1.4×10^{-2}g/cm²[1]と同程度の結果となった。この付着率は、各タンクの運転時間（SPINTA：約 46,000 時間、50SG-02：約 40,000 時間）に依存する傾向が認められた。そこで、過去の林らの実験における低温域（Na 温度 150℃~200℃）Na 付着速度（2.2×10^{-11}~9.9×10^{-11}g/cm²/s）[2]をもとに、運転時間と Na 付着率との関係を整理すると、林らの実験におけるばらつきの上限に近いことが確認された（図 2）。また、吉田らによるカバーガス領域への Na 付着率（1.4×10^{-2}g/cm²）は、林らの実験による上限値の運転時間約 40,000 時間に相当する値であることから、Na 付着量を予測評価するためには、運転時間や Na 温度等を考慮する必要があると考える。

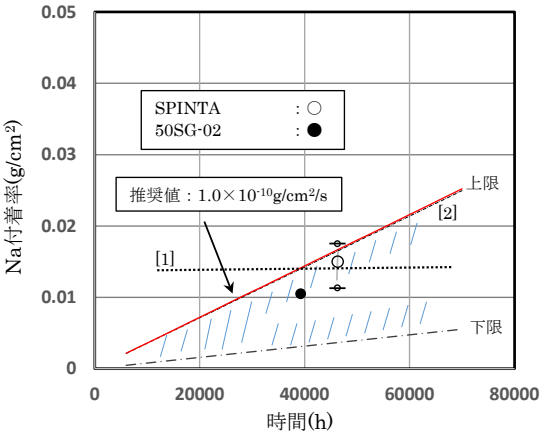


図2 運転時間と単位面積当たりの予想付着量

4. 結論

本件で評価した低温域（150℃～200℃）におけるカバーガス領域に付着する Na 及び Na 化合物の付着速度は、試験装置の運転温度及び機器の構造等を考慮し、保守的に 1.0×10^{-10}g/cm²/s を推奨する。Na 機器の解体に当たっては、運転履歴を考慮した Na 付着量の予測評価を行い、Na 燃焼に係る安全対策及び安全管理の信頼度を高めることが可能と考えられる。

参考文献

[1] 吉田他,JAEA-Technology　2012-033（2012）、[2] 林他,PNC　TN941　85-121（1985）

*Shigeaki Suzuki[2], Masato Hayakawa[1], Kazuhito Shimoyama[1], Ryota Umeda[1], Eiichi Yoshida[1], Hiroyuki Miyakoshi[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency [2]Ascend Co.,Ltd.

長期使用大型ナトリウム機器の解体技術
（3）空気プラズマ切断時におけるナトリウム付着機器の燃焼抑制効果

Dismantling technology for large-scale sodium components used for a long time

(3) Burning control for component with sodium deposits during air plasma cutting

*早川 雅人[1]，鈴木 重哲[2]，下山 一仁[1]，梅田 良太[1]，吉田 英一，宮越 博幸[1]

[1]日本原子力研究開発機構，[2]アセンド

初期の研究目的を達成したナトリウム（Na）タンクを安全に解体するには、タンク内に残留する Na を可能な限り低減させること及び内部のナトリウムの燃焼を抑制させることが課題であり、本報では、特殊ノズルを用いて実施した Na の抜取及び空気プラズマ切断時の燃焼抑制効果について報告する。

キーワード：ナトリウム，高速炉，プラズマジェット

1. 緒言

過去に 100m^3 級の大型 Na タンクの解体事例は殆どなく、安全な解体技術が求められている。これまで Na タンク解体時の燃焼抑制対策として、乾燥砂や Na 消火剤の散布及びオイルによる Na 面をカバーする方法などが実施されてきたが、大型になるとそれらの対策設備が大がかりになり、解体コストの増大や解体施工性も難易さを増す。また、大型 Na タンクは 18～34 ㎜の厚肉ステンレス鋼板であることから、安価で短期間に行う解体手法として空気プラズマ切断法が適しているが、作業中における空気との接触や切断時に発生する溶断スラグの蓄熱により、タンク底部に残留する Na が燃焼する恐れがある。本報では、タンク底部に残留する Na を低減させ、空気プラズマ切断時の燃焼抑制効果を施した結果について報告する。

2. タンク底部に残留する Na の低減

今回対象となる大型 Na タンク(50MWSG-02, SPINTA)になると、製作時の充填/ドレン用ノズルから抜取りを行っても数百 kg～1ton 程度の Na が残留することになる。新たに製作する抜取ノズルは抜取時のカバーガス層域の温度低下及びタンク底部に存在する不純物による抜取ノズルの閉塞も考慮し、先端に末広がりの溝加工を施し、不純物除去用の金網を取り付けたヒータ内挿型の構造とした。この特殊ノズルをタンク底部から 5 ㎜以下の高さ位置になるよう挿入し、残留 Na の抜き取りを行った。この結果、タンク内の Na 残量を約 10～30kg まで低減させることができた。

3. 空気プラズマ切断時の燃焼抑制

空気プラズマ切断法は、タンク壁の切断時に溶断スラグ（切断粉）が発生し、作動ガスの空気とともにタンク内へ投入される。これにより、切断中はタンク内の酸素濃度が上昇し、溶断スラグがタンク底部の同一箇所に集積すると、Na が燃焼する恐れがある。このため、切断線はシールを施し、不活性ガスを連続供給することによって、Na 表面近傍の酸素濃度をできるだけ低くした。また、溶断スラグが同一場所へ集中落下することによる蓄熱を防止するため、タンクの切断位置を千鳥状に変化することや切断長さを制限するように行った。

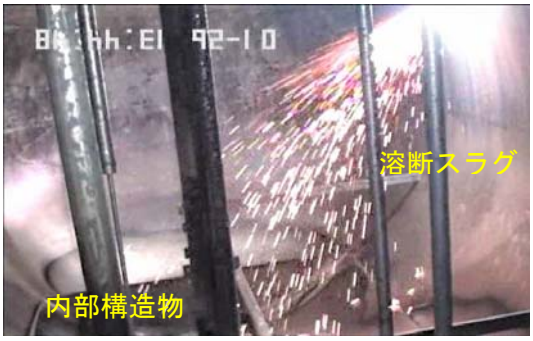


図１空気プラズマ切断時のタンク内部の様子

空気プラズマ切断中におけるタンク内の観察例を図１に示す。溶断スラグは切断位置から放射状に飛散している様子が観察されたが、底部の残留 Na が着火・燃焼することはなかった。これは、溶断スラグの落下位置を分散させることで局所的な熱蓄積が抑えられたものと思われる。また、溶断スラグは内壁及び底部に残留した Na 表面の全域を徐々に覆い、Na 消火剤と同様な窒息効果をもたらしたものと考えられる。タンク開放後、底部に蓄積された溶断スラグの分布を確認すると、ほぼ全域に数㎜程度の堆積が確認された。

4. 結論

タンク内に特殊ノズルを挿入し Na を抜取ることで、解体前にタンク底部に残留する Na を大幅に低減することができた。また、切断箇所を千鳥状に移動しながら行うことで、切断時に発生する溶断スラグがタンク全体へ分散・堆積され、燃焼抑制の効果が確認された。

*Masato Hayakawa[1], Shigeaki Suzuki[2], Kazuhito Shimoyama [1], Ryota Umeda[1], Eiichi Yoshida[1] and Hiroyuki Miyakoshi[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Ascend Co.,Ltd.

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：305-1 Design and Manufacturing of Reactor Components and Transportation Vessel/Storage Facility

Thu. Sep 14, 2017 4:30 PM - 5:00 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 7:30 AM - 8:00 AM UTC | Room B B12 - B1 Block

[2B17-18] Design of Reactor Equipment

Chair:Takeshi Sonoda (CRIEPI)

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

[2B17] Structural Integrity Assessment of the Advanced Reactor Internals under Flow-Induced Loads for the Further Enhancement of Safety of a PWR Plant

*Hirokazu Sugiura[1], Shigeyuki Watanabe[1], Akihisa Iwasaki[1], Hideyuki Morita[1], Koji Maeta[1], Keisuke Matsuyama[1], Daisuke Kanamori[2] (1. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 2. Kansai Electric Power co., Inc.)

4:45 PM - 5:00 PM JST | 7:45 AM - 8:00 AM UTC

[2B18] Development of cross fin heat exchanger for nuclear power plant

*Hisaharu Sakae[1] (1. IHI)

安全対策高度化技術開発　高度化炉心の流動振動に対する構造健全性評価

Structural Integrity Assessment of the Advanced Reactor Internals under Flow-Induced Loads for the Further Enhancement of Safety of a PWR Plant

*杉浦 寛和[1]，渡邊 茂行[1]，岩崎 晃久[1]，森田 英之[1]，前田 耕治[1]，松山 敬介[1]，金森 大輔[2]
[1]三菱重工株式会社，[2]関西電力株式会社

Abstract

For the further enhancement of safety of a PWR plant, new type reactor internals in which a large number of the Rod Cluster Control Assembly can be installed were developed. To verify the structural integrity of the advanced reactor internals under flow-induced loads, scale-model testing and analyses were performed.

Keywords: Nuclear Power Plant, Reactor Internals, Structural Integrity, Flow-Induced Vibration

1. 緒言

東日本大震災の教訓を基に、発電用原子炉施設の安全性をさらに高度なものとするために技術検討及び開発が実施されている。既設の加圧水型軽水炉では、制御棒と冷却材中のホウ素濃度により炉心の反応度が制御されており、緊急時に未臨界性を維持しながら低温状態に移行するには継続的なホウ素添加が必要となっている。そこで、原子炉の冷態停止能力の強化と多様化を図るために、制御棒のみで炉心の未臨界状態を維持可能な高性能制御棒と原子炉構造の設計（図 1）が行われている。その開発の中で、この原子炉構造に対する様々な設計成立性の評価[1]が行われている。この原子炉構造の構造健全性に関わる設計成立性の評価に関する取り組みとして縮尺模型を用いた流動試験を実施し、流動振動外力に対する高サイクル疲労評価と、汎用解析コードを活用した CFD 解析及び FEM 解析による流動振動に対する設計評価手法の検証を行った。そのうち、本発表では高サイクル疲労評価の結果について報告する。

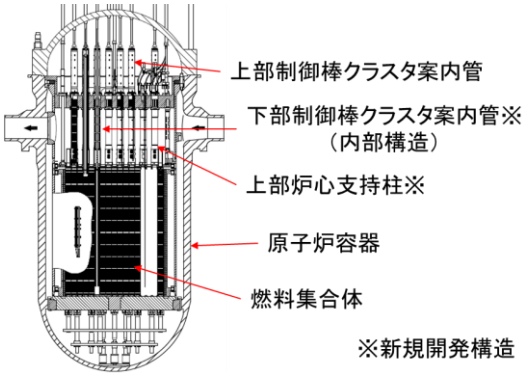


図1　原子炉構造設計（高度化炉心）

2. 試験

試験は流れの特性及び構造物の振動特性の相似則を考慮して図 1 の原子炉構造の 1/7 縮尺模型試験体系で実施された。試験は、プラント通常運転時において原子炉構造に作用する乱流によるランダム励振力と 1 次冷却材ポンプ（RCP）の圧力脈動の 2 つの振動外力による繰り返し応力振幅の確認を目的として実施された。

3. 結果及び結論

発電用原子炉施設の安全性を高めるために開発された原子炉構造の設計成立性評価の一つとして、1/7 縮尺模型を用いた流動試験を実施して高サイクル疲労評価を行った。それぞれの振動外力に対して構造物の端部に設置されたひずみゲージの出力をもとに、プラント通常運転時の振動外力による繰り返し応力振幅を算出し、その値が疲労限以下となっていることを確認した。

参考文献

[1] K.Yoshida et al., “Evaluation of the thermal hydraulics phenomenon at upper plenum in the reactor vessel for the improvement in safety of PWR”, Proc. ICAPP2017 Conf. Fukui and Kyoto, Japan, Paper ID 17400.

---

*Hirokazu Sugiura[1], Watanabe Shigeyuki[1], Akihisa Iwasaki[1], Hideyuki Morita[1], Koji Maeta[1], Keisuke Matsuyama[1] and Daisuke Kanamori[2]　[1]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., [2]The Kansai Electric Power Co., Inc.

本件は、関西電力（株）、北海道電力（株）、四国電力（株）、九州電力（株）、日本原子力発電（株）、（一財）エネルギー総合工学研究所、三菱重工業（株）の共同研究の成果である。

原子力用クロスフィン熱交換器の開発

Development of Cross Fin Heat Exchanger for Nuclear Power Plant

*栄 久晴
株式会社 IHI

IHI では、原子力発電設備の非常用冷却装置として空冷式クロスフィン熱交換器(CFE)の開発を行っている。ここでは、本 CFE の概要および開発状況について報告する。

キーワード：クロスフィン熱交換器、空冷式熱交換器、非常用冷却装置、バイメタル伝熱管、ロウ付け

1. 緒言

原子力発電設備では、事故時の安全対策として冷却機能多重化を実現するために、海水系熱交換器に代わる空冷式非常用冷却装置(代替 RHR 二次冷却等)の導入が計画されている。ただし、空冷式は水冷式に比べ冷却性能が劣るため要求熱交換量(10 MW 程度)を満たすには、装置の寸法、重量が大きくなる。従って、現状のサイト内に設置するには、冷却装置を極力小型・軽量化することが強く求められている。本状況を鑑み、弊社では産業用に開発された高性能の冷却技術[1]を適用し、かつ原子力規格にも適合する CFE の開発を進めている。

2. 装置概要

本 CFE の基本ユニットは、図 1 に示すようにプレートフィン方式の伝熱エレメント、ファン及び架構から構成される。全体装置は、要求熱交換量に応じて必要台数のユニットを組合せて構成する。

本 CFE では、フィンの伝熱促進機構及びフィン・伝熱管のロウ付けにより高い冷却性能を実現し、従来型 AFC[2]に比べて小型・軽量化が可能である。伝熱管はバイメタル方式とし、管内管には、原子力規格適合材料を外管には伝熱特性及び耐食性(塩害等)に優れた材料を用いる。また、内管と水室は、溶接により気密性を確保している。これにより本 CFE は、原子力規格の適合構造となっている。

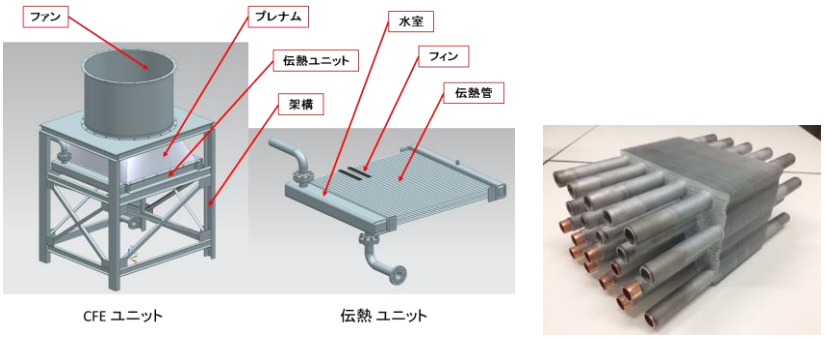


図 1 原子力用クロスフィン熱交換器の基本ユニットと要素試験体

3. 開発状況

基本設計では、小型伝熱エレメントの風洞試験データ及び熱交換器解析コード(HTRI)による解析を基づいて本 CFE の性能及びサイジング評価を行った。また、詳細設計では、製作性、耐食性、冷却性能、耐震性等の要求を考慮し、機器仕様及び詳細構造を検討した。

製作面では、伝熱管とフィンのロウ付けおよびバイメタル管の成形が製作上の重要課題となる。このため、要素試験では、材質、製法を変えた複数の試験体(図 1)を製作し、製作性、接合性、接触性等の特性評価を行うことで製作技術を確立した。

4. 纏め

原子力用 CFE は、高い冷却性能を有し、従来機に比べ小型・軽量化が可能であることを設計により確認した。また、要素試験により主な製作技術を確立できた。現在は、実機スケールのユニット試験機を設計・製作中であり、本年度中に運転・性能試験を実施し、性能実証を行う予定である。

参考文献

[1] 柴田豊, “空調用熱交換器の高性能化における研究課題”, No.07-5 日本機械学会光学コンファレンス 2007 講演論文集, 京都, 2007.11.23-34
[2] 宮本仁志、花輪純, “再処理プラントにおける空冷式熱交換器の建設”, 火力原子力発電, 49 [12], 1714-1721 (1998).

*Hisaharu Sakae
IHI Corporation.

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：305-2 Operational Management, Inspection and Maintenance of Reactor

Thu. Sep 14, 2017 5:00 PM - 6:30 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 8:00 AM - 9:30 AM UTC | Room B B12 - B1 Block

[2B19-24] Structural Inspection and Testing

Chair:Keijiro Hirose (CRIEPI)

5:00 PM - 5:15 PM JST | 8:00 AM - 8:15 AM UTC

[2B19] Development of nondestructive inspection for concrete structures

(1)Experimental study

*Hiroaki Fujiyoshi[1], Ryota Ogawa[1], Takashi Matsunaga[1], Mitsuyuki Sagisaka[1], Yoshihiro Isobe[1] (1. Nuclear Fuel Industries ltd.)

5:15 PM - 5:30 PM JST | 8:15 AM - 8:30 AM UTC

[2B20] Development of nondestructive inspection for concrete structures

(2)Theoretical studies using the finite element method

*Ryota Ogawa[1], Hiroaki Fujiyoshi[1], Takashi Matsunaga[1], Mitsuyuki Sagisaka[1], Yoshihiro Isobe[1] (1. Nuclear Fuel Industries LTD.)

5:30 PM - 5:45 PM JST | 8:30 AM - 8:45 AM UTC

[2B21] Development of an inspection system for integrity and construction quality of bolts based on hammering test using AE sensor

*MITSUYUKI SAGISAKA[1], TAKASHI MATSUNAGA[1], HIROAKI FUJIYOSHI[1], RYOTA OGAWA[1], YOSHIHIRO ISOBE[1] (1. Nuclear Fuel Industries, ltd.)

5:45 PM - 6:00 PM JST | 8:45 AM - 9:00 AM UTC

[2B22] Sizing characteristics of defect length on ferromagnetic material surface by eddy current testing

Comparison between calculated and experimental results

*Noriyasu Kobayashi[1], Souichi Ueno[1], Daisuke Matsukawa[1], Fumikazu Morikawa[1], Tomoki Fujita[1], Takashi Kasuya[1], Kentaro Tsuchihashi[1] (1. Toshiba)

6:00 PM - 6:15 PM JST | 9:00 AM - 9:15 AM UTC

[2B23] Development of nondestructive inspection for steel rod and pipe 4

*Takashi Matsunaga[1], Hiroaki Fujiyoshi[1], Ryota Ogawa[1], Mitsuyuki Sagisaka[1], Yasuhumi Ukai[2], Yoshihiro Isobe[1] (1. Nuclear Fuel Industries ltd., 2. Atree, Inc)

6:15 PM - 6:30 PM JST | 9:15 AM - 9:30 AM UTC

[2B24] Material Test and Bursting Test of Used Rupture Disk in Monju

*Shoichi ICHIKAWA[1], Kenji ITO[1], Fumitsugu WAKIMOTO[1], Kohei TONE[1], Yusuke WATANABE[1], Takanori KOBAYASHI[1], Ryoichi UEKURA[1] (1. JAEA)

コンクリート構造物の非破壊検査技術開発
（１）実験的検討

Development of nondestructive inspection for concrete structures
(1) Experimental study

*藤吉 宏彰[1]、小川 良太[1]、松永 嵩[1]、匂坂 充行[1]、礒部 仁博[1]
[1]原子燃料工業株式会社

コンクリート内部に生じる劣化を非破壊的に検出可能、且つ検査員の熟練度に依存しない客観性、記録性のある AE(Acoustic Emission)センサを用いた打音検査システムを開発し、コンクリート構造物の内部欠陥や劣化診断の実用化を目指している。

キーワード：非破壊検査、コンクリート、打音検査

1. 緒言

長期間運転した原子力発電所の安全性を確保するためには、機器・構造物の経年劣化の特徴を把握し、これに的確に対応した保守管理を行うことが重要である[1]。筆者らは、検査員の熟練度に依存しない客観性、記録性のある非破壊検査システムを開発し、コンクリート構造物の内部欠陥や劣化診断の実用化を目指している[2]。

2. AE センサを用いた固有周波数計測

本非破壊検査システムは対象物をハンマーで打撃し、AE センサにより計測した振動波形を高速フーリエ変換することで得られた周波数ピークにより対象物の拘束状態を評価する。本稿では図 1 に示す内部空洞を有するコンクリートモックアップを用いた周波数計測を行った。図 1 の青色面における等間隔計測により得られた周波数分布を図 2 に示す。なお図 2 の○印は計測位置を示す。

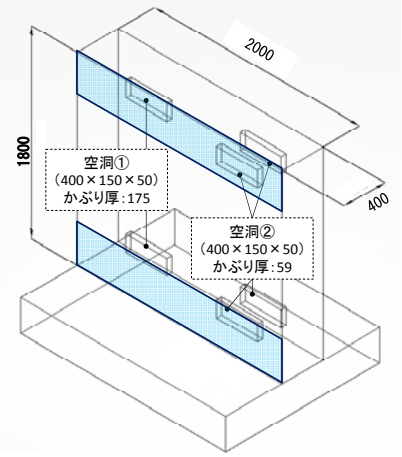


図 1. コンクリートモックアップ

図 2 より空洞以外の位置の周波数（4000~5000Hz）と比較して空洞位置の周波数（3000~3500Hz）は低い値となった。

また、空洞①の位置（空洞 1 個）は 3500Hz 程度と比較して空洞②の位置（空洞 2 個）は 3000Hz 程度と低い値となり、空洞の数（空洞の規模）による固有周波数の変化を検出することが可能であることを確認した。

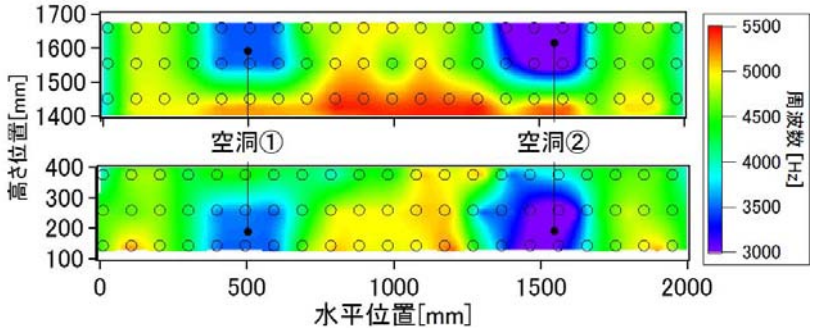


図 2. コンクリートモックアップにおける周波数分布

3. 結論

空洞を有するコンクリートモックアップにおける固有周波数計測により、本非破壊検査システムを用いたコンクリート内部欠陥の検出が可能である見通しを得た。

参考文献

[1] “高経年化技術評価高度化事業の概要”原子力規制庁長官官房技術基盤グループ
[2] “コンクリート橋に対する劣化診断システムの開発”土木学会大会（東北）2016 年　匂坂他。

*Hiroaki Fujiyoshi[1],Ryota Ogawa[1],Takashi Matsunaga[1],Mitsuyuki Sagisaka[1],Yoshihiro Isobe[1]
[1]Nuclear Fuel Industries, Ltd.

コンクリート構造物の非破壊検査技術開発
（２）有限要素法による理論的検討

Development of nondestructive inspection for concrete structures
(2) Theoretical studies using the finite element method

*小川 良太[1]、藤吉 宏彰[1]、松永 嵩[1]、匂坂 充行[1]、礒部 仁博[1]
[1]原子燃料工業株式会社

原子力発電所等のコンクリート構造物への健全性診断として非破壊検査および局部破壊検査があるが、局部破壊検査は建築物に損傷を与えてしまう課題があることから、筆者らは打音による非破壊検査を用いた健全性診断システムを開発している。

キーワード：非破壊検査、有限要素法、コンクリート構造物

1. 緒言

原子力発電所等では多数のコンクリート構造物が用いられており、コンクリートは内部の鉄筋の腐食等によりひび割れやはく離が生じ、コンクリート構造物としての健全性が損なわれる可能性がある。筆者らは、検査員の熟練度に依存しない客観性、記録性のある非破壊検査システムを開発し、コンクリート構造物の内部欠陥診断や劣化診断の実用化を目指している[1]。

2. FEM による理論的検討

実験的検討により得られたコンクリートモックアップにおける周波数分布[2]の FEM 評価モデルを構築し、空洞の大きさと位置による影響を確認し、非破壊検査技術の妥当性を確認する。

本稿ではモデルの妥当性を確認するため、図 1 に示す内部空洞を有するモデルを用いて FEM 解析を実施した。

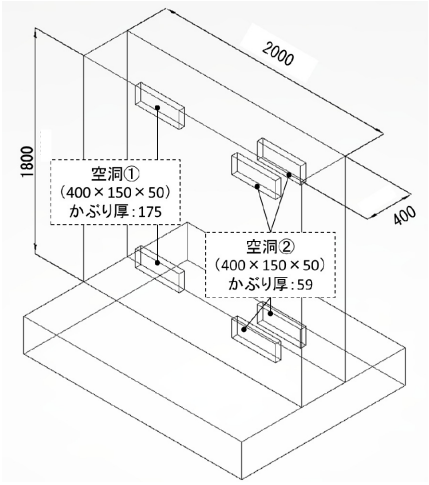


図 1. FEM 解析モデル

固有値解析を実施した結果、2954Hz で空洞部の壁表面に対して垂直方向（打撃方向）に大きく変形する固有振動モードが確認できた。（図 2）これは、実験的検討で得られた空洞部の固有振動数（約 3000Hz）とほぼ同じである。

次に、健全部と空洞直上部の周波数応答を確認した結果、健全部（空洞①と②の中間点）の固有振動数は空洞直上部に比べ高い固有振動数が得られ、実験で得られた傾向と一致した。

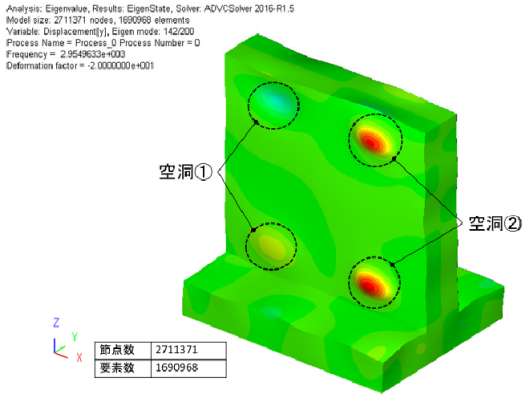


図 2. FEM による固有値解析結果

3. 結論

空洞を有するモデルを用いて固有値解析等を実施した結果、実験とほぼ一致する結果が得られたことから、FEM 解析モデルの妥当性が確認できた。今後は、モックアップでは再現困難な欠陥パターンについて、解析にて評価を実施する。

参考文献

[1] “コンクリート橋に対する劣化診断システムの開発”土木学会大会（東北）2016 年　匂坂他.
[2] “コンクリート構造物の非破壊検査技術開発（１）実験的検討”原子力学会秋の大会 2017 年　藤吉他.

*Ryota Ogawa[1], Hiroaki Fujiyoshi[1], Takashi Matsunaga[1], Mitsuyuki Sagisaka[1], Yoshihiro Isobe[1]
[1]Nuclear Fuel Industries, Ltd.

ＡＥセンサを用いた打音検査による
ボルトの健全性、施工品質点検システムの開発

Development of an inspection system for integrity and construction quality of bolts based on hammering test using AE sensor

*匂坂 充行[1]、松永 嵩[1]、藤吉 宏彰[1]、小川 良太[1]、礒部 仁博[1]
[1]原子燃料工業株式会社

原子力発電所で用いられている各種ボルトの健全性、施工品質を、簡便かつ定量的に測定可能なシステムを開発した。本発表では主にボルトの緩みに対する検出性について報告する。

キーワード：ボルト、打音検査、健全性、検査、緩み

1. 緒言　プラントコンポーネント、構造物のほとんどは、多くのねじ締結により構成されているが、この締結部におけるボルトの緩み、腐食、き裂等により締結部の健全性が損なわれる懸念がある。原子力プラントでは、ボルトの緩みに起因する一次冷却材の漏洩[1]、汚染水処理設備における汚染水漏洩[2]等が報告されており、ボルトの健全性、施工品質を高速且つ簡便に点検できる検査手法が望まれる。

筆者らは検査員の熟練度に依存せず、客観性、記録性のある検査技術として，AE(acoustic emission)センサを用いた打音検査手法を開発し、種々の構造物の健全性評価への適用を進めている。本報では、この手法をボルトの健全性、施工品質点検に応用した点検システムの開発と、適用例としてボルト緩みの検出性を検証した結果について報告する。

図 1. ポータブル検査装置

2. アプローチの概要　開発した手法は、センサをアンカ頭頂部等に設置し、ハンマ等で加振して得られた信号が、ボルトの緩み、腐食、亀裂等に感度を有することを利用する。信号測定には現場検査に適したポータブルの検査装置を開発し用いた（図 1）。検証には M16 ボルトで締結された配管フランジ試験体（図 2）を用いて、ボルトの締付トルクを 25～100Nm まで変化させて各状態において得られた信号の周波数分布に現れるピーク周波数を比較した。

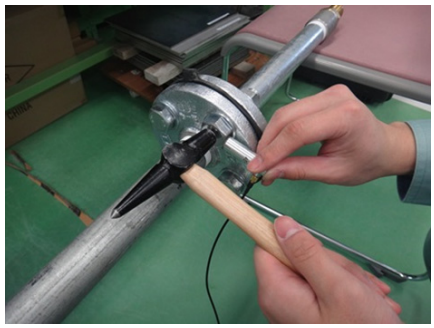


図 2. 配管フランジ試験体

3. 結果　結果を図 3 に示す。評価ピーク周波数は、締付トルクの減少に伴い低下する傾向を示した。この低下は、締結部の拘束条件変化に起因すると推定され、ボルトの緩みを非破壊的に検出する可能性が示された。

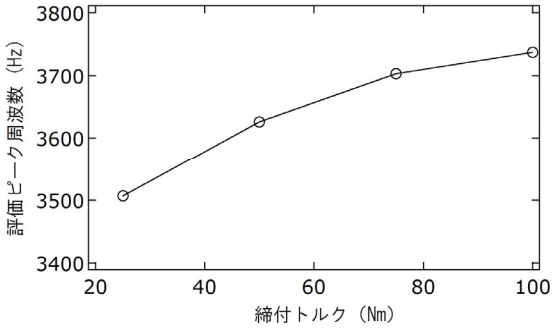


図 3. 締付トルク変化に伴うピーク周波数変化

参考文献

[1] 高浜発電所 4 号機における管理区域内での水漏れに係る原因と対策について（http://www.kepco.co.jp/corporate/pr/2016/0222_1j.html）
[2] 福島第一原子力発電所構内における汚染水処理設備（淡水化処理ＲＯ膜装置－３）からの堰内漏えいについて（続報）（http://www.tepco.co.jp/cc/press/2015/1255372_6818.html）

* Mitsuyuki Sagisaka[1], Takashi Matsunaga[1], Hiroaki Fujiyoshi[1], Ryota Ogawa[1] and Yoshihiro Isobe[1]
[1]Nuclear Fuel Industries, Ltd.

渦電流探傷による強磁性体表面での欠陥長さ測定の特性
計算結果と試験結果との比較評価

Sizing Characteristics of Defect Length on Ferromagnetic Material Surface by Eddy Current Testing
Comparison between Calculated and Experimental Results

*小林 徳康[1]，上野 聡一[1]，松川 大介[1]，森川 史和[1]，藤田 友基[1]，糟谷 高志[1]，土橋 健太郎[1]
[1]東芝

運転期間延長に必要な特別点検の一項目に材質が強磁性体で構成される部位の渦電流探傷試験がある。強磁性体を用いた電磁界数値計算と探傷試験を行い、欠陥長さ測定への影響を評価した。

キーワード：非破壊検査，渦電流探傷，強磁性体，欠陥長さ測定

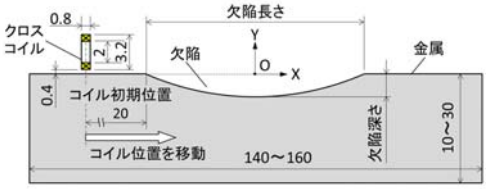
1. 緒言

国内原子炉の 40 年を超える運転期間延長認可申請には特別点検が必要であり、その対象部位及び点検方法のひとつに低合金鋼（強磁性体）で構成される部位の渦電流探傷試験がある[1]。そこで、強磁性体表面での欠陥長さ測定に着目し、計算と試験によりその特性を評価した。

2. 二次元電磁界数値計算と探傷試験による欠陥長さの評価

2-1. 計算及び試験方法

計算モデルと条件を図 1 に示す。欠陥端部から 20 mm の位置にクロスコイル[2]を形成する二つのコイルの一方を配置し、有限要素法により渦電流密度と磁束密度を計算した。コイルを X 軸方向に移動させながらこの計算を繰り返した。図 1 に示す寸法の欠陥（放電加工スリット）を付与した金属平板（非磁性体 : SUS316、強磁性体：低合金鋼(SQV2A)）をクロスコイルで探傷した。



欠陥 No.	長さ (mm)	深さ (mm)	金属の比透磁率 μr	金属の導電率 (S/m)	周波数 (kHz)
1	10	0.5	1（非磁性体） 1000（強磁性体）	1×10^6	250
2	20	2			
3	32	5			

図 1　計算モデルと条件

2-2. 計算及び試験による欠陥長さの評価

計算結果（図 2）から、金属が強磁性体の時、渦電流が X 軸方向に広がることが分かった。これは表皮効果[3]の影響と考えられる。各コイル位置におけるコイル鎖交磁束密度（計算値）の変化分と試験で得た信号振幅の各分布から、指針[2]が示す方法で欠陥長さを評価した（図 3）。計算及び試験結果は同じ傾向を示し、金属が強磁性体の時、同一形状の欠陥を非磁性体の場合より長く評価した。

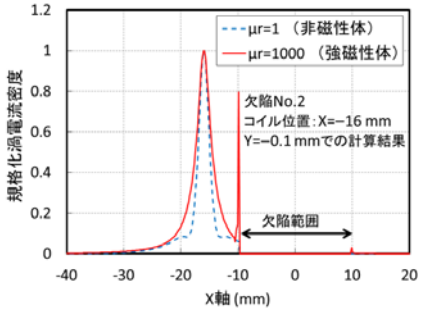


図 2　渦電流密度計算結果

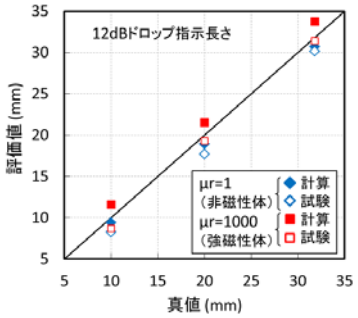


図 3　欠陥長さ評価結果

3. 結言

計算と試験により、強磁性体表面では渦電流が広がるため、同一形状の欠陥を非磁性体の場合より長く評価する傾向にあることを示した。

参考文献

[1] 原子力規制委員会編，“実用発電用原子炉の運転期間延長認可申請に係る運用ガイド” (2013)
[2] 原子力規格委員会編，“原子力発電所用機器における渦電流探傷試験指針 JEAG 4217-2010”，日本電気協会 (2010)
[3] 日本非破壊検査協会編，“渦流探傷試験Ⅲ”，日本非破壊検査協会 (2003)

*Noriyasu Kobayashi[1], Souichi Ueno[1], Daisuke Matsukawa[1], Fumikazu Morikawa[1], Tomoki Fujita[1], Takashi Kasuya[1] and Kentaro Tsuchihashi[1]
[1]Toshiba Corporation

鋼棒、鋼管の非破壊検査技術開発 4

Development of nondestructive inspection for steel rod and pipe 4

*松永 嵩[1]、藤吉 宏彰[1]、小川 良太[1]、匂坂 充行[1]、礒部 仁博[1]

[1]原子燃料工業株式会社

原子力発電所に設置されている基礎ボルト診断を目的として、AE(acoustic emission)センサを用いた打音検査による非破壊検査システムを開発している。本報では、ボルト腐食を模擬したモックアップへの固有振動数計測による腐食検出性の評価結果を報告する。

キーワード：非破壊検査、基礎ボルト、打音検査、AE

1. 緒言

基礎ボルトの緩みや腐食等の劣化に対して従来から実施している目視検査や打音検査では、ナット下部の腐食を見逃してしまう、判定結果が技術者の熟練度に依存するという課題があった。このような背景の中で，筆者らは，検査員の熟練度に依存せず，客観性，記録性のある打音検査技術として，Acoustic Emission（以下「AE」という）センサを用いた打音検査システムを開発している。

2. AE センサを用いた固有周波数計測

打撃により励起された測定対象の振動を AE センサで取得し，振動波形を周波数分布に変換することで得られた固有振動ピークから、測定対象の劣化に伴う形状変化や拘束条件の変化を捉える。腐食模擬としてボルト地際部に段階的なき裂を付与（12、24、34mm、破断）しながら計測した。モックアップ試験体外観図を図 1 に、き裂付与に伴う周波数分布の変化と評価ピーク周波数の変化を図 2 に示す。き裂の増加に伴い評価ピーク周波数が低周波側にシフトする傾向がみられた。また，完全に破断した場合は，破断する前と比べ大幅に変化するため，破断の有無を検出するのは比較的容易である。

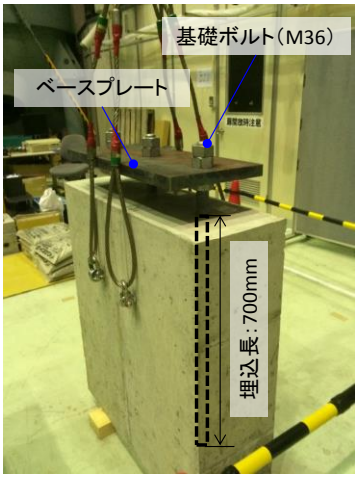


図 1. モックアップ試験体

3. 結論

AE センサを用いた打音検査システムを用いて，基礎ボルトの地際腐食による断面欠損を模擬したモックアップ試験を行い，欠陥の検出性を評価した。

- 断面欠損（き裂）を模擬したモックアップ試験結果より，き裂に伴い評価ピーク周波数が低周波側にシフトする傾向が示され，本手法で基礎ボルトの断面欠損を診断しうる見通しを得た。
- 著しい腐食等で完全に破断してしまった場合は，大きく固有振動が変化することがわかり，容易に診断することが可能である。

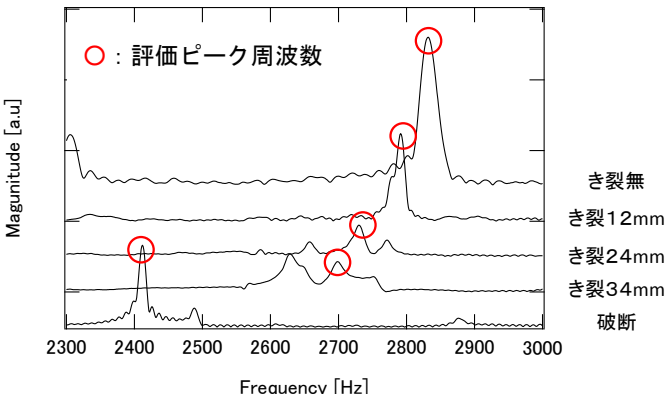


図 2. き裂に伴う周波数分布変化

* Takashi Matsunaga[1], Hiroaki Fujiyoshi[1], Ryota Ogawa[1], Mitsuyuki Sagisaka[1], Yoshihiro Isobe[1]

[1]Nuclear Fuel Industries, Ltd.

高速増殖原型炉もんじゅにおける使用済み圧力開放板の材料試験及び破裂試験

Material Test and Bursting Test of Used Rupture Disk in Monju

*市川 正一[1]、伊藤 健司[1]、脇本 文次[1]、刀根 公平[1]、渡邊 雄介[1]、小林 孝典[1]、上倉 亮一[1]
[1]国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

もんじゅの蒸発器用及び過熱器用の使用済み圧力開放板に対して材料試験、破裂試験を実施した結果、材料特性に明確な劣化は確認されず、また、破裂圧力は 2 次主冷却系設備の要求値の範囲内であった。

キーワード：高速増殖原型炉もんじゅ，圧力開放板，破裂試験，材料試験

1. 緒言

高速増殖原型炉もんじゅ（以下、もんじゅ）の蒸発器、過熱器（以下、EV、SH）用の使用済み圧力開放板（以下、RD）は、EV、SV 内で、万一、大規模なナトリウム・水反応事故が発生した場合、2 次主冷却系設備内圧力を開放すること並びに開放の検出を目的に設置されている。本件は、RD の交換周期決定を目的として、材料試験（硬さ試験、引張試験等）、破裂試験のデータを取得し、経年的変化を評価した。

2. 試験方法、試験結果

供試材は、受入材（焼鈍板材）、未使用 RD、使用済 RD（Na 蒸気を含む 200℃以上の Ar ガスに 630、1461、1823 日間曝された RD）を用いた。材料試験では、硬さ試験、引張試験、金相観察等を実施した。材料試験において、使用済 RD に対して、硬さ、強度に顕著な変化は見られず、また、組織に腐食等は観察さなかった。その他の材料試験においても著しい経年的変化、異常は無かった。破裂試験は、JIS B 8226 に準拠して実施した（温度 150℃、昇圧時間 20~180sec、圧力 249kPa）。右図に試験結果を示す。破裂圧力は、SH 用 RD より EV 用 RD が高い傾向にあり、経年的に増加傾向が見られた（製造時平均破裂圧力 294kPa、最大破裂圧力は 1823 日後の使用済 RD の 322kPa）。ただし、破裂圧力の増加幅は 2 次主冷却系設備の要求値（265~324kPa）の範囲内であった。

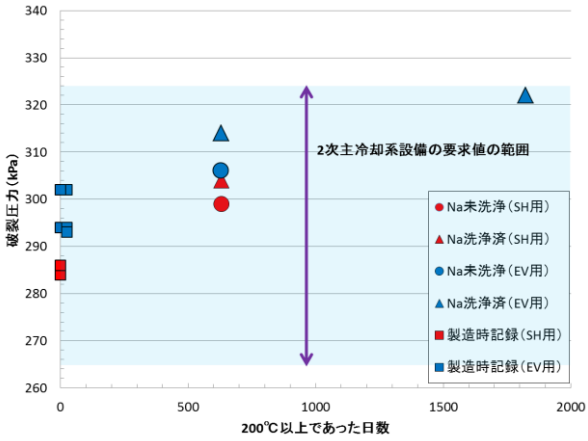


図 使用済み圧力開放板の破裂圧力と使用日数の関係

破裂圧力の増加の原因に関しては、材料試験結果から硬さ、強度の増加が観察されなかったこと、破裂後の使用済 RD の構成品（シールディスク、バキュームサポート）の隙間に Na 酸化物等の残存があったことから、残存 Na 酸化物等により、見かけ上のシールディスクの口径減少、板厚増加により破裂圧力が増加、または、構成品間の固着でシールディスクが拘束されたことにより破裂圧力の増加、若しくはこれらが複合した結果、破裂圧力が増加したものと考えられる。

3. 結論

本試験結果からは、材料特性の強度、破裂圧力等に対して、明確な経年変化は確認されなかった。RD に関する試験データは限られていることから、もんじゅ及びもんじゅ以降の高速炉開発において、精度の高い RD の交換周期の確立するため、更なるデータの蓄積を行う必要がある。

*Shoichi ICHIKAWA1, Kenji ITO1, Fumitsugu WAKIMOTO1, Kohei TONE1, Yusuke WATANABE1, Takanori KOBAYASHI1, Ryoichi UEKURA1

[1]Japan Atomic Energy Agency

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

Thu. Sep 14, 2017 9:30 AM - 11:05 AM JST | Thu. Sep 14, 2017 12:30 AM - 2:05 AM UTC | Room C Open Hall - B1 Block

[2C01-06] PRA 1

Chair:Akio Gofuku (Okayama Univ.)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2C01] The Progress of PRA for Tokai No.2 Power Station

(1)HRA evaluation results of Tokai No.2 Power Station during Power Operation (Level1)

*Haruka Inoue[2], Masaru Yamanaka[1], Atsuo Ikeda[2], Takayuki Negishi[2] (1. The Japan Atomic Power Company, 2. Nuclear Enginnering And Service Company)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2C02] Study for upgrading of Human Reliability Analysis

(1)Development of HRA Guide adopting concept of "Narrative" for Qualitative Analysis

*Yukihiro Kirimoto[1], Hiromichi Miura[1], Akihiko Nagasaka[1], Kenichi Kanda[1], Kazuma Abe[2] (1. CRIEPI, 2. Tohoku-EPCO)

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

[2C03] Study for upgrading of Human Reliability Analysis

(2)A Concept of Human Failure Events Database

*Akihiko Nagasaka[1], Yuuko Hirotsu[1], Hisao Shibue[1], Hiromichi Miura[1], Yukihiro Kirimoto[1] (1. CRIEPI)

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

[2C04] Examination about utilization of multi agent system for probabilistic risk assessment

*Kenichi Kanda[1], Kazuma Abe[1], Hiromichi Miura[1], Tomoaki Yoshida[1] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry)

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

[2C05] Study on Method of Dynamic Multi-Unit Probabilistic Risk Assessment Considering Influences in Multiple Units

*Yuki Nakano[1], Satoshi Takeda[1], Takanori Kitada[1] (1. Graduate School of Engineering Osaka Univ.)

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

[2C06] Quantitative Analysis on Off-site Emergency Management on Multi-unit Site Under Severe Accident Condition

*SUNGHYON JANG[1], Akira Yamaguchi[1] (1. The University of Tokyo)

11:00 AM - 11:05 AM JST | 2:00 AM - 2:05 AM UTC

Time reserved for Chair

東海第二発電所における PRA モデル整備の取り組みについて
（1）人間信頼性解析の高度化検討について

The Progress of PRA for Tokai No.2 Power Station

(1) HRA evaluation results of Tokai No.2 Power Station during Power Operation (Level1)

*井上はるか[2]，山中 勝[1]，池田敦生[2]，根岸 孝行[2]

[1]日本原子力発電（株），[2]原電エンジニアリング（株）

本稿では、東海第二発電所の安全性向上に向けた取り組みの一環として実施した、新規制基準適合性審査対応 PRA モデルからの人間信頼性解析の手法変更、及び人的過誤確率の再評価結果について報告する。

キーワード：確率論的リスク評価（PRA）、人間信頼性解析（HRA）、THERP 手法

1. 緒言

当社では、2006 年度から自主的安全性向上の一環として、自営による東海第二発電所の内的事象及び外的事象の PRA モデル整備を進めている。東海第二発電所の PRA における人間信頼性解析では、日本原子力学会標準で推奨されている THERP 手法を採用してきたが、今回、人間信頼性解析手法の高度化の一環として、米国電力中央研究所（以下、「EPRI」という）が開発したソフトウェア「HRA Calculator」を適用し、運転員の操作に係る人的過誤確率の評価を実施した。

2. 人間信頼性解析の評価対象ケース

東海第二発電所の現行規制基準対応 PRA モデルでは、人間信頼性解析に、従来から BWR で採用されている THERP 手法（ケース１）を適用している。本稿では、内的事象出力運転時レベル 1PRA（以下、「レベル 1PRA」という）の人的過誤事象を対象に、HRA Calculator を適用した場合の評価結果（ケース２）を紹介する。本評価では、HRA Calculator で使用可能な人間信頼性解析の様々な手法のうち、認知失敗確率の評価に CBDTM 手法又は HCR／ORE 手法、操作失敗確率の評価に THERP 手法を適用した。この組合せは、運転員による事象の認知、手順書に従った意思決定のプロセス及び時間的要素を、THERP 手法のみの場合に比べてより詳細に分析することができ、EPRI 推奨の組合せである。

3. 評価結果

ケース１とケース２の人的過誤確率の評価結果を適用したレベル 1PRA の炉心損傷頻度（CDF）評価結果を図１に示す。ケース１の全 CDF（点推定値）が 3.3×10^{-8}［／炉年］であるのに対し、ケース２の全 CDF（点推定値）は 4.4×10^{-7}［／炉年］となり、ケース２の全 CDF はケース１に比べて約１桁上昇する結果となった。これは、対象とした運転員操作の多くにおいて、ケース２の認知失敗確率がケース１に比べて高く評価されたことによるものである。HRA Calculator を用いた評価では、「中央制御室内で検知可能な警報の発信のタイミング及び運転員による意思決定・操作実施の所要時間といった時間的要素」、「プラントパラメータや手順書の読み取りやすさといった、プラント状態の認知や意思決定の誤りに繋がり得る要素」をより詳細に取り扱っており、認知失敗確率が上昇する傾向となった。

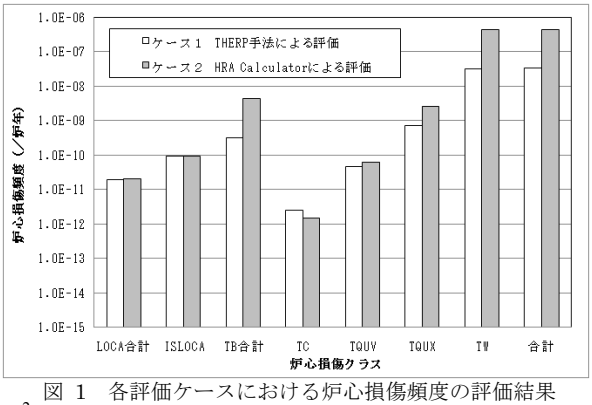


図 1　各評価ケースにおける炉心損傷頻度の評価結果

今後はサイトインタビューや詳細な事象進展解析等を通じて、より現実的なプラントリスクを反映した HRA モデルを目指し、更なる精緻化を行っていく予定である。

* Haruka Inoue[2], Masaru Yamanaka[1], Atsuo Ikeda[2] and Takayuki Neghshi[2]

[1]The Japan Atomic Power Co. , [2]Nuclear Engineering And Service Co.

人間信頼性評価の高度化検討
（1） 定性分析に”叙事知（Narrative)”の概念を導入した HRA ガイドの開発

Study for upgrading of Human Reliability Analysis
(1) Development of HRA Guide adopting concept of "Narrative" for Qualitative Analysis

*桐本 順広[1]，三浦 弘道[1]，長坂 彰彦[1]，神田 憲一[1]，阿部 数馬[2]
[1]電力中央研究所 原子力リスク研究センター（NRRC） [2]東北電力株式会社

近年の人間信頼性評価（HRA）研究では，人的過誤の発生には認知/診断失敗に至る文脈による影響が大きいことが認識されてきている。そこで、NRRC は定性分析のための概念である”叙事知（Narrative)”[1]を導入し、その結果を定量化解析の入力データとするための体系的な HRA 実施ガイドを開発した。また、本ガイドの分析手法を過酷状況下での HRA に用いる際の課題点を明らかにし、今後の新定量化手法開発の開発要素を整理した。本報告では、開発した HRA ガイドの概要及び、検討実施例を報告する。

キーワード: 人間信頼性評価 (HRA), 確率論的リスク評価（PRA）, 叙事知 (Narrative), 運転員応答図 (CRD)

1. 人間信頼性評価（HRA）実施ガイドの開発

本ガイドの開発で重視しているのは、HRA の定性分析の概念である”Narrative”である。ガイドではこれを造語訳で「叙事知」と呼ぶ。叙事知は、事故シナリオにおける物理的解析結果、運転員インタビュー、プラント情報等などの事実に基づいた事故/人的過誤に至る文脈の叙述結果とその背景情報を含む情報群で構成され、判断につながるキュー(信号あるいは指示値)に対する人間の応答、タスクの流れを時系列も含めて運転員応答図（CRD: Crew Response Diagram）で図示化し、相互依存性やリカバリーパスを明確にする。

また、分析結果を人的過誤確率（HEP : Human Error Probability）に変換する定量化手法には、「認知/診断」に影響する文脈を扱うデシジョンツリー（DT）手法、「実行」の各操作をタスクに分解して過誤を加算して計算する手法を利用するため、叙事知から体系的に定量化の入力データを作成するツールを開発した。

2. 可搬型機器の操作シナリオへの手法適用検討

2-1. HRA の現行の定量化手法の課題点

現行で用いている定量化手法では評価が困難となる人間行動の事項として、以下が整理された。

a) 地震動の人への影響、b) 炉心損傷の人への影響、c) 繰返し作業、d) 緊急時対策所（発電所災害対策本部）等による診断・判断、e) 緊急参集要員（発電所災害対策本部要員）による対応、f) 移動

2-2. 可搬型機器の操作シナリオへの手法適用

上記の原子力施設が過酷な状況下にある場合の HRA 手法の実施上の具体的な課題点を明らかにし、新定量化手法の検討を行うため、可搬型の低圧注水ポンプによる海水注入シナリオに対する HRA ガイドの適用検討を実施した。

参考文献

[1] NUREG-2199 “An Integrated Human Event Analysis System (IDHEAS) for Nuclear Power Plant Internal Events At-Power Application Vol.1” March 2017

---

*Yukihiro Kirimoto[1], Hiromichi Miura[1], Akihiko Nagasaka[1], Kenichi Kanda[1] and Kazuma Abe[2]
[1]CRIEPI (Central Research Institute of Electric Power Industry), [2]Tohoku Electric Power Co., Inc.

人間信頼性評価手法の高度化検討
(2) 人的過誤事象データベースの構想

Study for upgrading of Human Reliability Analysis

(2) A Concept of Human Failure Events Database

*長坂 彰彦[1]，弘津 祐子[1]，渋江 尚夫[1]，三浦 弘道[1]，桐本 順広[1]

[1]電力中央研究所

運転訓練シミュレータを用いた異常事象対応訓練、緊急時対策本部でのシビアアクシデント対応訓練などで生じたヒヤリハット情報を蓄積し、リスク重要度の高い人的過誤事象の発見、既存の人間信頼性解析（HRA）手法の拡張や新たな HRA 手法の考案などに資する人的過誤事象データベースの構想について記す。

キーワード：Database, Human Reliability Analysis, Abnormal Events Response Training, Human Failure Events

1. 緒言

原子力発電所の人間信頼性評価（HRA）については、プラントの異常を検知して、適切な対応操作を決定するという人間の認知段階におけるエラーをより精細に評価する必要がある。このためには、運転チームや緊急時対策要員による状況認識、対応方策の立案、意思決定に関わる活動の実際を詳細に知る必要があるものの、具体的な情報ソースはほとんど無く、HRA 向上のための情報整備が求められている。

2. 認知段階のエラー評価に必要な情報

電力中央研究所原子力リスク研究センターが作成した HRA 実施ガイド[1]でその利用を推奨している既存 HRA 手法では、例えば、「作業ステップ終了後のチェックオフ、保留中のステップのマーク、などを行う Place keeping aids が手順書にあり、運転員全員により活用されている」といった作業の進め方についての詳細な事実情報が必要となるが、この種の情報が原子力発電施設公開情報などに記録されることは稀である。

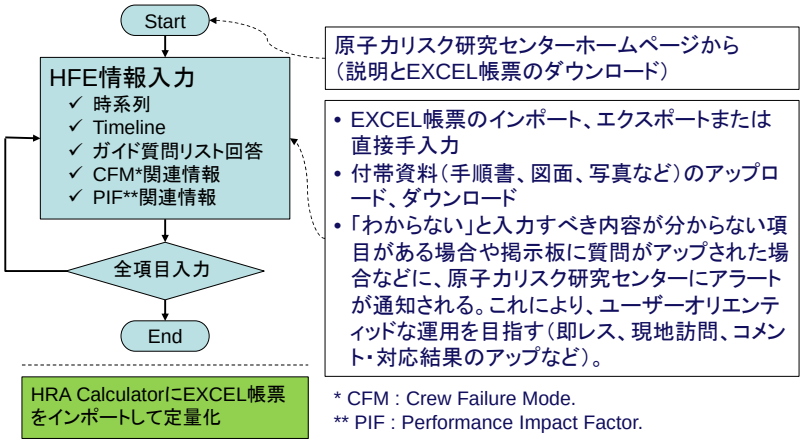


図１　人的過誤事象データベースの構想

3. データベースが備えるべき機能

訓練や実作業での人的過誤事象（HFE）を情報収集対象に、①過誤率の定量化は、電力各社が保有するツール（HRA Calculator）等を利用して行うこと、②収集した情報の正確度を高めるためにデータベース管理者とインタラクティブにやりとりできる環境とすること、などの機能を備える必要がある（図１）。

4. 今後の予定

電力会社の HRA 担当者、運転訓練センターや電力各社の運転訓練担当者などの協力を得て、データベースの機能を詳細化するとともに保存すべき情報の選定を行う。これに先立って、まず現時点において保有されている情報を把握する。

参考文献

[1] Y. Kirimoto, H. Miura, A. Nagasaka, K. Sasou, “Developing HRA guideline with narrative approach for the HRA qualitative analysis process, PSAM13, 2-7 October, 2016

*Akihiko Nagasaka[1], Yuuko Hirotsu[1], Hisao Shibue[1], Hiromichi Miura[1], Yukihiro Kirimoto[1]

マルチエージェントシステムの確率論的リスク評価への利用検討

Examination about utilization of multi agent system for probabilistic risk assessment

*神田 憲一[1]，阿部 数馬[1]，三浦 弘道[1]，吉田 智朗[1]

[1]電力中央研究所

原子力発電所における事故発生時の対応挙動について、マルチエージェントシステム（MAS）のシミュレーションプラットフォーム artisoc を用いてシミュレーションを実施し、MAS の確率論的リスク評価への利用について検討した。

キーワード：マルチエージェント、MAS、確率論的リスク評価、PRA

1. 緒言

東京電力（株）福島第一原子力発電所事故を受け、各発電所ではさらなる安全性向上のため様々な安全対策の実施が進められ、その有効性評価も行われている。しかし、過酷な条件下等では対応要員の輻輳等により対応作業の適切な失敗確率の推定が難しい場合が考えられる。そこでマルチエージェントシミュレーション（以下、MAS）を用いた評価手法の確率論的リスク評価（以下、PRA）への利用を検討するために，シミュレーションプラットフォーム artisoc を用いて事故時の要員対応挙動の試解析を実施した。

2. 解析および結果

本研究では、図 1 に示すような仮想プラントにおける要員の事故時対応挙動を対象とした。ここで用いた artisoc は MAS を行えるソフトウェアであり、複数のエージェント（人等）を各々のルールに従い、互いに相互作用を受けながら並行して行動を実行させるシミュレーションが可能となる。ここではプラントにおける事故発生時に、それぞれの作業にあたる対応要員の挙動について、作業開始時期等のパラメータを変化させて対応挙動の変化を確認し、作業開始の時期によっては移動中の経路において対応要員が輻輳する箇所があることが分かった。実際の対応では車両等の大型機器を伴う場合が多く、輻輳する回数の増加は衝突等のリスクの増加に繋がると考えられ、PRA への応用として、この輻輳する回数を作業失敗の確率に関連付けて人間信頼性評価（HRA）への情報とすることが考えられる。

3. 結言

本研究では artisoc を用いて、仮想プラントにおける要員の事故時対応挙動の解析を実施し、その PRA への利用可能性を検討した。今後は、詳細にプラント配置、要員数、作業内容を設定し、より現実的な解析を実施すること、一定の入力セットから PRA へ用いる情報を出力する対応要員挙動解析を一連で行える汎用ツールの開発についても検討したい。

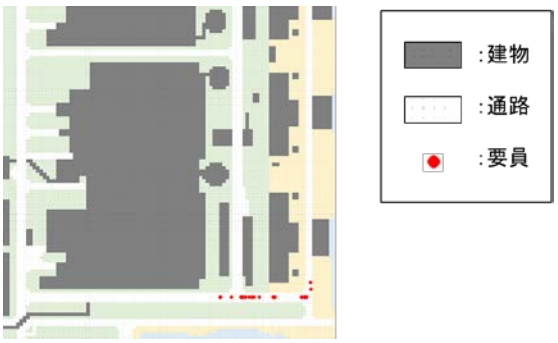


図 1. 仮想プラントにおける要員の事故時対応挙動のイメージ

*Kenichi Kanda[1], Kazuma Abe[1], Hiromichi Miura[1] and Tomoaki Yoshida[1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

ユニット間の相互影響を考慮した多数基立地サイトを対象とした確率論的リスク評価手法に関する研究

Study on Method of Dynamic Multi-Unit Probabilistic Risk Assessment Considering Influences in Multiple Units

*中野 勇輝[1]，竹田 敏[1]，北田 孝典[1]
[1]大阪大学大学院工学研究科

多数基立地サイトを対象とした確率論的リスク評価では、従来の単一ユニットを対象とした場合では考慮する必要がなかった、ユニット間の相互影響を考慮する必要がある。そこでユニット間の相互影響を考慮することが可能である多数基立地サイトを対象とした動的な確率論的リスク評価手法を検討し、検討した手法に基づいてユニット間の相互影響の一つである融通を考慮した解析を実施した。
キーワード：多数基立地サイト、ユニット間の相互影響

1. 緒言

設備共有や立地条件の厳しさなどの理由から、多くのサイトで複数のユニットが立地されている。しかし、福島第一原子力発電所事故においてユニット間の相互影響による複数ユニット立地サイト特有のシナリオが見られたことから、そのリスク評価の重要性が高まっている。そこでユニット間の相互影響を考慮した多数基立地サイトを対象とした確率論的リスク評価手法の検討を実施した。

2. 解析手法

先行研究[1)]において､時間進展を考慮した多数基立地サイトを対象とした解析手法は提案されているが、ユニット間の相互影響を考慮することができていない。そこでイベントツリーのトップイベントの分岐確率を変化させることによって、ユニット間の相互影響である「融通」による影響を解析手法への導入を検討した。

ユニット間の「融通」は、あるトップイベントが失敗した際に考えうるものであり、その成功失敗は融通をするユニットの状態に依存する。したがって融通事象の成功失敗を、他ユニットの状態と融通事象のフォールトツリーを基に判定し、融通が成功した場合は、融通するユニットの機器の失敗を融通されたユニットのフォールトツリーに導入することで融通による好影響を考慮した。

ユニット間の相互影響として号機間電源融通による好影響に着目した。融通の成功条件として、他ユニットの非常用ディーゼル発電機が健全であることとし、起因事象発生後 130min で号機間電源融通が完了するとした。号機間電源融通によって、電源喪失に伴い機能喪失していた機器が機能回復するシナリオを想定した。

右図に号機間電源融通シナリオにおける条件付炉心損傷頻度(CCDF)の解析結果を示す。CCDF が号機間電源融通による好影響を考慮しない場合と比較して、考慮することで CCDF の値が低下していることが確認できる。

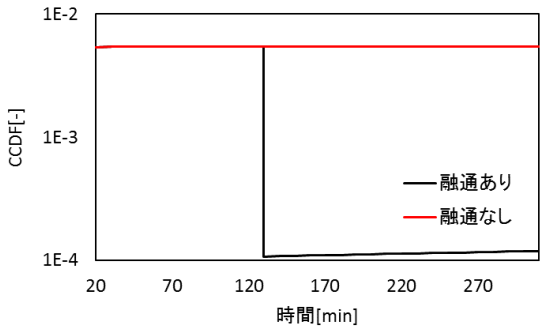


図 1 CCDF の時間推移

3. まとめと今後の展望

ユニット間の相互影響を考慮した多数基立地サイトを対象とした確率論的リスク評価手法の検討を実施した。本解析手法では各ユニットのシナリオ進展を考慮し、それに伴い分岐確率を変化させることでユニット間の相互影響を考慮したが、イベントツリーにおける炉心損傷に至る時間と温度などの物理的パラメータを考慮した場合の炉心損傷に至る時間には、ずれが生じていると考えられる。本解析手法では時間進展に伴うシナリオ進展を考慮するため、今後の予定として物理的パラメータを考慮する解析を実施する予定である。

参考文献

[1] 嶋本貴文他，「多数基立地サイトにおける格納容器破損シナリオのリスク解析に関する研究」，日本原子力学会「2015 年春の年会」

*Yuki NAKANO[1], Satoshi TAKEDA[1] and Takanori KITADA[1]
[1]Osaka University

多数基立地サイトにおけるシビアアクシデント時のオフサイト支援効果についての定量的評価

Quantitative Analysis on Off-site Emergency Management on Multi-unit Site Under Severe Accident Condition

*張　承賢，山口　彰

東京大学

本報では、アクシデントマネジメントを含むユニット間の相互作用並びにユニット間の個別の事故進展を考慮した動的イベントツリー評価手法を用いて、シビアアクシデント時の多数基立地サイトにおける隣接ユニットの影響を考慮したオフサイト支援効果についての検討を行った。

キーワード：多数基立地サイト，連続マルコフ過程モンテカルロ法，動的イベントツリー、シビアアクシデント、オフサイト支援

1. 緒言

シビアアクシデント時には、資機材や人材等の不足によりオンサイト対応だけでは十分にアクシデントマネジメントを実施できない場合が考えられる。その場合、オフサイトからの支援により、事故収束活動を補強することが可能である。本報では、輸送可能な設備をオフサイト支援の対象とし、シビアアクシデント（格納容器破損）時の隣接ユニットの影響による機能喪失を考慮したオフサイト支援効果を検討する。

2. マルチユニットリスク評価モデル

嶋本らは[1]、マルチユニットサイトにおけるユニット間の相互作用並びに各ユニットにおける時間進展を考慮した動的イベントツリー（ET）手法を構築した。この手法では、条件付き確率表を用いて隣接ユニットによるメリット（電源、冷却材及び人員等の融通）及びデメリット（人員不足、放射性物質放出による野外作業の不可等）を考慮したシビアアクシデント対策の失敗確率を評価する。また ET 上の各ヘディングに経過時間を設定することで、時間進展を評価する。さらに各タイムステップにおけるプラント状態をもとに各ヘディングの分岐確率を計算し（マルコフ過程）、ユニット毎にそれぞれの時間進展を踏まえたヘディングの成功・失敗をモンテカルロ法で計算し、全ユニットの最終状態が決定するまで計算を行う。

3. オフサイト支援効果についての評価

本報では、改良沸騰水型軽水炉における地震発生による電源喪失事象を解析対象とし、格納容器 ET を作成し、シナリオ定量化を行った。全 12 個の事故シナリオは、原子炉圧力容器除熱（Sa）、原子炉格納容器注水（Sb）、原子炉格納容器過温破損（Sc）、原子炉格納容器バイパス（Sd）、原子炉格納容器雰囲気直接加熱（Se）の計 5 つに集約される。オフサイト支援策としては蓄電池、代替燃料移送ポンプ、電源車、消防車等を考慮し、各ヘディングにおいてオフサイト支援策によって機能喪失確率が 0 になるとし、その後の隣接ユニットの影響を考慮した代替設備の機能喪失確率を評価した。支援タイミングについては、事故発生後 8 時間（ET における最初のヘディングである格納容器隔離の判定時間）、8 時間 20 分、8 時間 40 分の 3 ケースを考慮した。10^8 サンプルでの評価結果を図に示す。いずれのオフサイト支援タイミングにおいてもオフサイト支援の結果、電源復旧に失敗するシナリオ（Sc）から原子炉圧力容器除熱（Sa）、原子炉格納容器注水（Sb）へ移行することが分かる。また支援タイミングが早いほどその効果が大きいことが確認できる。さらに全 12 個の事故シナリオについてオフサイト支援によるシナリオ移行量及び変化率を評価した結果、原子炉圧力容器破損前後の直流電源復旧によるシナリオ移行について定量的に評価することができた。

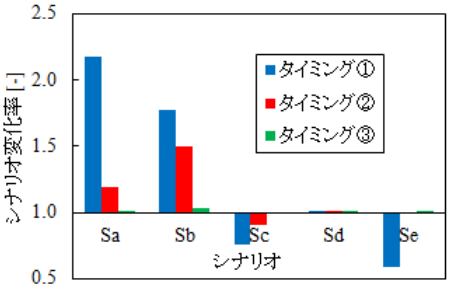


図 オフサイト支援によるシナリオ変化率（集約シナリオ）

参考文献

[1] 嶋本他、多数基立地サイトにおける格納容器破損シナリオのリスク解析に関する研究、K05、AESJ 春の年会、2015

*Sunghyon Jang and Akira Yamaguchi

University of Tokyo

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

Thu. Sep 14, 2017 11:05 AM - 12:10 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 2:05 AM - 3:10 AM UTC | Room C Open Hall - B1 Block

[2C07-10] PRA 2

Chair:Tatsuya Itoi (Univ. of Tokyo)

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

[2C07] Study on PRA Methodology for Seismic Induced Tsunami Event

(1)Evaluation of Seismic Induced Tsunami Event Using DQFM Method

*HIROHISA YAMAKAWA[1], Hitoshi Muta[1], Ken Matsumoto[1], Yuki Kameko[1], Takayuki Negishi[2], Atsuo Ikeda[2], Hidekazu Suwa[2], Hiroto Matsumoto[2] (1. Tokyo City Univ., 2. Nuclear Engineering and Services Co.)

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

[2C08] Study on PRA Methodology for Seismic Induced Tsunami Event

(2)The Comparison of MCS Methodology and DQFM Methodology

*Hidekazu Suwa[1], Takayuki Negishi[1], Atsuo Ikeda[1], Hiroto Matsumoto[1], Hitoshi Muta[2], Ken Muramatsu[2], Hirohisa Yamakawa[2] (1. Nuclear Engineering and Services Co., 2. Tokyo City Univ.)

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

[2C09] Development of a fragility evaluation methodology for the Tsunami PRA

*Takanori Togashi[1], Takeshi Kunimasa[1], Keigo Maehara[1], Ryusuke Haraguchi[2] (1. THE KANSAI ELECTRIC POWER CO.,INC., 2. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.)

11:50 AM - 12:05 PM JST | 2:50 AM - 3:05 AM UTC

[2C10] Evaluation of Annual Probability of Tornado Missile Strike on Arbitrary Horizontal and Vertical Plates

*Yuzuru Eguchi[1], Takahiro Murakami[1], Soichiro Sugimoto[1], Yasuo Hattori[1], Hiromaru Hirakuchi[1] (1. CRIEPI)

12:05 PM - 12:10 PM JST | 3:05 AM - 3:10 AM UTC

Time reserved for Chair

地震随伴津波 PRA 手法に関する検討
（1）DQFM 法を用いた地震随伴津波事象の評価

Study on PRA Methodology for Seismic Induced Tsunami Event

(1) Evaluation of Seismic Induced Tsunami Event Using DQFM Method

*山川 裕久[1]，牟田 仁[1]，村松 健[1]，亀子 湧生[1]
諏訪 秀和[2]，根岸 孝行[2]，池田 敦生[2]，松本 裕人[2]，
[1]東京都市大学，[2]原電エンジニアリング

本研究では、地震随伴津波を対象とした確率論的リスク評価手法を提案、MCS 法と DQFM 法を用いて試評価を行い、結果の比較により両手法による評価の妥当性を確認する。

キーワード：確率論的リスク評価 ，地震 ，津波 ，MCS 法, DQFM 法

1. 緒言

昨今、原子力施設における安全性の向上は大きな課題となっており、中でも地震随伴津波事象をはじめとした複合事象の PRA 手法の整備は大きな課題となっている。地震随伴津波のリスク評価手法については、日本原子力学会の地震 PRA 実施基準、付属書 BE に概要が記載されている。また、「DQFM 法を用いた地震及び津波の重畳事象の事故シーケンス評価手法の提案」[1]に DQFM 法を用いた地震随伴津波事象シーケンス評価手法が提案されているが、具体的な評価とその分析に基づく妥当性の検討例は未だない。

本研究では、地震随伴津波事象について DQFM 法を用いた具体的な評価手法を構築し、試解析により手法の適用性について確認し、産業界で一般的に用いられている MCS 法による評価との比較を行うことにより、DQFM 法及び MCS 法による評価の妥当性を確認することを目的とする。

2. 研究概要

DQFM 法は、モンテカルロ法を用いた手法であり、炉心損傷を頂上事象とする統合フォールトツリー(統合 FT)を用い、各試行でそれを構成している各事象に対し損傷の有無を判定し、FT の論理演算で頂上事象に至る回数をサンプリング回数で除することにより炉心損傷確率を算出する。地震随伴津波の評価では、そのサンプリングを地震と津波で二重に行うことにより評価を行う。

本研究の次報(2)で実施する DQFM 法と MCS 法による評価結果の比較のために、BWR プラントを対象とした大規模配管破断事故（大 LOCA）シーケンスを対象として試解析を行った。なお、地震-津波のマルチハザードは考慮せず、津波高さは代表点を選定し，条件付炉心損傷確率 CCDP の試算を行った。DQFM 法による地震随伴津波事象の評価結果の一例を図 1.に示す。

3. 結言

BWR プラントの大 LOCA シーケンスに対する DQFM 法を用いた試解析により、DQFM 法による評価手法の適用性について確認した。次報(2)で紹介する、MCS 法による評価結果との比較を行うことにより、それぞれの手法による評価結果の相違点、結果にもたらす影響について確認し，妥当性を検証する。

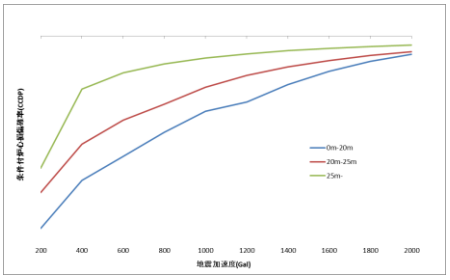


図 1. 評価結果

参考文献

[1] 牟田 仁，村松 健「DQFM 法を用いた地震及び津波の重畳事象の事故シーケンス評価手法の提案」日本原子力学会和文論文誌，2017 年 4 月.

---

*Hirohisa Yamakawa[1], Hitoshi Muta[1], Ken Muramatsu[1], Yuki Kameko[1],
Hidekazu Suwa[2], Takayuki Negishi[2], Atsuo Ikeda[2], Hiroto Matsumoto[2]

地震随伴津波 PRA 手法に関する検討
（2）MCS 法と DQFM 法の比較について

Study on PRA Methodology for Seismic Induced Tsunami Event
(2) The Comparion of MCS Methodology and DQFM Methodology

*諏訪 秀和[1]，根岸 孝行[1]，池田 敦生[1]，松本 裕人[1]，牟田 仁[2]，村松 健[2]，山川 裕久[2]
[1]原電エンジニアリング（株），[2]東京都市大学

地震時の複合事象評価は、現状の確率論的リスク評価手法の大きな課題の一つであると考えられる。現行の PRA では、一般的に MCS 法が広く用いられているが、地震随伴津波を対象とした新たな評価手法として DQFM 法を応用した手法が考案されている。本研究では、仮想 BWR プラントにおける MCS 法を用いた地震随伴津波 PRA の評価結果を示す。また、DQFM 法を用いた評価結果と比較し、手法の相違による評価結果への影響を考察する。

キーワード：確率論的リスク評価（PRA），津波，地震，PRA 手法，DQFM 法，MCS 法，CCDP，大 LOCA

1. 緒言

地震随伴津波 PRA 手法に関する検討(1)（以下、前報(1)とする）で述べた通り、地震随伴津波事象等の複合事象の PRA 手法の整備は大きな課題となっている。本検討では、まず前報(1)と同様な条件で整備したモデルに対し、MCS 法を用いた地震随伴津波 PRA を実施する。その上で、MCS 法を用いた評価結果と DQFM 法を用いた評価結果の比較を行い、手法の相違による評価結果への影響を考察する。

2. 評価条件

DQFM 法を用いた評価との比較を行うため、前報(1)と同様に仮想 BWR プラントを対象とした大規模配管破断事故（大 LOCA）シーケンスの小イベントツリー／大フォールトツリーのモデルを整備し、同モデルを用いて MCS 法による試解析を行い、条件付き炉心損傷確率（CCDP）を試算した。

本検討では、津波による影響を考慮するため、防潮堤の高さ 20m、原子炉建屋への浸水高さ 25m を評価区分の代表点として設定した。代表点を基準とした津波高さ 0m～20m 未満、20m 以上～25m 未満、25m 以上の 3 区分に対し、津波高さ毎に期待できる緩和設備を設定して、ステップ関数を用いた評価を行った。地震による影響は、津波区分毎に期待できる緩和設備に対して、地震加速度毎（10 区分）にフラジリティを考慮した評価を行った。また、緩和設備として期待する各系統に対しては、津波・地震の影響による故障とは別のランダム故障も考慮した。

3. 評価結果

MCS 法による地震随伴津波事象の評価結果を図 1.に示す。今回算出した値は CCDP であるため、この値に地震随伴津波事象の年超過確率を乗じることで炉心損傷頻度が算出できる。本 MCS 法を用いた評価結果と、前報(1)の DQFM 法を用いた評価結果を比較し、それぞれの手法による評価の妥当性を確認するための考察を行った。

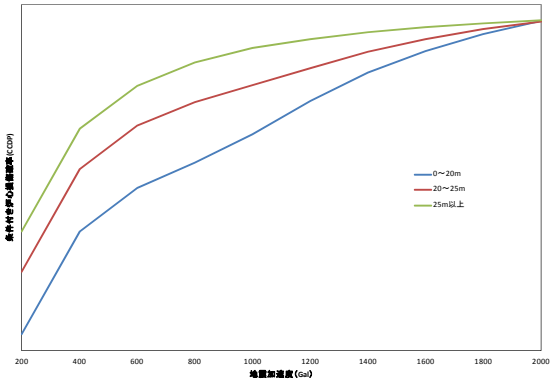


図 1.　評価結果

*Hidekazu Suwa[1], Takayuki Negishi[1], Atsuo Ikeda[1], Hiroto Matsumoto[1], Hitoshi Muta[2], Ken Muramatsu[2], Hirohisa Yamakawa[2]
[1]Nuclear Engineering and Services Co., [2]Tokyo City Univ.

津波 PRA におけるフラジリティ評価手法の開発

Development of a fragility evaluation methodology for the Tsunami PRA

*富樫 貴紀[1]，国政 武史[1]，前原 啓吾[1]，原口 龍将[2]
[1]関西電力株式会社，[2]三菱重工業株式会社

2011 年の東北地方太平洋沖地震により発生した過酷事故を踏まえ、原子力発電所の安全性向上に向けた取組みの一環として津波 PRA により津波リスクを定量化し、その取組みに資することが重要である。津波 PRA のうち、特にフラジリティ評価手法については、国内外で知見が少ないことから、評価手法の開発を行った。

キーワード：確率論的リスク評価，津波，フラジリティ，PRA，安全性向上評価，リスク

1. 緒言

我が国においては、2011 年の東北地方太平洋沖地震で発生した津波により過酷事故が引き起こされたことから、外的事象として津波事象への注目が高くなった。日本原子力学会においては、2012 年に津波 PRA の概念、要求、手法を記載した津波 PRA 実施基準[1]を制定している。これを踏まえ、事業者として、津波 PRA により津波リスクを定量化することで、今後の安全性向上への取組みに資することが重要である。

表　損傷要因、考慮すべき指標、対象設備について

損傷要因	指標		代表プラントにおける対象設備
①被水・没水	津波高さ	水を被るかどうか	屋外の動的機器（電気・電動機器）
		静水圧	屋内の動的機器（電気・電動機器） ⇒静水圧で建屋シールが損傷し建屋内に浸水することで損傷する。
②波力	波自体が衝突して発生する応力		屋外の静的機器（タンク類など）
③漂流物衝突	波により漂流物が衝突して発生する応力		屋外の静的機器（タンク類など）
④洗掘	洗掘深さ		対象なし
⑤海底砂移動	砂堆積量		対象なし

2. 津波フラジリティ評価手法の開発

これまで災害としての観点から津波の発生や被害に関して研究が行われてきた。しかしながら、津波リスクの定量的な評価手法の確定には至っていない。このような状況から、津波 PRA 手法の一環としての津波フラジリティ評価手法の開発を行った。手法開発に際しては、損傷要因に着目し、右記の表のとおり検討・整理を行った。表のうち①被水・没水については安全係数法（機器耐力に関する係数、機器応答に関する係数、遡上応答に関する係数）として構築した（右記の図参照）また、表のうち②波力、③漂流物衝突については、詳細法として構築した。これらの評価手法は、津波特有の不確実さを考慮したうえで、各損傷要因について津波波高をパラメータとして定量的にフラジリティを算出することができ、保守的・簡易的な箇所も含むものの、津波フラジリティ評価一式を完遂させることができる手法である。

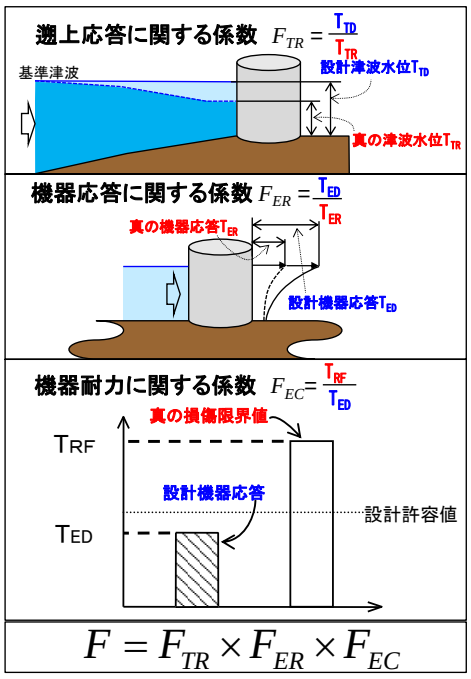


図　今回構築した安全係数について

3. 結論

この手法を開発したことにより、事故シーケンス評価のインプットとして必要となる機器フラジリティの定量化が可能となり、津波による CDF/CFF を算出する体系的な手法整備に資することができた。

参考文献

[1] 原子力発電所に対する津波を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2011(AESJ-SC-RK004:2011)

*Takanori Togashi[1], Takeshi Kunimasa[1], Keigo Maehara[1] and Ryusuke Haraguchi[2]
[1]THE KANSAI ELECTRIC POWER CO.,INC., [2]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.

任意の水平面・鉛直面に対する竜巻飛来物の年間衝突確率評価

Evaluation of Annual Probability of Tornado Missile Strike on Arbitrary Horizontal and Vertical Plates

*江口　譲[1]，村上 貴裕[1]，杉本聡一郎[1]，服部 康男[1]，平口 博丸[1]
[1]（一財）電力中央研究所

多数の竜巻がランダムに発生して一つの飛来物が浮上・飛散する事象が，多数の飛来物が一つの竜巻で浮上・飛散する事象と統計的に等価であることを利用して，一つの飛来物が原子力発電所内の構造物の水平面・鉛直面に 1 年間に衝突する確率を効率的に評価する方法を考案したので，その適用例を示す.

キーワード：竜巻，飛来物，年間衝突確率，原子力発電所

1. 緒言

原子力発電所における竜巻飛来物のリスクを合理的に評価するためには，機器・構造物への飛来物の年間衝突確率を評価する必要がある．著者らは，これまで年間衝突確率評価法[1]を開発したが，その適用は鉛直柱状物体に限られていた．そこで，より一般的な形状の被衝突体に適用することを最終目標とした年間衝突確率評価コード TOMAXI[2]を作成したので，本発表ではその具体的な評価例について紹介する.

2. 評価例

高度 z=10m の高台に自動車が 1 台（寸法：4.4mx1.7mx1.5m，質量：1,140kg，飛行定数 0.0097m^2/kg）あるものとし，最大竜巻風速 92m/s（移動速度 14m/s，旋回速度 78m/s，半径 30m）の竜巻がランダムに来襲するものとした. まず，180m×180m 領域に 301×301 台の自動車を等間隔で配置して飛散軌跡を計算し，各面への条件付衝突確率を求めた．次に，仮定した竜巻風速 V の年超過確率 $H(V)=1.5199\ \exp(-0.10466V)$ を用いた畳み込み積分により，単位面積の水平面および鉛直面に対する年間衝突確率を算出した. 図 1 に示すように，初期位置からの距離 r が大きくなる程，衝突確率は低下する傾向が見られる.

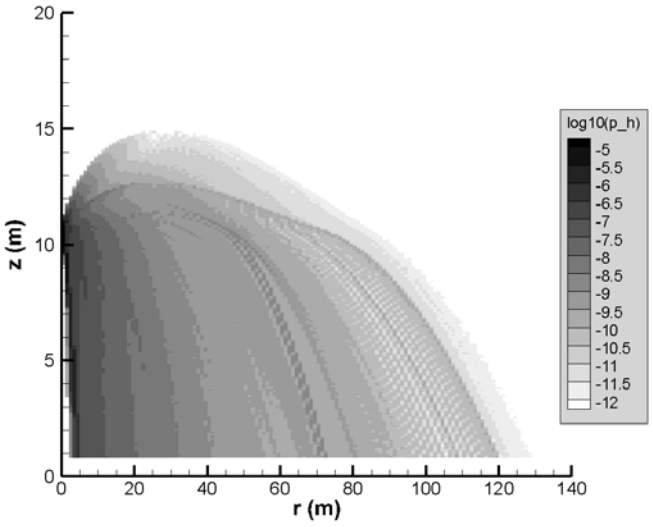


図 1 水平面に対する年間衝突確率（1㎡当たり）
［コンターは確率の常用対数の値で表示］

3.結論

開発した TOMAXI により任意の水平面・鉛直面（飛来物に最大面積となる向き）に対しても適用できるようになった．今後は，より一般的な被衝突体形状・飛来物複数配置に適用を拡張できるようにする.

参考文献 [1] Eguchi, Y., *et al.*, An Evaluation Method for Tornado Missile Strike Probability with Stochastic Correlation, Nuclear Engineering Technology, **49** (2), pp.395-403, 2017. [2] Eguchi, Y., *et al.*, An Estimation Method for Tornado Missile Strike Probability under Assumption of Statistically Isotropic Tornado Path Directions, 2017 Int. Topical Meeting on Probabilistic Safety Assessment and Analysis (PSA 2017), Pittsburgh PA. USA.

*Yuzuru Eguchi[1], Takahiro Murakami[1], Soichiro Sugimoto[1], Yasuo Hattori[1] and Hiromaru Hirakuchi[1]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

Planning Lecture | Board and Committee：Standards Committee 3 -Nuclear Safety Evaluation Committee

Thu. Sep 14, 2017 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room C Open Hall - B1 Block

[2C_PL] Significance and Overview of Basic Safety Principles on Earthquake Engineering for Nuclear Power Plants

Chair: Tsuyoshi Takada (Univ. of Tokyo)

[2C_PL01] The Objective and Scope of Basic Safety Principles on Earthquake Engineering for NPP

*Tsuyoshi Takada[1] (1. Univ. of Tokyo)

[2C_PL02] Overview of Basic Safety Principles on Earthquake Engineering for NPP

*Takashi Takata[1] (1. JAEA)

[2C_PL03] Consideration on Practical Application

*Shigeru Fujimoto[1] (1. Kanagawa Univ.)

[2C_PL04] Comprehensive Discussion

*Tsuyoshi Takada[1] (1. Univ. of Tokyo)

2017年秋の大会

標準委員会セッション　原子力安全検討会［日本地震工学会共催］

地震安全基本原則の必要性とその概要
Significance and Overview of Basic Safety Principles
on Earthquake Engineering for Nuclear Power Plants

（1）地震安全基本原則の目的と範囲

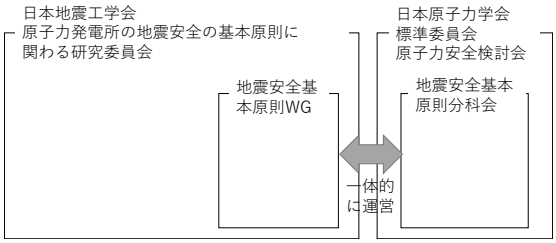
(1) The Objective and Scope of Basic Safety Principles on Earthquake Engineering for NPP

*高田 毅士[1]，成宮 祥介[2]
[1]東京大学，[2]関西電力

1. はじめに

我が国においては、地震は避けることのできない自然ハザードであることから、原子力発電所の地震安全確保は最重要課題である。2011 年 3 月に起きた東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ、規制基準の見直し、原子力発電所における安全対策など、安全性向上と再稼動に向けた努力が続けられている。ただ、安全性向上の努力は、今後も継続的に行うべきものであり、そのためには、福島第一事故の経験等や新たな知見を踏まえ、様々な安全性向上活動をトータルに扱って相互に整合性のとれるような体系を目指した、リスクと深層防護の概念を根幹に置いた新しい安全性確保の基本原則が必要である。

原子力学会標準委員会では、安全にかかる基本的な考え方を体系的に整備することが必要と考え、原子力安全検討会を設置し、「原子力安全の基本的考え方について」のシリーズとして「第 I 編　原子力安全の目的と基本原則」[1]などを発行してきた。さらに震災前には、地震工学会と協働して「地震安全の論理」を発行したが、これらの経緯から 2016 年 4 月に地震工学会は「地震安全基本原則研究委員会」を設け、地震安全に関わる広範な分野の密接な連携の下、多様で深い議論を通して、地震安全に関わる基本原則を明らかにし、それを共有化した上で原子力発電所の安全確保の実践の研究を行うこととした。本委員会（アカデミア、事業者、産業界等の委員、40 名程度）は原子力学会標準委員会と協働し、傘下には、WG1、WG2、WG3 の 3 つの WG を設置することで、原子力発電所を対象にリスクと深層防護の概念に基づく地震安全確保の基本原則の構築と、その実践例をまとめた報告書を発行することを目的として、精力的に活動している。



WG1 では、原子力学会に設置されている地震安全基本原則分科会の活動と連携しつつ、基本安全原則を策定することを念頭にした多分野横断で活発な議論を行っている。上記のように、原子力安全基本原則は IAEA の SF-1 を踏まえて学会版を既に発行しているが、今回の検討はその地震版、というだけにとどまらず、地震安全に特化した原則策定を目標としている。WG2 では、耐震設計、設計外事象対応、プラント内外も含めた地震防災との関わりなど広範な分野を対象にした、地震安全確保のための地盤、建屋、設備機器の要求性能のあり方と実装の考え方について議論している。WG3 では、地震安全確保のための地震ハザード設定の考え方をまとめることとしており、プラント要求性能に応じた地震入力を定めるという考え方を議論している。

今回のセッションでは、地震安全基本原則の目的と範囲、原則案の概要、及び実務への適用性の検討に関して、議論の様を示した上で、原子力発電所の安全確保に関する立場の異なる多様な専門家の講演と参加者との議論を通して、地震安全基本原則に反映すべき課題についても意見を交わす。

(1)　地震安全基本原則の目的と範囲　（東京大学）高田 毅士

---

*Tsuyoshi Takada[1], and Yoshiyuki Narumiya[2]
[1]The Univ. of Tokyo, [2]The Kansai Electric Power Co., Inc.

(2) 地震安全基本原則案の概要 （JAEA）高田 孝
(3) 実務への適用性の検討 （神奈川大学）藤本 滋
(4) 討論 （東京大学）高田 毅士 他

また、ここでは地震安全基本原則の目的と範囲についてその概要ならびに論点を 2.に示す。これら以外の本原則の概要および論点ならびに実践に向けたアプローチについては、次報以降でその検討内容を示す。

2. 地震安全基本原則の目的と範囲

2-1. 目的

本原則は、地震および地震随伴事象に対する原子力安全を対象としている。すなわち、地震安全の目的は、地震および地震随伴事象の発生により生じる原子力発電所の施設とその活動に起因する放射線の有害な影響から人と環境を防護することである。

一般的に、安全とは、「受容できないリスクが無いこと」[2]であると定義される。地震安全とは、地震および地震随伴事象が発生した場合においても、人と環境に対し、原子力発電所の施設とその活動に起因する受容できない放射線リスク（放射線の有害な影響に対するリスク）が無い状態にすることにある。

原子力発電所の施設とその活動に係わる個人又は組織が、この地震安全に対する全ての責務、すなわちそれを果たすために必要な取り組みを行う義務及びその取組に対する責任を果たすことで達成される。

2-2. 範囲

本原則の範囲としては、1)対象とする地震および地震随伴事象、2）対象とする原子力発電所の状態、および 3)対象とする影響の範囲、という視点から議論している。

1) 対象とする地震および地震随伴事象

原子力の施設が設置される敷地において考慮すべきすべての地震を対象とする。また対象とする地震随伴事象には、地震と同時あるいは直後に発生する津波、斜面崩壊、断層変位等の外部事象に加え、地震に従属して発生する内部火災、内部溢水(浸水)等の事象が含まれる。

我が国で発生し得る地震の特徴から、具体的には、地震安全に対する影響は小さいが高い頻度で発生し得る地震から、地震安全に対する影響は大きいが低い頻度で発生し得る地震までが対象となる。

またこれら全ての事象のいくつかが、重畳（同時発生／事後発生） する可能性があることも考慮の対象となる。

2) 対象とする原子力発電所の状態

立地・建設段階から運転（運転状態として出力運転、低出力運転、停止時を含む ）、廃止措置まで、施設の全生涯を対象とする。また、地震および地震随伴事象の作用に加え、施設の構築物・系統および機器の故障（ランダムを含む）の顕在化、人的過誤の発生の可能性とともに、施設の事故時を含めた、様々な状態の発生の可能性も考慮の対象となる。

3) 対象とする影響の範囲

原子力発電所の敷地内に設置される構築物、系統、機器（SSC, Structure, System, Component）に加え、運転員ならびにシビアアクシデント要員等の人的資源を考慮する。前者には、使用済み燃料プール、使用済み燃料や廃棄物とその貯蔵施設、シビアアクシデントに対処するための施設、敷地内道路等、原子力施設の地震安全に関わる活動に直接・間接に関わりうる敷地内の全ての施設がその対象に含まれる。

地震および地震随伴事象の発生に際しては、施設の被害と周辺地域の被害が相互に影響するため、敷地外からの支援物資、敷地へのアクセスルートならびに敷地外からの緊急時対応要員についても考慮する必要がある。これを踏まえると、敷地外の人的あるいは関連施設の被害や復旧時間の原子力発電所施設への影響についても考慮の対象となる。

参考文献

[1] 日本原子力学会, “原子力安全の基本的考え方について 第 I 編 原子力安全の目的と基本原則”, AESJ-SC-TR005:2012
[2] ISO/IEC Guide 51:2014, “Safety aspects –Guidelines for their inclusion in standards”

2017年秋の大会

標準委員会セッション　原子力安全検討会［日本地震工学会共催］

地震安全基本原則の必要性とその概要
Significance and Overview of Basic Safety Principles
on Earthquake Engineering for Nuclear Power Plants

（2）地震安全基本原則案の概要

(2) Overview of Basic Safety Principles on Earthquake Engineering for NPP

*高田 孝[1]，高田 毅士[2]，成宮 祥介[3]，神谷 昌伸[4]，神保 雅一[5]，牟田 仁[6]，林 健太郎[3]
[1]原子力機構，[2]東京大学，[3]関西電力，[4]日本原子力発電，[5]東芝，[6]東京都市大学

1. 地震安全基本原則案の概要

地震安全基本原則案では、以下に示すように大きく二つの構成に分かれている。

I. 基本原則
- 1　地震安全の目的
- 2　地震安全の対象
- 3　地震安全における基本的考え方
- 4　地震安全への対処の考え方
- 5　地震安全における緊急時の住民避難

II. 実践に向けたアプローチ
- 6　地震安全のための要求性能
- 7　地震安全のプラントへの実践
- 8　地震安全における緊急時の住民避難に対するアプローチ

また、原則を理解する上で重要となる用語や、本文中で使われ共通的に認識すべき用語の説明が加えられている。地震安全基本原則の検討では、原子力学会にて検討された原子力安全の目的と基本原則[1]をベースとし、地震安全において特筆すべき事項を議論した上で具体的な実践に向けたアプローチを検討した。

本セッションの「(1) 地震安全基本原則の目的と範囲」において基本原則の 1 および 2 について述べられており、ここでは基本原則としての 3～5 についてその概要ならびに論点を示す。本基本原則のもう一つの骨子である「実践に向けたアプローチ」については、次報「(3) 実務への適用性の検討」として 6 および 7 についてその検討内容を示す。

2. 地震安全における基本的考え方

ここでは安全確保の基本的考え方と要求性能との関係性について議論されている。地震安全においても安全確保のための具体的な目標（安全目標）が必須となる。本来、安全目標は「人命に加え、社会リスクの観点も考慮に入れて対象のシステムの稼働・不稼働がもたらす人・社会・環境への多様なリスクを勘案して決定すべきものであり」[2]、社会的な役割（便益）がなければシステムを構築する必要性はない。本原則において、このシステムがもたらす社会的な役割（便益）を「供用性(serviceability)」と定義し、原子力発電所システムの安全設計は、供用性の確保を目的とし、必要な安全確保の要求性能を満たすべきものとした。供用性は地震安全に特化したものではなく、システム設計における普遍的な目的であるが、地震安全の確保に関する要求性能において設計の果たす役割は大きく、このため本基本原則において供用性に係る要求についても併せて記載することとした。なお安全確保においては、常に最新知見を反映した継続的な向上とそれを強固に浸透させる安全文化の醸成が重要である。

---

*Takashi Takata[1], Tsuyoshi Takada[2], Yoshiyuki Narumiya[3], Masanobu Kamiya[4], Masakazu Jinbo[5], Hitoshi Muta[6], and Kentaro Hayashi[3]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]The Univ. of Tokyo, [3]The Kansai Electric Power Co. ,Inc., [4]The Japan Atomic Power Company, [5]Toshiba Corporation, [6]Tokyo City Univ.

3. 地震安全への対処の考え方

地震安全への対処の考え方としては、実現するための手段（効果的なマネジメントシステム）、継続的安全性向上、深層防護概念の適用およびリスクマネジメントについて記載されている。地震時においては、想定を超える異常事象に対し、サイト内外の現状を勘案して運転員が柔軟に適切な回復操作（レジリエンスエンジニアリング）の実施を強要するマネジメントシステムの構築が重要となること、また共通要因故障が内的事象の順序と同一とは限らないため、深層防護概念におけるレベル（階層）分けや深層防護を実現させる手段は必ずしも内的事象と同一である必要はないことが議論された。

リスクマネジメントは総合的なリスク情報をもとに判断される。確率論的リスク評価（PRA）は、深層防護の有効性を判断するための有効な手法であるが、特に地震 PRA においては不確かさを含めた評価範囲の限界について十分留意し、何らかの補完的方法と統合して判断する必要があることが議論された。補完方法としては、決定論的評価や国内外の良好事例などが挙げられた。

地震安全における深層防護概念の実装は、基本原則の実践に向けたアプローチとして重要となる。従来の考え方では個々の設備単体でそれぞれの防護レベルに応じた設計が行われているが、本来総合的に安全性を確保することが肝要となる。特に地震安全においては、柔軟な対応により、設備集合（システム）としての安全性確保が有効となる。そこで「6.　地震安全のための要求性能」として深層防護の防護レベルに対し、設備単体で対応を実現するもの、設備集合として対応を実現するレベル、それを超えた状態に対し避難を含む防災で対応するレベルを想定し、具体的なプラントへの実践を検討した。これらについては次報で示す。

4. 地震安全における緊急時の住民避難

深層防護における最後のレベルとなる緊急時の住民避難は、他のレベルと切り離して考えるものではなく、一連の流れとして検討されるべきである。地震時においては、複合災害（サイト外における地震災害＋原子力災害）となり得るため、広域な地震被害を考慮した住民避難の準備が重要となる。本原則では「8. 地震安全における緊急時の住民避難に対するアプローチ」において具体的に考慮すべき項目を摘出した。

また、原子力発電所のインフラは一般構造物と比べて高い耐震性を有している。従って、原子力発電所のインフラを地域の地震防災に活用するなどにより、地震および地震随伴事象により原子力発電所の異常事態に至らない場合でも地域防災に寄与することが可能である。このような、緊急時における住民避難を確実にする能力を維持し、人の生命や健康に対するいかなる影響も緩和できるシームレスな連携についても議論がなされた。

参考文献

[1] 日本原子力学会, “原子力安全の基本的考え方について 第 I 編 原子力安全の目的と基本原則”, AESJ-SC-TR005:2012
[2] 日本学術会議, “工学システムに対する社会の安全目標”, 2014.

2017年秋の大会

標準委員会セッション　原子力安全検討会［日本地震工学会共催］

地震安全原則の必要性とその概要
Significance and Overview of Basic Safety Principles
on Earthquake Engineering for Nuclear Power Plants

（3）実務への適用性の検討

(3) Consideration on Practical Application

*藤本 滋[1]，高田 毅士[2]，成宮 祥介[3]，飯島 唯司[4]，伊神 和忠[5]，梅木 芳人[6]，大鳥 靖樹[7]，
田村 伊知郎[8]，樋口 智一[9]，美原 義徳[10]
[1]神奈川大学，[2]東京大学，[3]関西電力，[4]日立 GE，[5]三菱重工業，[6]電力中央研究所，[7]東京都市大学，
[8]中国電力，[9]東芝，[10]鹿島建設

1. はじめに

地震工学会「地震安全基本原則研究委員会」では、深層防護とリスクの概念を基本においた原子力発電所の地震時の安全性確保の基本原則を提言すべく検討を行っている。本研究員会の傘下にて、WG1 では地震時安全性確保のための基本原則の策定することを目指している。WG2 では、この地震基本原則を原子力発電所の土木構築物、建築物や発電設備システムなどの耐震設計や設計外事象対応へ適用するための具体的な設計手法を提案することを検討している。WG3 では、地震安全性確保のための地震ハザード設定の考え方をまとめている。

本稿では、WG2 にて議論を行っている「WG1 で検討されている地震安全基本原則」を原子力発電所の耐震設計や設備集合（システム）の安全性確保のための設計に適用する方法について検討状況を報告する。まず、深層防護の考え方を耐震設計に適用し、地震に起因する事象と深層防護レベルの対応の考え方を整理した。さらに、設備集合（システム）の信頼性に着目してこれをリスクの概念を用いて評価することとし、従来の単体の耐震設計と地震安全評価（PRA 等）による設備集合（システム）の設計・評価を組み合わせた耐震設計体系を提案した。

2. 地震安全原則の耐震設計への適用の考え方

2-1. 深層防護の耐震設計への応用

地震安全原則の実プラント設計への適用における具体的なアプローチとして、深層防護レベルと地震時のプラント状況の関係について、内的事象の場合の深層防護レベルの考え方を参考に新規制基準での要求事項を踏まえ整理した。

地震による設備の損傷や機能喪失は、内的事象で想定している共通要因故障の考え方と同一とは限らず、同じ思想で設計されている設備であれば複数設備が同時に損傷する可能性があるなど、内的事象の場合と地震の場合では想定すべき事象が異なる。しかしながら、深層防護の各レベルの目的や位置づけは内的事象と地震を含む外的事象とは同じと考えてもよい。そこで、従来の耐震設計の考え方（地震トリップ、耐震重要度など）に基づいて地震時の設備損傷状況を想定して内的事象の場合と対応するように整理することにより、地震事象に対する深層防護レベルの考え方およびレベル間の境界を整理した。整理結果を表 2.1 に示す。なお、表中のレベル間の境界には、内的事象に対応する境界事象の表記も追記した。この境界事象の考え方については議論継続中である。

---

*Shigeru Fujimoto[1], Tsuyoshi Takada[2], Yoshiyuki Narumiya[3], Tadashi Iijima[4], Kazutada Ikami[5], Yoshito Umeki[6], Yasuki Otori[7], Ichro Tmura[8], Tomokazu Higuchi[9] and Yoshinori Mihara[10].

[1]Kanagawa Univ., [2]The Univ. of Tokyo, [3]The Kansai Electric Power Co., Inc. , [4]Hitachi GE Nuclear energy, Ltd., [4]Mitsubishi Heavy Industries, [6]Central Research Institute of Electric Power Industry, [7]Tokyo City Univ., [8]Chugoku Electric Power Co., Inc., Ltd., [9]Toshiba Corporation, [10]Kajima Corporation.

表 2.1 外部事象（地震）の深層防護の考え方

深層防護レベル	地震の場合			
	目的	考え方	対応策:例	レベル間の境界
レベル1	プラント設備の破損防止	地震に対して通常運転の継続	・常用系設備の耐震設計	
				地震が起因による原子炉トリップ（内的事象：原子炉トリップ）
レベル2	地震の検知及びプラント設備の破損防止	地震に対して安全停止に移行 → 地震後、通常運転への復帰	・原子炉トリップ発信 → 地震トリップ、外部電源喪失など ・常用系設備の耐震設計	
				通常運転に必要な設備が壊れない地震動（内的事象：通常運転への復帰不可）
レベル3	設計基準地震動内の制御(安全系設備の破損防止)	地震に対して安全停止に移行 炉心冷却形状の維持。放射性物質の閉じ込め機能の維持。	・安全系設備の耐震設計（耐震Sクラス）	
				安全系設備の損傷（内的事象：著しい炉心損傷）
レベル4	放射性物質の大規模放出の防止	炉心冷却形状の維持 もしくは、 放射性物質の閉じ込め機能の維持(溶融炉心の冷却維持)	・安全系設備の耐震設計 ・重大事故等対処施設 → 炉心注入機能、CV 減圧機能等の可搬設備他	
				閉じ込め機能の喪失（内的事象：大規模放出含む）
レベル5	放射性物質の大規模な放出による放射線影響の緩和	大規模放出に対して、一般公衆への影響緩和	・避難計画	

2-2. 深層防護に基づく耐震安全性の概念

深層防護に基づく耐震安全性の概念を図 2.1 に示す。この図は、深層防護レベルごとに設備個々のフラジリティ曲線および設備集合（システム）のフラジリティ曲線を示したものである。また、設備集合のフラジリティ曲線と地震ハザード曲線を用いた確率論的地震安全評価により、異常な過渡変化、著しい炉心損傷、格納容器損傷および大規模放出の年発生確率を評価することができる。

個々の設備は、設計に用いた地震の強度に応じた信頼性を有しており、図 2.1 では供用性検討用地震と深層防護レベル１、２に該当する設備のフラジリティ曲線、安全性検討用地震と深層防護レベル３、４に該当する設備のフラジリティ曲線が対応する。地震に対する設備の信頼性は、設計において想定した地震動強度を境界にこれを超えるか否かで機能維持の可否が不連続に変化するものではなく、図 2.1 に示すフラジリティ曲線のように地震動強度に対して徐々に変化するものである。

設備集合のフラジリティ曲線は、当該レベルの深層防護の機能を喪失する事象（異常な過渡変化、著しい炉心損傷、格納容器損傷および大規模放出）の発生確率を表すものであり、設備構成に応じて個々の設備のフラジリティ曲線を並列・直列に合成することにより計算される。同一の機能を有する複数の設備が並列に構成され、多重性・多様性を考慮することができる設備集合の場合、地震により個々の設備が損傷したとしても必ずしも設備集合の機能を喪失しないため、設備集合のフラジリティ曲線は個々の設備のフラジリティ曲線よりも図において右側の信頼性の高い領域に位置する。また、図 2.1 では後段の深層防護レベルほど設備集合のフラジリティ曲線が右側に位置するが、これは前段のレベルの事象が発生した上で後段のレベルに該当する設備の機能も喪失した際に後段レベルの事象が発生するためである。

原子炉施設の耐震安全性は、深層防護レベルに応じて設備集合が地震に対して必要な信頼性を有することであると言える。このような深層防護に基づく耐震安全性の考え方を適用して、設備単体の設計に加えて設備集合の信頼性をリスクの概念に基づき評価する地震安全評価（PRA 等）を取り入れた耐震設計手順を検討した。

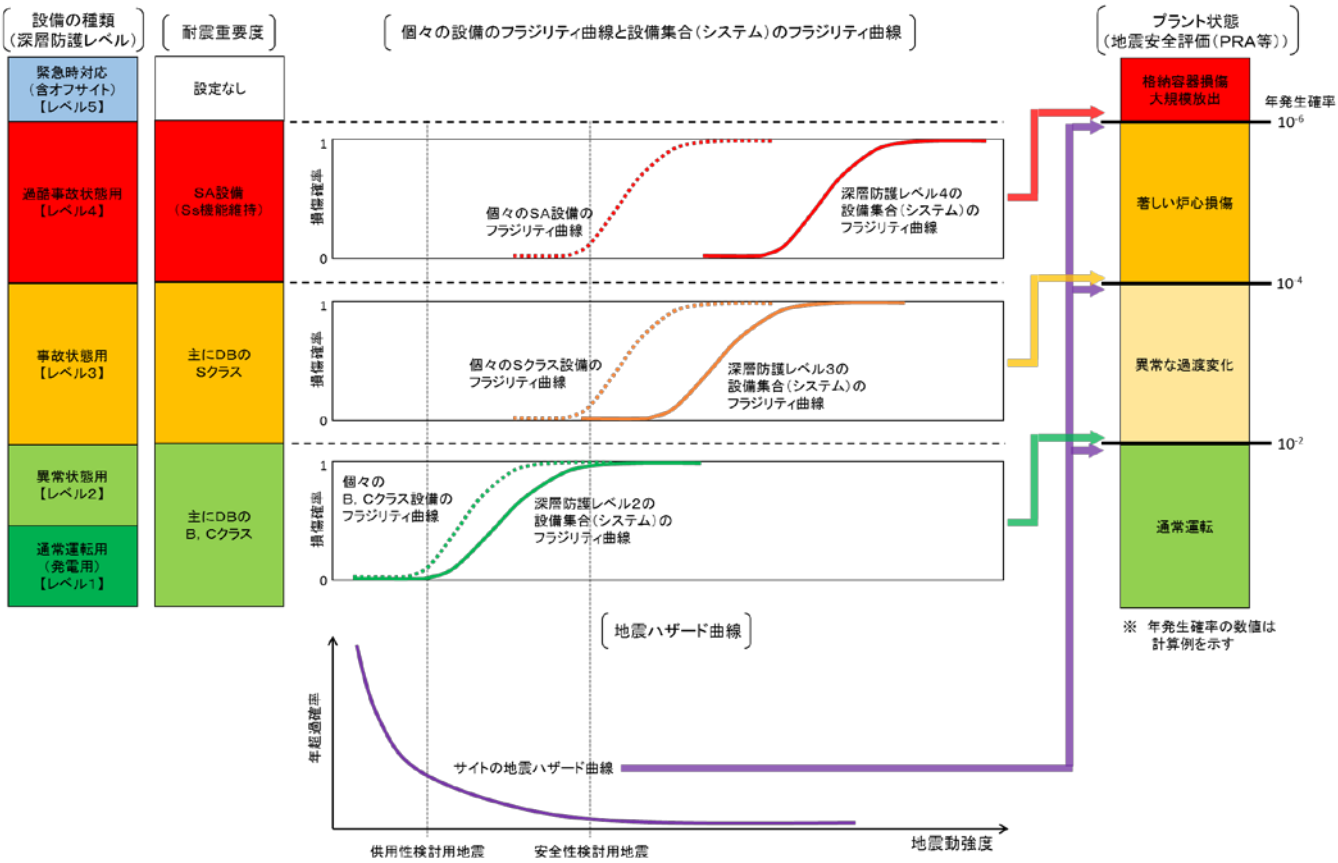


図 2.1 深層防護に基づく耐震安全性の概念

2-3. 地震安全原則に基づいた耐震設計体系

2011 年東北地方・太平洋沖地震などを契機に、設計の想定を超える地震動をも考慮した耐震設計のあり方が求められて来ている。現行の耐震設計においては、設備単体としての設計を重視し、設備集合（システム）の信頼性に着目した評価には重きをおいて来なかった。そこで本検討では、地震深層防護に基づく耐震安全性の考え方を踏まえて、リスクの概念を考慮した設備集合（システム）の設計・安全性評価手法を取り入れ、「原子力発電所の地震時の性能確保のための設計体系（案）」（図 2.2）を作成した。

設備単体の設計においては、確率論的地震ハザード評価に基づき要求性能に応じた地震（供用性検討用地震、安全性検討用地震）を設定して地震力を算出し、要求性能に応じた許容値を満足するよう設計する。

深層防護レベル３、４に該当する設備については、設備集合（システム）としても設計・評価を行うこととし、フラジリティ評価、事故シーケンス評価およびシステム目標に照らした判定から成る地震安全評価（ＰＲＡ等）を行う。システムの再検討が必要な場合は、機能強化、多重性・多様性を考慮した緩和系設備の組合せ、運用面での対策等のシステム最適化を検討することで、設備集合としてシステム目標を満足するよう設計する。なお、システム最適化の検討には、地震安全評価（PRA 等）の結果に基づき設備単体設計における許容値を変更するなど、設備単体設計の最適化も含まれる。

本設計体系を適用することにより、設備単体設計で想定した地震よりも発生頻度が小さく規模の大きい地震に対しても原子炉施設の耐震安全性を担保でき、かつ合理的な設計を行うことができるようになると考える。ただし、現状では確率論的地震ハザードと決定論的地震動との関係性は必ずしも明確にされていないため、今後の課題として WG3 での議論を踏まえながら検討を続けて行く予定である。

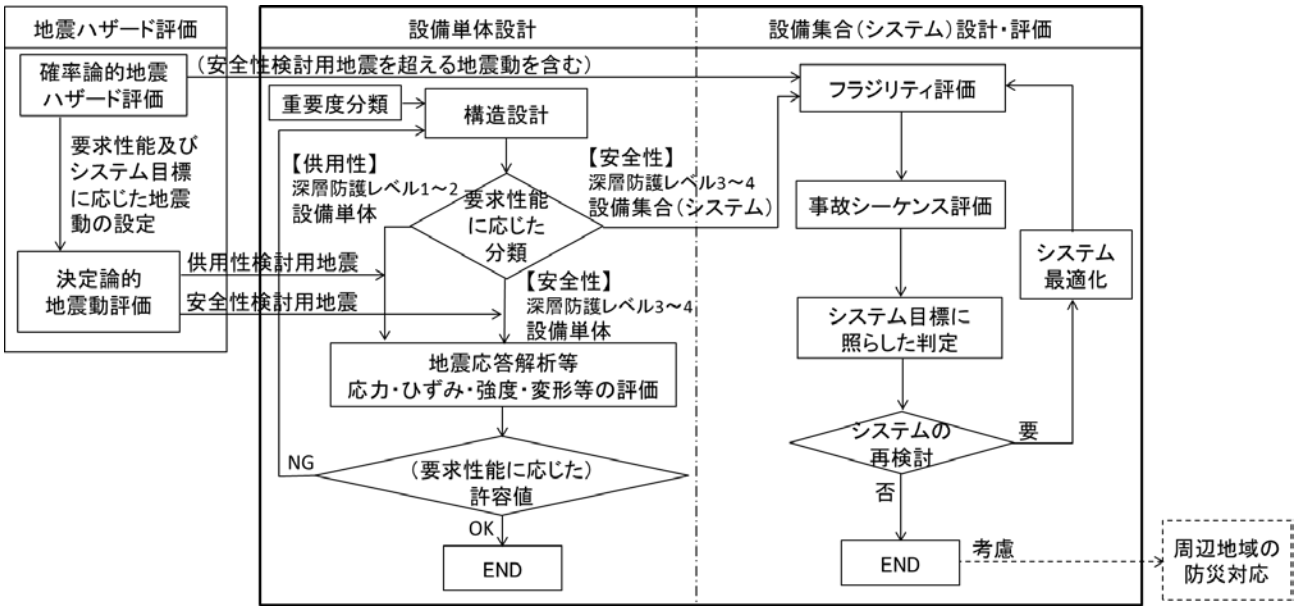


図 2.2 原子力発電所の地震時の性能確保のための設計体系（案）

3. おわりに

地震安全基本原則に基づいて、従来の設備単体の耐震設計とリスク概念を考慮して設備集合（システム）の信頼性を評価する地震安全評価（PRA 等）を組み合わせて最適な設備集合（システム）の設計を行う耐震設計体系について検討を行って来たが、この耐震設計体系の実際の原子力発電所の建物、構築物、機器・配管系やそれらの集合である設備集合（システム）への適用性についての検証は未だ行われていない。このため、今後は、耐震安全上、重要と思われる設備集合（システム）について具体的な適用検討を行い、提案した耐震設計体系の妥当性を評価して行く予定である。

Planning Lecture | Board and Committee | Standards Committee 3 -Nuclear Safety Evaluation Committee

[2C_PL] Significance and Overview of Basic Safety Principles on Earthquake Engineering for Nuclear Power Plants

Chair: Tsuyoshi Takada (Univ. of Tokyo)

Thu. Sep 14, 2017 1:00 PM - 2:30 PM Room C (Open Hall - B1 Block)

[2C_PL04]Comprehensive Discussion

*Tsuyoshi Takada[1] (1. Univ. of Tokyo)

2016年4月に、日本地震工学会は、原子力発電所を対象にリスクと深層防護の概念に基づく地震安全確保の基本原則の構築とその実践例をまとめた報告書の発行を目的として、「原子力発電所の地震安全の基本原則に関わる研究委員会」を設置した。原子力学会標準委員会では、原子力安全検討会傘下に地震安全基本原則分科会を設け、本研究委員会と協働する形で検討を進めている。

本セッションでは、地震安全基本原則の目的と範囲、原則案の概要、及び耐震設計実務への適用性の検討に関して議論の様を紹介し、地震安全基本原則に反映すべき課題も含めた、参加者との意見交換を行う。

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 14, 2017 2:45 PM - 4:25 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 5:45 AM - 7:25 AM UTC | Room C Open Hall - B1 Block

[2C11-16] PRA 3

Chair:Sunghyon Jang (Univ. of Tokyo)

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

[2C11] Development of Internal Flood Level 1 PRA Model for Light Water Reactor

*Tamio Koriyama[1], Kotaro Sakata[1], Yoshikane Hamaguchi[1], Tomomichi Itoh[1] (1. S/NRA/R)

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

[2C12] The Progress of PRA for SHIKA NPS unit2

(2)PRA evaluation results of SHIKA NPS unit2 during shutdown state(Level1)

*Shinichi Hamatani[1,2], Mutsuhiro Nakada[1], Toshihiro Aida[1], Daisuke Suimon[1], Keigo Morita[1], Takayuki Negishi[2], Atsuo Ikeda[2], Junya Masuko[2] (1. Hokuriku Electric Power Co., 2. Nuclear Engineering and Services Co.)

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

[2C13] KK-6,7 project Internal Event Operating Level 1 PRA Model Sophistication Progress Report

(1)Project summary

*ryota tomiyasu[1], chikahiro sato[1], hiroshi abe[1], masanori takeuchi[2], toshinobu kita[2], yoshihiro ooyama[2] (1. TEPCO SYSTEMS CORPORATION, 2. Tokyo Electric Power Company Holdings,Inc.)

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

[2C14] KK-6,7 project Internal Event Operating Level 1 PRA Model Sophistication Progress Report

(2)Identification Initiating Event and Estimation of Frequency

*Keisuke Maeda[1], Ryouta Tomiyasu[1], Natsuki Shiraishi[1], Chikahiro Sato[1], Hiroshi Abe[1], Masanori Takeuchi[2], Toshinobu Kita[2], Yoshihiro Ooyama[2] (1. TEPSYS, 2. TEPCO HD)

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

[2C15] KK-6,7 project Internal Event Operating Level 1 PRA Model Sophistication Progress Report

(3)Analysis of Accident Sequence

*Shohei Yamagishi[1], Shunsuke Tanno[1], Teruyoshi Sato[1], Chikahiro Sato[1], Hiroshi Abe[1], Masanori Takeuchi[2], Toshinobu Kita[2], Yoshihiro Ooyama[2] (1. TEPSYS, 2. TEPCO)

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

[2C16] KK-6,7 project Internal Event Operating Level 1 PRA Model Sophistication Progress Report

(4)Evaluation of Interinfluence between Adjacent Units

*Shuhei Matsunaka[1], Hiroshi Abe[1], Manabu Watanabe[2], Yoshihiro Oyama[2] (1. TEPCO SYSTEMS, 2. TEPCO)

4:15 PM - 4:25 PM JST | 7:15 AM - 7:25 AM UTC

Time reserved for Chair

軽水炉を対象にした内部溢水レベル 1 PRA モデルの整備

Development of Internal Flood Level 1 PRA Model for Light Water Reactor

*郡山 民男[1]，坂田 光太郎[1]，濱口 義兼[1]，伊東 智道[1]

[1]原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

4 ループ PWR 及び ABWR を対象に内部溢水レベル 1PRA 手法を検討した。この結果、内部溢水により炉心損傷に至る評価手法を精緻にするとともに、前者は 2 次系配管等、後者は制御建屋の消火系等を溢水源とするシナリオの炉心損傷頻度の割合が大きいことが分かった。

キーワード：PRA、溢水シナリオ、イベントツリー、フォールトツリー、炉心損傷頻度

1. 緒言

実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイドでは、実施手法の成熟状況に応じ、PRA の対象事象を段階的に拡張していくものとし、今後、検討していく事象として内部溢水 PRA が例示されている。原子力規制庁長官官房技術基盤グループでは、4 ループ PWR[1]及び ABWR を対象に没水及び被水を考慮した内部溢水レベル 1PRA モデルの整備を進めており、知見の蓄積のため、炉心損傷頻度を算出した。

2. 内部溢水シナリオの設定及び事故シーケンスの定量化

4 ループ PWR と同様[1]、ABWR について溢水区画の同定、溢水源の抽出、溢水伝播経路の同定及び溢水影響を受ける系統・機器の抽出を実施し、内部溢水シナリオを設定した。なお、ABWR では溢水伝播経路の同定の際に、感度解析の一環として区画底面から隣接区画底面へ伝播する溢水の分析を加味した。同シナリオに対し、NUCIA[2]の溢水事象データのベイズ更新による発生頻度、イベントツリー及びフォールトツリーを適用した定量化により炉心損傷頻度に占める割合の大きい主要な内部溢水シナリオを得た。

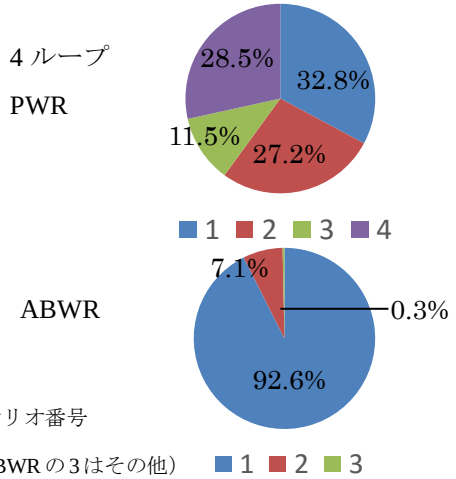
3. 結論

主要な内部溢水シナリオの溢水源と溢水によって発生する起因事象を溢水源と起因事象の表に、シナリオ別炉心損傷頻度の割合を炉心損傷頻度占有割合図に示す。起因事象を引き起こし、かつ安全系機器を幅広くサポートする電気系統等の故障を招く溢水源、すなわち、4 ループ PWR においては補助蒸気供給配管、原子炉補機冷却海水系配管等、ABWR においては制御建屋の消火系等を溢水源とする溢水シナリオが炉心損傷頻度の大きな割合を占めた。特に、前者の補助蒸気供給配管からの溢水は原子炉トリップ遮断器に影響を与えトリップに失敗する、後者の制御建屋の消火系からの溢水は供給量が大きくかつ機器が短時間で没水の影響を受けることから最大の割合を占めた。今後、これらの検討結果に基づいて内部溢水シナリオの分析を行い、溢水に伴う蒸気の影響も考慮したより詳細な内部溢水レベル 1PRA モデルの整備を進める。

溢水源と起因事象の表

プラント	シナリオ	溢水源	溢水により発生する起因事象
4 ループ PWR	1	補助蒸気供給配管	過渡事象
	2	原子炉補機冷却海水系配管	
	3	補助給水系配管	手動停止
ABWR	1	制御建屋消火系	過渡事象、非常用母線機能喪失（安全系機器への影響大）
	2	原子炉補機冷却水系	

炉心損傷頻度占有割合図



参考文献

[1] 郡山 民男ほか，「内部溢水レベル 1 PRA モデル整備」，F33，日本原子力学会 2015 年秋の大会，2015/9/9-11

[2] 原子力施設情報公開ライブラリー（http://www.nucia.jp/、原子力安全推進協会運営）

*Tamio Koriyama[1], Kotaro Sakata[1], Yoshikane Hamaguchi[1] and Tomomichi Itoh[1]

[1]Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority

志賀原子力発電所２号機における PRA モデル整備の取り組みについて （2）重大事故等対処設備等を考慮した停止時レベル 1PRA の評価結果

The Progress of PRA for SHIKA NPS unit2

(2) PRA evaluation results of SHIKA NPS unit2 during shutdown state(Level1)

*浜谷 眞一[1,2]，中田 睦洋[1]，四十田 俊裕[1]，水門 大輔[1]，森田 圭吾[1]，根岸 孝行[2]，池田 敦生[2]，増子 順也[2]

[1]北陸電力（株），[2]原電エンジニアリング（株）

本稿では、福島第一原子力発電所の事故を踏まえて各種安全対策を講じた志賀原子力発電所２号機（以下、志賀２号機）の安全対策実施前後のプラント状態での内的事象停止時レベル 1PRA（以下、停止時レベル 1PRA）の評価結果を示す。また、志賀２号機における各種安全対策のリスク低減効果、及び今後の PRA の課題について考察する。

キーワード: 確率論的リスク評価（PRA）、停止時レベル 1PRA、炉心損傷頻度（CDF）、プラント状態（POS）、改良型沸騰水型軽水炉（ABWR）

1. 緒言

北陸電力では、自主的安全性向上の一環として PRA モデル整備の自営化を段階的に進めている。志賀２号機（ABWR）では、これまで福島第一原子力発電所の事故を踏まえ、重大事故等対処設備の設置等、様々な安全対策に取り組んできていることから、定量的にリスク低減効果を確認するため、各種安全対策（以下、SA/AM 策）を考慮した停止時レベル 1PRA のモデル整備を実施した。本稿では、前報[1]で報告済みの出力運転時レベル 1PRA の評価結果に引き続き，新たに整備した停止時レベル 1PRA の評価結果を報告する。

2. PRA の対象としたプラント状態

本評価では、志賀２号機の停止時レベル 1PRA を評価対象とする。定期検査工程については、実績をベースに仮想の工程を設定した。なお、ケース１は SA／AM 策を考慮しないモデル（SA／AM 剥ぎ取り）とし、ケース２は SA／AM 策を考慮したモデル（SA／AM 考慮）とする。

3. 評価結果

ケース１とケース２の停止時レベル１PRA の評価結果を図１に示す。定期検査あたりの炉心損傷頻度（CDF）では、ケース１の 1.0×10^{-5}［／定期検査］に対し、ケース２は 2.9×10^{-10}［／定期検査］となった。この結果から、定期検査あたりの CDF はケース１からケース２で約 5 桁低減しており、SA／AM 策によって、停止時レベル 1PRA の炉心損傷リスクが低減されていることが確認できた。

POS 別の CDF 評価結果では、ケース１の定期検査あたりの CDF の中で、POS-B1、B2 及び B3 の CDF の占める割合が大きい結果となっているが、ケース２においては何れの POS も CDF が約 7 桁低減しており、定期検査あたりの CDF に占める割合も低減する結果となった。これは、ケース１の CDF においてドミナントとなっていた「外部電源喪失＋非常用 D/G 機能喪失」に対し、ケース２では電源供給手段の多様化などの SA／AM 策をモデル化した効果によるものである。

なお、北陸電力では、今後も、自主的安全性向上に向けて自営化による PRA モデル整備の範囲を拡大しており PRA を活用した志賀２号機の更なるリスク低減の検討や発電所内でのリスク情報活用を進める計画である。

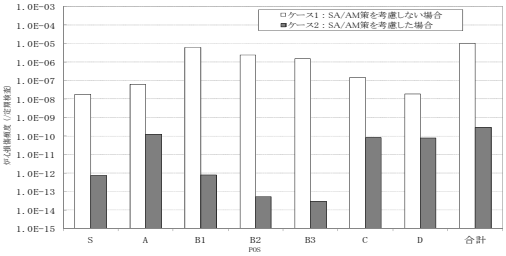


図１　POS 別における炉心損傷頻度の評価結果

参考文献　［1］杉原一洋他，日本原子力学会　2017 年春の年会　3M16

* Shinichi Hamatani[1,2], Mutsuhiro Nakada[1], Toshihiro Aida[1], Daisuke Suimon[1], Keigo Morita[1], Takayuki Negishi[2], Atsuo Ikeda[2], and Junya Masuko[2]

[1]Hokuriku Electric Power Co., [2]Nuclear Engineering and Services Co.

柏崎刈羽 6,7 号機 内的事象運転時レベル 1PRA モデル高度化の検討状況 （1）プロジェクト概要

KK-6,7 project Internal Event Operating Level 1 PRA Model Sophistication Progress Report

(1) Project summary

*富安 亮太[1]，佐藤 親宏[1]，阿部 博[1]，竹内 雅憲[2]，喜多 利亘[2]，大山 嘉博[2]

[1](株)テプコシステムズ，[2]東京電力ホールディングス(株)

国内における現状の PRA モデルは，そのモデルの詳細さについて米国との間にギャップがあることが確認されており，米国とのギャップを踏まえたモデルの高度化について検討した。

キーワード：PRA，レベル 1，高度化

1. 緒言

これまで国内で実施されてきた確率論的リスク評価（PRA）モデルは，米国の PRA モデルと比べてギャップがあるとの議論があった。そこで，国内 BWR プラントの代表プラントとして柏崎刈羽 7 号機を選定し，全 PRA モデルのベースとなる内的事象運転時レベル 1PRA のモデルについて米国のモデル化手法と比較・検討し，モデルを高度化している。PRA モデルの高度化は Phase Ⅰ と Phase Ⅱ の 2 段階で実施する計画であり，Phase Ⅰ では課題抽出・対応検討を行うためのパイロット評価を行い，Phase Ⅱ では短期間では対応できない Phase Ⅰ からの課題への対応や詳細モデル化，さらに海外のエキスパートによる意見を取り入れモデルを最終化していく予定である。本稿では Phase Ⅰ の検討状況について報告する。

2. 米国モデルとのギャップに対する主な検討事項

モデルを高度化するにあたり，表 1 に示す要素毎に分けて検討を行っている。米国モデルとのギャップに対する主な検討事項の例として起因事象の選定，事故シーケンスの分析，システム信頼性解析，人間信頼性解析の概要を示す。起因事象の選定については，プラントの特徴の分析をこれまでよりも詳細化して起因事象を抽出したことで，起因事象数が増加する結果となり，特に LOCA やサポート系喪失の起因事象が増加した。事故シーケンスの分析については，圧力抑制機能や格納容器先行破損後注水の検討，終状態の細分化などについて検討し，イベントツリーを見直すことにより，より現実的なプラント挙動に応じたモデルを構築した。システム信頼性解析については，国内学会標準（2013）に従ったモデル化対象機器の故障モードの抽出を行った。人間信頼性解析については，従来は THERP 手法を用いていたが，EPRI HRA Calculator の体系に移行し，従来よりも多くの PSF（Performance Shaping Factors）の考慮，手順の合図の時間，応答時間及び時間余裕を考慮したうえで，人的過誤確率（HEP）の更新を行った。

表 1 内的事象運転時レベル 1PRA のモデルの主な構成

ID	要素
IE	起因事象の選定及び発生頻度の評価
SC	成功基準の設定
AS	事故シーケンスの分析
SY	システム信頼性解析
HR	人間信頼性解析
DA	パラメータの作成
QU	事故シーケンスの定量化

3. 今後の予定

米国とのギャップを踏まえた PRA モデルの比較・検討を行うことにより，PRA モデルの高度化を進めている。Phase Ⅰ の成果については海外のエキスパートによるレビューを受けているところであり，Phase Ⅱ では海外エキスパートの意見を分析し，モデルに反映していくとともに，現在，産業界で取り組んでいる国内実績に基づいた PRA 用パラメータの反映などに取り組んでいく。

*Ryota Tomiyasu[1], Chikahiro Sato[1], Hiroshi Abe[1], Masanori Takeuchi[2], Toshinobu Kita[2] and Yoshihiro Ooyama[2]

[1]Tepco Systems Corporation, [2]Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.

柏崎刈羽 6,7 号機 内的事象運転時レベル 1PRA モデル高度化の検討状況 （2）起因事象の選定及び発生頻度の評価

KK-6,7 project Internal Event Operating Level 1 PRA Model Sophistication Progress Report
(2) Identification Initiating Event and Estimation of Frequency

*前田 佳祐[1]，富安 亮太[1]，白石 夏樹[1]，佐藤 親宏[1]，阿部 博[1]，
竹内 雅憲[2]，喜多 利亘[2]，大山 嘉博[2]
[1](株)テプコシステムズ，[2]東京電力ホールディングス(株)

起因事象の選定では，格納容器内 LOCA を配管破断箇所等に応じて細分化し，格納容器外 LOCA のモデル化範囲を拡大する等の高度化を図った。発生頻度の評価では，サポート系喪失の起因事象についてフォールトツリー解析で評価した。

キーワード：PRA，**レベル** 1，**起因事象**，LOCA，**フォールトツリー解析**

1. 評価概要　文献調査, 国内トラブル事例の調査, 前兆事象を含む個別プラントの実績調査, FMEA, LOCA の分析等を通じて，起因事象を選定し，各起因事象の発生頻度を評価した。

起因事象の選定では，格納容器内 LOCA について従来の配管破断規模（大中小）だけでなく破断箇所を明確にして各々の事故シナリオを展開し，さらに流出する冷却材の相に応じて細分化してモデルの精度を向上させた（表 1）。また，格納容器外 LOCA は従来評価していた ISLOCA に加えて高エネルギー配管破断（HELB）の影響も評価し，起因事象として選定した。発生頻度の評価では，サポート系喪失の起因事象について，従来の統計評価による推定ではなく EPRI のガイドライン[1]を参考にフォールトツリー解析を実施し，柏崎刈羽 6,7 号機の系統特性をモデルに反映した。

2. 評価結果　従来は大，中，小の 3 分類であった格納容器内 LOCA は 20 以上の起因事象に細分化し, 各々の LOCA に対して異なる事故シナリオを展開した。格納容器外 LOCA に追加した HELB については，分析対象範囲同定のための定性的な一次スクリーニング評価，発生頻度の概算による定量的な二次スクリーニング評価によって緩和系への影響を配管破断箇所ごとに評価し，主蒸気配管破断等の複数の HELB 事象を選定し，発生頻度を評価した。

表 1　中 LOCA の起因事象細分化の例

高度化前	高度化後
中 LOCA	給水系(A)配管における中 LOCA（気相）
	給水系(B)配管における中 LOCA（気相）
	高圧注水系(B)配管における中 LOCA（気相）
	高圧注水系(C)配管における中 LOCA（気相）
	低圧注水系(B)配管における中 LOCA（気相）
	低圧注水系(C)配管における中 LOCA（気相）
	その他配管における中 LOCA（気相）
	中 LOCA（液相）

フォールトツリーで解析したサポート系喪失の発生頻度は，冗長化された機器の共通原因故障（CCF）が支配的な場合があり，統計で評価した従来の発生頻度より高くなる傾向が見られた。

3. 課題　起因事象の細分化や発生頻度評価手法の見直しによって起因事象分析の高度化を図ることができた。一方，格納容器外 LOCA の影響評価における周辺機器への空間的影響の評価手法，起因事象発生頻度用のフォールトツリー解析に用いる CCF パラメータや機器の平均修復時間の設定等，高度化によって新たな課題が抽出されており，今後，これらの課題に取り組んでいく。

参考文献

[1] EPRI 1016741, “Support System Initiating Events Identification and Quantification Guideline”, EPRI, December 2008.

*Keisuke Maeda[1], Ryouta Tomiyasu[1], Natsuki Shiraishi, Chikahiro Sato[1], Hiroshi Abe[1], Masanori Takeuchi[2], Toshinobu Kita[2] and Yoshihiro Ooyama[2]

[1]Tepco Systems Corporation, [2]Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.

柏崎刈羽 6,7 号機 内的事象運転時レベル 1PRA モデル高度化の検討状況 （3）事故シーケンスの分析

KK-6,7 project Internal Event Operating Level 1 PRA Model Sophistication Progress Report
(3) Analysis of Accident Sequence

*山岸 昇平[1]，丹野俊祐[1]，佐藤 輝和[1]，佐藤 親宏[1]，阿部 博[1]，
竹内 雅憲[2]，喜多 利亘[2]，大山 嘉博[2]
[1]（株）テプコシステムズ，[2]東京電力ホールディングス（株）

事故シーケンスの分析では，米国とのギャップを踏まえ，圧力抑制機能喪失時や格納容器先行破損時の事故シーケンスの展開やイベントツリー終状態の細分化等を検討した。

キーワード：PRA，レベル 1，事故シーケンス，イベントツリー解析

1. 緒言

米国のプロセスを導入すること等によりイベントツリーの高度化を実施した。これまでの国内のイベントツリーの構築プロセスを米国と比べた結果，事故進展中の格納容器応答や運転員操作の取り込みについてギャップがあった。また，レベル 1PRA とレベル 2PRA のインターフェイスとなるイベントツリーの終状態，すなわち炉心損傷クラスについても米国とのギャップがあった。そのため，本稿では，圧力抑制機能喪失時や格納容器先行破損時の事故シーケンス並びに終状態の細分化について報告する。

2. 圧力抑制機能喪失時の事故シーケンス

米国のプラクティスでは，格納容器内 LOCA 時の格納容器真空破壊弁の故障等により，圧力抑制機能が喪失する事故シーケンスが考慮されている。従来モデルの事故シーケンスでは，圧力抑制機能が喪失した場合, 格納容器の圧力上昇が早くなるが, 格納容器真空破壊弁の信頼性は高いとして展開を省略していた。そこで，格納容器内 LOCA 時における格納容器真空破壊弁の故障や，過渡事象時における逃がし安全弁の排気管破断による圧力抑制機能喪失の事故シーケンスを検討した。

3. 格納容器先行破損時の事故シーケンス

従来モデルの事故シーケンスでは，炉心冷却成功後に格納容器除熱に失敗した場合，格納容器が先行破損し，その後炉心損傷に至るとして展開を省略していた。しかし，格納容器破損の規模や箇所によっては原子炉注水を継続でき，炉心損傷に至らない事故シーケンスがあると考えられるため，格納容器先行破損後の事故シーケンスを検討した。

4. イベントツリー終状態の細分化

レベル 2PRA の高度化を見据え，国内外の事例を参考にイベントツリーの終状態を細分化した。終状態の大分類として表 1 に示す Class 1～5 を設定し，さらに詳細なプラント状況に応じて小分類を設定した。

表 1 終状態の大分類

クラス	状態説明
Class 1	炉心冷却機能喪失（高圧・低圧注水喪失を含む）
Class 2	格納容器除熱機能喪失
Class 3	LOCA シーケンスにおける炉注水機能喪失
Class 4	反応度制御失敗(ATWS)
Class 5	格納容器外 LOCA

5. 課題

以上の検討結果等により，事故シーケンスの高度化を図った。高度化によりモデルが肥大化するため，定量化結果を踏まえてイベントツリーの簡略化について今後検討していく。

*Shohei YAMAGISHI[1], Shunsuke TANNO[1], Teruyoshi SATO[1], ChikahiroSATO[1], Hiroshi ABE[1], Masanori TAKEUCHI[2], Toshinobu KITA[2] and Yoshihiro OYAMA[2]
[1]Tepco Systems Corporation, [2]Tokyo Electric Power Company Holdings Inc.

柏崎刈羽 6,7 号機　内的事象運転時レベル 1PRA モデル高度化の検討状況
(4) ユニット間相互影響の検討

KK-6,7 project Internal Event Operating Level 1 PRA Model Sophistication Progress Report
(4) Evaluation of Interinfluence between Adjacent Units

*松中　修平[1]，阿部　博[1]，渡邊　学[2]，大山　嘉博[2]
[1]（株）テプコシステムズ，[2] 東京電力ホールディングス（株）

原子炉格納容器外部へ放出された放射性物質が隣接するユニットのアクシデントマネジメントに及ぼすリスクについて定量的に評価を実施した。

キーワード：マルチユニット，地震 PRA，放射性物質，外的事象

1. 背景　東京電力ホールディングス柏崎刈羽原子力発電所は世界最大の原子力発電所であり，7 つのユニットを有する。平成 23 年 3 月に発生した福島第一原子力発電所事故で複数ユニットが同時に被害を被った経験を踏まえると，日本では地震・津波の危険性に起因するリスクは重大であると考えられ，これらの事象は複数ユニットに同時に被害を与える可能性が高いことから，マルチユニット固有のリスクを把握することは非常に重要である。マルチユニット PRA 特有の事故シナリオ及びそのモデル化上の課題はいくつか存在するが，本研究では原子炉格納容器の外部に放出された放射性物質が隣接するユニットのアクシデントマネジメントに及ぼす影響について検討を実施した。

2. 評価内容　放射性物質放出の原因としては炉心損傷や原子炉格納容器機能喪失等の事象を考慮し，また放出された放射性物質により悪影響を受ける対象としては運転員操作等を考えた。これらを考慮したリスクを確認するためには，様々な事象やその複雑な相互作用の時系列を考慮したシナリオを PRA モデルに精緻に組み込む必要があるが，評価手法の成熟度や計算負荷の点から非常に困難である。したがって，放射性物質放出による影響がアクシデントマネジメントに及ぼすリスクを定量的に評価する第一歩として，ターゲットとするユニットは 6 号機，7 号機を設定し簡略化した。また，起因事象はマルチユニットに対する共通要因性が強い地震を想定した。

放射線物質放出による影響を考慮した PRA モデル（Case1）と放射線物質放出による影響を考慮しない PRA モデル（Case2）で評価を実施し，この課題の影響度を確認した。

3. 評価結果　1 プラントが炉心損傷に至る頻度 CDF_1 と 2 プラントが炉心損傷に至る頻度 CDF_2 を算出した結果を表 1，地震加速度毎の CDF_2 を算出した結果を図 2 にそれぞれ示す。

4. 結論　CDF_2 の評価結果より，放射性物質放出による炉心損傷頻度への影響は限定的であることが示された。本研究ではモデルの簡略化を実施しておりサイトリスクの正確な把握には至っていないため，今後，評価対象プラントの範囲を拡大する等の検討を加える必要がある。

表 1　炉心損傷頻度（CDF_1, CDF_2）

	Case1	Case2
CDF_1	2.1×10^{-6}	3.9×10^{-6}
CDF_2	5.2×10^{-6}	3.4×10^{-6}
CDF_{TOTAL}	7.3×10^{-6}	7.3×10^{-6}

（単位：/炉年）

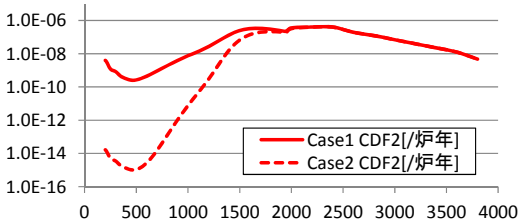


図 1　地震加速度毎の CDF_2

*Shuhei Matsunaka [1], Hiroshi Abe [1], Manabu Watanabe [2], Yoshihiro Oyama [2]
[1] Tepco Systems Corporation, [2] Tokyo Electric Power Company Holdings Inc.

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

Thu. Sep 14, 2017 4:25 PM - 6:20 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 7:25 AM - 9:20 AM UTC | Room C Open Hall - B1 Block

[2C17-23] Fukushima Nuclear Accident

Chair:Shunsuke Uchida (IAE)

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

[2C17] Our lesson based on the information on background and process of Tsunami height evaluation at before the Fukushima Daiich nuclear accident.

*Yoshitaka Yoshida[1], Takeshi Matsuoka[1], Takashi Sawada[1], Genki Yagawa[1], Naoto Sekimura[1], Ayao Tsuge[1], Hideki Nariai[1], Masaki Shiratori[1], Hiroshi Miyano[1], Hiroyuki Kameda[1] (1. Working Group on Fukushima Nuclear Accident, Science Council of Japan)

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

[2C18] Analysis of Plant Data Measured at Fukushima-Daiichi NPP Unit 3

Estimated Mechanism of PCV Pressure Variation during the expected MCCI phase

*IKKEN SATO[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

[2C19] Study on ascertaining and analyzing reactor core status by MAAP code

(17)In-depth analysis for Unit-2 accident progression using MAAP code

*Yuki Nakamura[1], Yoshihiro Kojima[1], Naoki Shinji[1] (1. IRID/Toshiba)

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

[2C20] Study on ascertaining and analyzing reactor core status by MAAP code

(18)In-depth analysis for Unit-3 accident progression using MAAP code

*Yoshihiro Kojima[1], Yuki Nakamura[1], Naoki Shinji[1] (1. Toshiba)

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

[2C21] Evaluation method using material analysis of specimen in plasma heating experiment

(1)Outline of evaluation method using material analysis of specimen in plasma heating experiment

*Yuta Abe[1], Toshio Nakagiri[1], Ikken Sato[1], Natsuko Nakano[2], Hidenobu Yamaguchi[3], Shinichiro Maruyama[4] (1. Japan Atomic Energy Agency (JAEA), 2. Kaken, 3. Nissan ARC, 4. SUMITOMO MITSUI CONSTRUCTION)

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

[2C22] Evaluation method using material analysis of specimen in plasma heating experiment

(2)Application possibility of materials analysis and LIBS using the plasma basics heating experiment

*Tomohiko Kawakami[1], Abe Yuta[2], Fabio Spaziani[1], Nakano Natsuko[1], Toshio Nakagiri[2] (1. Kaken, 2. Japan Atomic Energy Agency)

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

[2C23] Evaluation method using material anaiysis of specimen in plasma heating experiment

(3)Cutting of Simulated Fuel Assembly Heating Examination by AWJ

*Shinichiro Maruyama[1], Yuta Abe[2], Toshio Nakagiri[2], Satoshi Watatani[1], Yuji Takashima[3] (1. SUMITOMO MITSUI CONSTRUCTION, 2. Japan Atomic Energy Agency(JAEA), 3. NISSIN KIKO)

6:10 PM - 6:20 PM JST | 9:10 AM - 9:20 AM UTC

Time reserved for Chair

福島第一原発事故以前の津波高さに関する検討経緯と教訓

Our lessons based on the information on background and process of Tsunami height evaluation at before the Fukushima Daiich nuclear accident.

*吉田 至孝[1]、松岡 猛[1]、澤田 隆[1]、矢川 元基[1]、関村 直人[1]
柘植 綾夫[1]、成合 英樹[1]、白鳥 正樹[1]、宮野 廣[1]、亀田 弘之[1]
[1]日本学術会議　福島第一原発事故調査に関する小委員会

福島第一原発事故原因については、政府事故調査委員会、国会事故調査委員会、民間事故調査委員会、東京電力事故調査委員会ほか各種事故調査委員会が設置され調査報告書が公表されている。しかしながら、各種事故調査報告書の間、また、専門家の間でも判断が異なる事項があるのが現状である。小委員会では、学術的観点から福島第一原子力発電所で発生した事故事象を、主として4件の事故調査報告書を比較検討するとともに新たに公表された事実及び関係者からのヒアリング等を通じて検討を進めてきた。本報では、福島第一原発事故以前の津波高さに関する検討経緯について小委員会の見解と得られた教訓をまとめた。
キーワード：福島第一原発事故、東北地方太平洋沖地震、津波高さ、溢水

１．緒言

小委員会は、学術的観点から福島第一原発事故の原因を分析し検討を進めている。これまで、福島第一1～3号機の事故進展について見解をまとめて発表[1,2]している。本報では、福島第一原発事故以前の津波高さに関する検討経緯を調べ、わが国の津波評価の考え方、わが国の地震・津波調査研究、東京電力の津波評価の経緯、東京電力の津波対策の経緯、わが国の洪水（溢水）リスクの認識について小委員会の見解と得られた教訓をまとめた。

２．小委員会の見解

福島第一原発事故は、発電所の浸水防止対策に依存した従来の規制の枠組みでは防ぐことはできず、深層防護の考え方に基づき、浸水した場合の対応策が備えられていなかったことが不適切であったと考える。

（1）わが国の津波評価の考え方

わが国の津波評価は、既往知見が十分にあり、信頼できる津波評価が可能なものを対象としていたと認められる。一方、地震本部の見解や貞観津波など、研究段階やデータ不足のものは津波評価から除外されていたと推察される。

（2）わが国の地震・津波調査研究

わが国の地震・津波調査研究は、東北地方太平洋沖地震を想定できるほど成熟しておらず、可能性の指摘に対して評価手法を確立できるような状況ではなかったと認められる。

（3）東京電力の津波評価の経緯

東京電力は、最新知見ならびに研究段階にある知見も含めて、津波高さの評価を実施しており、知見を収集するための努力を継続していたと認められる。

（4）東京電力の津波対策の経緯

東京電力は、わが国の津波評価の考え方に従い、必要な津波対策（浸水防止対策）を実施していたと認められる。東京電力は、わが国の津波防災対策の検討状況などから、津波が発電所敷地高さを超える可能性について切迫感を持てなかったのではないかと推察される。

（5）わが国の洪水（溢水）リスクの認識

規制機関と東京電力は、洪水（溢水）事象が原子力発電所に与えるリスクの大きさを認識していながら、浸水した場合の対応策の検討を怠っていたと認められる。その背景として深層防護への意識低下があったものと考えられる。

３．まとめと教訓

本検討から得られた教訓は以下の3点である。

- わが国の地震・津波評価研究機関は、可能性を指摘するだけでなく、地震・津波評価に必要な情報を含めて提示し、わが国の防災対策を促すよう努力すべきである。
- 事業者は、研究段階にあり一般的に認知された知見ではない情報に基づく評価であっても、そこから得られた知見に対して深刻な影響を受ける可能性がある場合は、合理的な対策によって深層防護の各レベルの厚みを増しておくべきである。
- 規制機関は、前兆事象の評価や最新知見に基づき、環境に与えるリスクが高いと認識される事例が発見された場合、時期を失することなく適切に指導・監督する必要がある。

参考文献

(1): 初報, 平成26年9月30日, http://www.scj.go.jp/ja/member/iinkai/kiroku/3-140930-2.pdf.
(2): 続報, 平成28年6月3日, http://www.scj.go.jp/ja/member/iinkai/kiroku/3-20160603.pdf.

---

*Yoshitaka Yoshida[1], Takashi Matsuoka[1], Takashi Sawada[1], Genki Yagawa[1], Naoto Sekimura[1], Ayao Tsuge[1], Hideki Nariai[1], Masaki Shiratori[1], Hiroshi Miyano[1], Hiroyuki Kameda[1]
[1] Working Group on Fukushima Nuclear Accident, Science Council of Japan

福島第一原子力発電所 3 号機プラントデータの分析

A Template for Writing Manuscript for the Meeting of AESJ

*佐藤　一憲 [1]

[1] 日本原子力研究開発機構

3 号機における原子炉圧力容器（RPV）圧力計、原子炉水位計及び圧力抑制室（S/C）圧力計のデータを分析するとともに、必要な補正を加え、事故進展の全体像を推定した。

キーワード：BWR、SA、圧力計、水位計、データ補正、事故進展、MCCI

1. 緒言　前報[1]では自動減圧システム（ADS）作動以降の炉心物質が下部プレナムに移行していたと思われる時間帯を対象として、圧力計測システムの一部に存在する水柱が、ベント時の減圧沸騰（S/C 圧力計）あるいは昇温に伴う蒸発（RPV 圧力計）で減少しているとの推定をもとに補正を加え、RPV、S/C、D/W（ドライウェル）の相互の圧力差を分析した。この結果、3 月 13 日 12:00 頃の圧力イベント時に S/C 圧は若干 D/W よりも高く、RPV 内で発生した水素や蒸気は主に S/C 経由で D/W に放出されていたとの理解を得た。

2.　3 月 14 日から 3 月 17 日にかけての圧力測定データの補正と長期的事故進展の推定

本報では、その後の水素爆発と MCCI と見られる時間帯を対象に、何らかの影響によって圧力・信号変換特性に変化が生じたと思われる S/C 圧力計、D/W 圧力を対象に補正を加え、相互の圧力差を分析した。その結果、以下の推定を得た。

1) 第一 PCV(格納容器)圧力プラトー（3 月 13 日 16 時頃から 20:40 頃まで）は RPV 内での蒸気生成による
2) 第二 PCV 圧力プラトー（3 月 14 日 7 時頃から 11 時頃まで）は MCCI ガスと蒸気生成による
3) 水素爆発はペデスタル移行デブリがドライアウトし、D/W 圧力が低下し始めた段階で生じた
4) 水素爆発後は注水停止で蒸気圧が喪失し圧力低下、その後の PCV 圧力上昇は MCCI（デブリ・コンクリート相互作用）ガスのみによる
5) 3 月 14 日 14:30 頃に注水が再開されると PCV 圧は蒸気圧で 16:00 頃まで上昇を続けるが、その後は蒸気が S/C に凝縮することで PCV 圧力は低下した
6) 3 月 14 日 21:00 頃以降、注水条件下での MCCI ガスと蒸気生成で緩慢な PCV 昇圧が生じ、3 月 16 日 9:10 頃の PCV 漏えい増加までのなだらかな圧力ピークを形成した

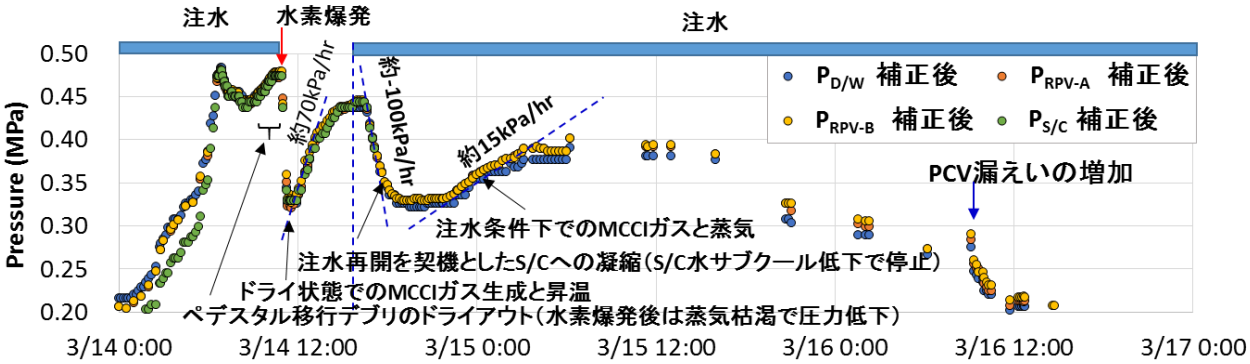


図 1　3 月 14 日から 3 月 16 日にかけての補正を施した 3 号機各部の圧力と推定される事象推移

3. 結論　3 号機における炉心物質の下部プレナムへの移行後、RPV 内デブリのドライアウト、RPV 破損、MCCI 開始、D/W 内デブリのドライアウト、水素爆発、注水再開を契機とした S/C への凝縮による D/W 雰囲気冷却、注水条件下でのやや緩慢な MCCI、PCV 漏えいの増加といった事故進展の全体像を推定した。

参考文献　[1] 佐藤、日本原子力学会 2016 年秋の大会 1M03

*Ikken Sato[1],　[1]Japan Atomic Energy Agency

過酷事故解析コードＭＡＡＰによる炉内状況把握に関する研究
（17）ＭＡＡＰによる福島第一２号機事故進展詳細解析

Study on ascertaining and analyzing reactor core status by MAAP code
(17) In-depth analysis for Unit-2 accident progression using MAAP code

*中村 勇気[1]，小島 良洋[1]，宍道 直記[1]
[1]IRID（東芝）

福島第一原子力発電所の事故進展解明や炉内状況の把握に資するため，MAAP コード※最新版を用いて 2 号機の事故進展解析を実施し，事故進展シナリオや燃料デブリ分布等について推定した。

キーワード：MAAP，福島第一原子力発電所２号機，過酷事故解析

1. 緒言

福島第一原子力発電所の事故進展の解明等を目的とし，平成 27 年度までに改良された MAAP コードによる 2 号機事故進展解析が実施された[1]。平成 28 年度は，最新版を用いた解析を実施し，当コードの物理現象モデルの特徴を踏まえた上で，事故進展シナリオの分析や燃料デブリ分布の推定に活用した。本報では，2 号機の事故進展詳細解析について示す。

2. 解析条件

解析に使用する条件は，2012 年 3 月に東京電力より公表された条件（時系列データ，初期運転条件，注水温度等）や事故進展分析[2]等を参考として境界条件を設定した。

3. 解析結果

近年の事故進展分析[2]で検討された原子炉急速減圧後の三度の圧力上昇に着目し，その再現を試みた。図 1 に原子炉圧力容器および格納容器圧力変化の比較を示す。境界条件調整によって，圧力挙動を概ね再現できたものの，二度目の原子炉圧力上昇時に境界条件として与えた炉心支持板の強制破損に伴う原子炉圧力・格納容器圧力挙動を参照すると，格納容器圧力の実測値の再現のために水素発生量を増加させる必要があった。このため，現行の MAAP モデルでは 2 号機の事故進展を評価する上では炉内の水素発生量を過小評価している可能性が考えられる。また，CAMS 線量実測値やミュオン分析の結果[3]からは，原子炉圧力容器が破損し，炉内・炉底部にデブリが一定量残存すると推定されるが，本解析ではほぼ全量のデブリが格納容器に落下する結果となった。

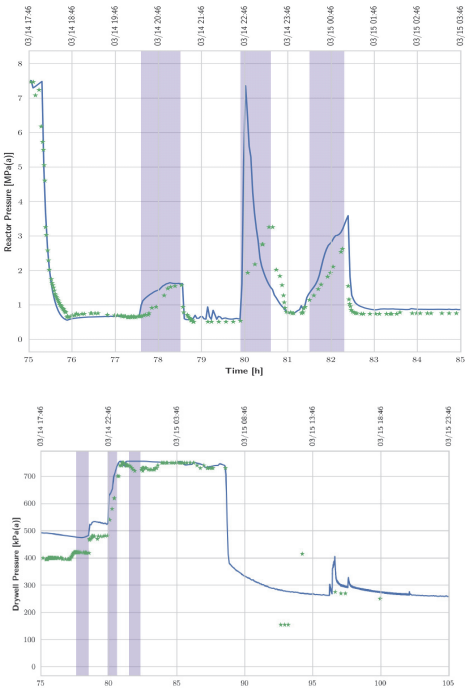


図 1　圧力変化の比較

4. 結論

MAAP コード最新版による 2 号機の事故進展詳細解析を実施し，当コードの物理現象モデルの特徴や限界を踏まえた上で事故進展とデブリ分布の推定を行った。今後，現場情報やその他の詳細評価なども踏まえ，さらなるモデル改良を実施したうえで，炉内状況推定やデブリ取り出し計画策定に活用していく。

※MAAP：米国電力研究所（EPRI）が所有するコードの略

－謝辞－

本研究は，経済産業省 「平成２６年度補正予算廃炉・汚染水対策事業費補助金（総合的な炉内状況把握の高度化）」の一部として実施した。

参考文献

[1] 日本原子力学会「2016 秋の大会」，1F16，[2] 東京電力（株），「福島第一原子力発電所 1～3 号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討　第 3 回進捗報告」，2015 年 5 月 20 日，[3] 東京電力ホールディングス（株），「福島第一原子力発電所 2 号機 ミュオン測定による炉内燃料デブリ位置把握について」，2016 年 7 月 28 日

*Yuki Nakamura[1], Yoshihiro Kojima[1], and Shinji naoki[1] [1]IRID(Toshiba)

過酷事故解析コードＭＡＡＰによる炉内状況把握に関する研究
（18）ＭＡＡＰによる福島第一３号機事故進展詳細解析

Study on ascertaining and analyzing reactor core status by MAAP code
(18) In-depth analysis for Unit-3 accident progression using MAAP code

*小島　良洋[1]，宍道　直記[1]，中村　勇気[1]
[1]IRID（東芝）

福島第一原子力発電所の事故進展解明や炉内状況の把握に資するため, MAAP コード※最新版用いて 3 号機の事故進展解析を実施し，事故進展シナリオや燃料デブリ分布等について推定した。
キーワード：MAAP，福島第一原子力発電所 3 号機，過酷事故解析

1. 緒言

福島第一原子力発電所の事故進展解明等を目的とし，平成 27 年度までに改良された MAAP コードによる 3 号機事故進展解析が実施された[1]。平成 28 年度は, 最新版を用いた解析を実施し，当コードの物理現象モデルの特徴を踏まえた上で，事故進展シナリオの分析や燃料デブリ分布の推定に活用した。本報では，3 号機の事故進展詳細解析について示す。

2. 解析条件

解析に使用する条件は，2012 年 3 月に東京電力より公表された条件や事故進展分析[2]を参考として境界条件を設定した。

3. 解析結果

原子炉（RPV）及び格納容器（PCV）圧力の実測値との比較を図 1 及び図 2 に示す。HPCI 停止後の炉心損傷を伴う事故進展には不確かさが大きく，境界条件の依存性は依然として大きい。特に RPV 損傷が生じたと推定される時点の圧力上昇を大きく評価していることから，溶融物落下流量を過大評価している可能性があり，炉底部にはほとんどデブリが存在しない結果となった。一方， 2011 年 9 月の炉心スプレイ系注水開始時に RPV 下部温度低下が確認され，炉底部にある程度のデブリの存在が示唆されていることから，MAAP コードでは溶融物落下量を過大評価している可能性がある。

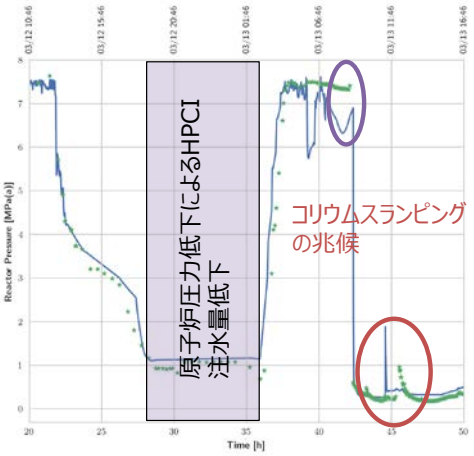


図 1　原子炉圧力変化の比較

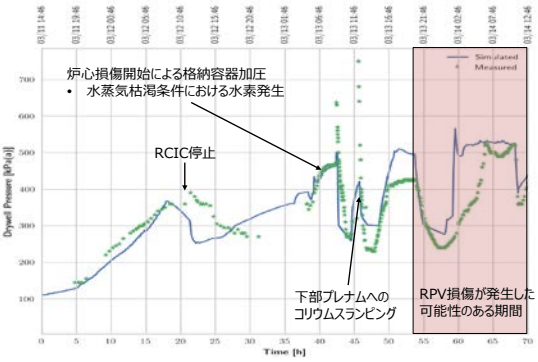


図 2　格納容器圧力変化の比較

4. 結論

MAAP コードによる 3 号機の事故進展詳細解析を実施し，当コードの物理現象モデルの特徴や限界を踏まえた上で事故進展とデブリ分布の推定を行った。今後，現場情報やその他の詳細評価なども踏まえ，炉心損傷進展や RPV 破損挙動などに係るさらなるモデル改良を実施した上で，炉内状況推定やデブリ取り出し計画策定に活用していく。

※MAAP：米国電力研究所（EPRI）が所有するコードの略

ー謝辞ー

本研究は、経済産業省 「平成２６年度補正予算廃炉・汚染水対策事業費補助金（総合的な炉内状況把握の高度化）」の一部として実施した。

参考文献

[1] 日本原子力学会「2016 秋の大会」，1F17，[2] 東京電力（株），「福島第一原子力発電所 1～3 号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討　第 4 回進捗報告」，2015 年 12 月 17 日

*Yoshihiro Kojima[1], Naoki Shinji[1] and Yuki Nakamura[1]
[1]IRID(Toshiba)

プラズマ加熱試験の材料分析を用いた評価手法の確立
（1）プラズマ加熱試験の材料分析を用いた評価手法の概要

Evaluation method using material analysis of specimen in plasma heating experiment

(1) Outline of evaluation method using material analysis of specimen in plasma heating experiment

*阿部 雄太[1]，中桐 俊男[1]，佐藤 一憲[1]，中野 菜都子[2]，山口 英信[3]，丸山 信一郎[4]

[1]原子力機構，[2]㈱化研，[3]㈱日産アーク，[4]三井住友建設㈱

原子力機構では福島第一事故時の事象推移解明に向けた非移行型プラズマ加熱を用いたBWRシビアアクシデント時に起こる炉心物質の下部プレナムへの移行挙動(CMR)に着目した試験を実施している。本報告では模擬試験体を用いて開発した加工技術とWDXによるB及びOの濃度分布について報告する。

キーワード：シビアアクシデント、非移行型プラズマ加熱、炉心物質移行挙動(CMR)、福島第一原子力発電事故

1. 緒言：原子力機構では、福島第一（1F）事故時の事象推移解明に向け、BWRシビアアクシデント(SA)時の炉心物質の下部プレナムへの移行挙動（CMR）に着目し、非移行型プラズマ加熱を用いた試験を実施している[1)]。1Fでは制御材に炭化ホウ素（B_4C）が用いられており、制御ブレードが溶融落下した際に生成されるホウ化物の硬度が約13GPa～20GPaと高いことが分かっている[2)]。したがって、デブリ取り出し方法の検討や再臨界特性の評価を行うために、制御材であるホウ素(B)の分布が重要である。しかし、既存のSA研究[3)]及びセラミックに用いられる誘導結合プラズマ質量分析装置によるBの定量分析では測定箇所が限られ、必ずしも事象推移を特徴付ける代表点を測定できない。また、試験体サイズが大きく（1m×300mmφ）、ホウ化物を含むため硬度も高いため、その加工技術も課題となる。

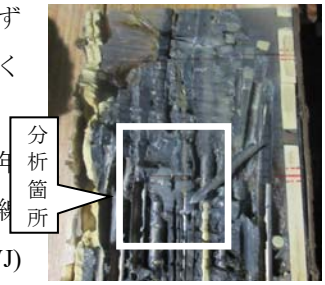


図1 模擬試験体切断面

2. 試料の加工：分析した試料は、BWR炉心の基本構成要素からなる模擬試験体（H27年度加熱試験体）を用いた。本試料は、試験体を大洗研究開発センターにある高出力X線CT(9MeV)で撮像した後、分析のため9cm×9cmにアグレイシブウォータージェット(AWJ)で切断し、片面ポリッシュ機で表面凹凸を10μm以下に加工したものである。切断手法は、国内外の原子炉廃止措置において水中及びセラミックス(アルミナ等)による厚板切断の実績を有するAWJ切断を用いた。なおホウ化物の溶融部分のような切断が困難な場合は、①往復運動及び②従来工法方式より数倍切断能力が高いアブレイシブ・サスペンション　ジェット方式を用いて、材料分析用に切断及び研磨加工が実施できる大きさまで切断した（図1）。

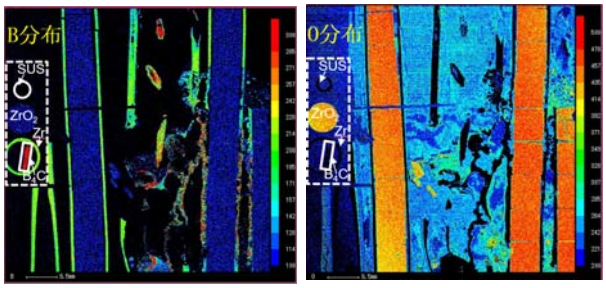


図2　模擬試験体のEPMAによるホウ素（左図）及び酸素（右図）濃度分布

3. 試料の分析方法：レーザー光を固体表面に照射しICP-MSで測定するLA-ICP-MSとWDXを組み合わせて試料のB/Mを算出した。Zrの存在比が多い場合、WDXによるBの測定では、ZrのMZ線の裾の影響が出る。そこで、Zrの元素マッピングを用いてMZ線の裾による影響を、画像解析ソフトウェアのImage Jを用いて取り除く処理をBの元素マッピングに施した。

4. 測定結果：WDXの元素マッピングを図2に示す。B及びOの濃度分布から制御材の溶融移行挙動等が確認できた。これらの結果は、WDX及びLA-ICP-MSによるB/Mでも裏付けられている。今後はプラズマ加熱試験における炉心物質の下部プレナムへの移行挙動の評価に本手法を適用していく。

参考文献[1] Abe, Y. et al., ICAPP-17646, (2017),[2] Takano, M. et al., J. Nucl. Sci. Technol, 51, (2014)、[3] T. Haste et al., Nucl. Eng. Des. 239 (2009)

*Yuta Abe[1], Toshio Nakagiri [1], Ikken Sato[1], Natsuko Nakano[2], Hidenobu Yamaguchi [3] and Shinichiro Maruyama [4]

[1]Japan Atomic Energy Agency (JAEA), [2] Kaken, [3] Nissan ARC, [4]SUMITOMO MITSUI CONSTRUCTION

プラズマ加熱試験の材料分析を用いた評価手法の確立
（2）プラズマ基礎加熱試験体を用いた材料分析と LIBS の適用可能性

Evaluation method using material analysis of specimen in plasma heating experiment

(2) Application possibility of materials analysis and LIBS using the plasma basics heating experiment

*川上 智彦[1]，阿部 雄太[2]，Fabio Spaziani[1]，中野 菜都子[1]，中桐 俊男[2]

[1]化研，[2]原子力機構

原子力機構では福島第一事故時の事象推移解明に向けた非移行型プラズマ加熱を用いた BWR シビアアクシデント時に起こる炉心物質の下部プレナムへの移行挙動(CMR)に着目した試験を実施している。本報告では模擬試験体（H27 年度加熱試験体）を LIBS で計測し、元素の同定を行い、溶融物から酸素-金属元素比等の解析を実施した。

キーワード：シビアアクシデント（SA）、非移行型プラズマ加熱、炉心物質移行挙動（CMR）、福島第一原子力発電所事故、レーザー励起発光分光法（LIBS）

1. 緒言

原子力機構では、福島第一事故時の事象推移解明に向け、BWR シビアアクシデント(SA)時の炉心物質の下部プレナムへの移行挙動（CMR）に着目し、非移行型プラズマ加熱を用いた試験を実施している[1)]。

一方で、レーザー励起発光分光法（LIBS）による元素組成分析は、遠隔測定による応用や水中での測定などオンサイト分析法として研究開発されている[2)]。本発表は、燃料デブリを取り出す際に重要な元素情報を、LIBS を用いた計測で得るため、作製した模擬試験体（H27 年度加熱試験体）を用いて検討した。

2. 分析方法

分析試料は、BWR 炉心の基本構成要素からなる模擬試験体を用いた。本試料は、分析のため 9cm×9cm にアグレイシブウォータージェット(AWJ)で切断し、片面ポリッシュ機で表面凹凸を 10μm以下に加工した。LIBS により同定した元素とその波長は、Zr（343.8nm）、Fe（438.3nm）、O（777.4nm）、Mg(383.2nm)で、ピーク面積を LIBS 信号強度とした。LIBS は、レーザー照射部と検出部からなり、照射部は、レーザー電源、光ファイバー（1.5m）、レーザーヘッド、冷却ユニットにより構成され、検出部は、波長域が異なる 6 チャネルの分光器で 200nm～900nm のスペクトルを検出する。レーザー光は、1064nm、エネルギー50mJ、0.5sec（10Hz）の条件でレーザー光を試験体に照射し、1.29μs 後の輝線を検出した。尚、レーザー照射から検出までの操作を PC 上で制御し測定部は、窒素ガスを通気し気中の酸素を除外しながら計測した。

3. 結果

LIBS で検出した酸素元素と金属元素の信号強度から O/M 比を求め、WDX 元素分析結果の O/M 比と比較した。LIBS と WDX の O/Zr 値比較結果を図 1 に示す。LIBS と WDX の O/Zr 値は正の直線の相関を示した。

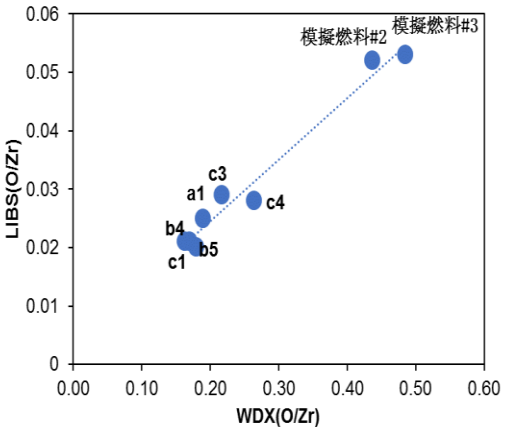


図 1　模擬試験体（H27 年度加熱試験体）の LIBS と WDX の O/Zr 値比較

4. 結論

LIBS により模擬試験体中の組成情報が得られ、LIBS 信号強度の O/M 比から模擬燃料集合体加熱試験体の酸素-金属比を算出できる可能性を示唆した。

参考文献　**[1]**Abe, Y. et al., ICAPP-17646, (2017), [2] Saeki, M. et al., J. Nucl. Sci. Technol, 51, (2014)

*Tomohiko Kawakami [1], Yuta Abe [2], Fabio Spaziani [1], Natsuko Nakano[1], Toshio Nakagiri [2]

[1] Kaken, [2] Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

プラズマ加熱試験の材料分析による評価手法の確立
（3）AWJ による模擬試験体の切断

Evaluation method using material anaiysis of specimen in plasma heating experiment

(3) Cutting of Simulated Fuel Assembly Heating Examination by AWJ

*丸山　信一郎[1]、阿部　雄太[2]、中桐 俊男[2] 綿谷　聡[1]、高島　雄次[3]

[1]三井住友建設㈱、[2]原子力機構、[3]日進機工㈱

原子力機構では福島第一原子力発電所事故時の事象推移解明に向けた非移行型プラズマ加熱を用いた BWR シビアアクシデント時に起こる炉心物質の下部プレナムへの移行挙動(CMR)に着目した試験を実施している。本研究における評価において、模擬試験体（H27 年度加熱試験体）の切断が課題となり、切断にはジルコニウム合金とステンレスの溶融混合材料やセラミックの切断実績のあるアブレイシブウォータージェット(AWJ)切断を適用した。本報では、その切断成果について述べる。

キーワード：非移行型プラズマ加熱、炉心物質移行挙動(CMR)、福島第一原子力発電所事故、AWJ 切断

1. 緒言

福島第一原子力発電所(1F)の廃止措置において、安全で確実な燃料デブリの取出しを行うためには、燃料デブリの形態や特性を推定することが不可欠となる[1]。福島第一事故時の事象推移解明に向けた取り組みとして非移行型プラズマ加熱を用いた BWR シビアアクシデント時に起こる炉心物質の下部プレナムへの移行挙動(CMR)に着目した試験を実施している[2]。本試験の評価においては、模擬試験体（H27 年度加熱試験体）を切断可能とする工法の選定が課題となり、ジルコニウム合金とステンレスの溶融混合材料やセラミックの切断実績のあるアブレイシブウォータージェット(AWJ)を適用した。

2. 切断方法

切断では、研掃材のミキシング方法が異なるアブレイシブ・インジェクションジェット（AIJ）方式とアブレイシブ・サスペンションジェット（ASJ）方式の 2 種類の AWJ 切断を用いて、切断状態を比較した。また、切断時の切断可否判定を行うために切断音を計測し、切断時の周波数帯域毎の音圧レベルのデータ取得を行った。

3. 切断結果

切断速度について、AIJ 方式では 5～8 mm/min で切断可能で、ASJ 方式では、5～10 mm/min で切断可能であった。また、溶融分の固い部分で、切断音の変化から切り残し発生の判断をした場合は、カッティングヘッドをその部分で 1～2 回反させて部材の縁切りを行うことで切断を完了できた (図 1）。また、切断時の音圧レベルの変化を確認し、試験体の切断判定への寄与を確認できた。

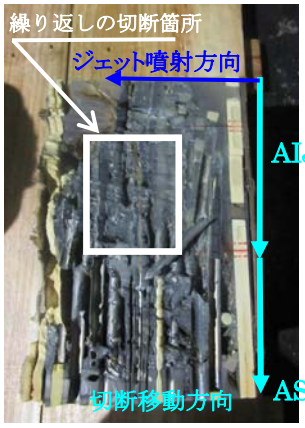


図 1　模擬試験体切断断面

4. 結論

模擬試験体の切断可能な条件の取得できたことは、今後燃料デブリの取出しの検討に役立てることができる。

参考文献

[1] 鷲谷忠博、荻野英樹他、燃料デブリの特性に関する研究概要、日本保全学会第 12 回学術講演会、2015.7

[2] Abe, Y. et al., “DEVELOPMENT OF NON-TRANSFER TYPE PLASMA HEATING TECHNOLOGY TO ADDRESS CMR BEHAVIOR DURING SEVERE ACCIDENT WITH BWR DESIGN CONDITIONS” ICAPP-17646, (2017)

*Shinichiro Maruyama[1]、 Yuta Abe[2]、 Toshio Nakagiri[2]、 Satoshi Watatani[1]、 Yuji Takashima[3]

[1]SUMITOMO MITSUI CONSTRUCTION、 [2]Japan Atomic Energy Agency(JAEA)、[3]NISSIN KIKO.

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

Thu. Sep 14, 2017 9:40 AM - 12:00 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 12:40 AM - 3:00 AM UTC | Room D B31 - B3 Block

[2D01-09] System Development and Evaluation

Chair:Ken-Ichi Tanaka (IAE)

9:40 AM - 9:55 AM JST | 12:40 AM - 12:55 AM UTC

[2D01] Experimental Evaluation of Estimation method of Radioactive Concentration

*Yasushi Nagumo[1], Takahiro Tadokoro[1], Yuichiro Ueno[1], Toshihisa Tsukiyama[2], Hideki Yamai[2], Takashi Kitahara[2] (1. Hitachi, Ltd., Research & Development Group, Center for Technology Innovation-Energy, 2. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

9:55 AM - 10:10 AM JST | 12:55 AM - 1:10 AM UTC

[2D02] Comparison of Arising Radioactive Wastes among Decommissioning Scenarios For a Small Research Reactor

*Anggoro Septilarso[1], Daisuke Kawasaki[1], Satoshi Yanagihara[1] (1. University of Fukui)

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

[2D03] Study on concrete permeation calculation for decommissioning (2)

Calculation of composition sensitivity coefficient

*Riku Nakamura[1], Ken-ichi Tanaka[2,1], Satoshi Chiba[1] (1. Tokyo Tech, 2. The Institute of Applied Energy)

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

[2D04] Development of 3-dimensional induced activity evaluation method for PWR

*Kazuro Hiromoto[1], Tomohiro Ogata[1], Takashi Muramatsu[1,3], Shouzou Komori[2] (1. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 2. Kyushu Electric Power Co., Inc., 3. Japan Nuclear Safety Institute)

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

[2D05] Evaluation of cross contamination in decontaminating concrete plate contaminated with radioactivity

*Kohei Urabe[1], Kazuyuki Torii[1], Motoyuki Asada[1], Norikazu Kinoshita[1] (1. Shimizu Corporation)

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

[2D06] Development of manpower estimation models for decommissioning activities

*Ryota Sugimoto[1], Daisuke Kawasaki[1], Satoshi Yanagihara[1] (1. University of Fukui)

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

[2D07] Development of dismantling sequence generation system based on 3D model components of machine

Development of decommissioning engineering technology

*Atsuko Enomoto[1], Hiroshi Seki[1], Takuya Yoshida[1], Mitsutaka Imamura[2], Takashi Kitahara[2], Junya Tahata[2] (1. Hitachi, Ltd., Research & Development, 2. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

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

[2D08] Integration of Knowledge Management Support System for the Decommissioning of Nuclear Facilities

(8)The Outcomes of Knowledge Management Support System

*Yasuyoshi TARUTA[1,2], Yasuaki Kato[2], Satoshi Yanagihara[1], Yukihiro Iguchi[1,2], Masashi Tezuka[2], Yuya Koda[2], Koichi Kitamura[2], Riichiro Mizoguchi[3] (1. Univ. Fukui, 2. JAEA, 3. JAIST)

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

[2D09] A study on Evaluation of project management data in "Fugen" decommissioning

*Yuya kouda[1], Masashi tezuka[1], Satoshi yanagihara[2] (1. Fugen Decommissioning Engineering center, 2. University of Fukui)

11:55 AM - 12:00 PM JST | 2:55 AM - 3:00 AM UTC

Time reserved for Chair

廃棄物放射能濃度評価手法の実験評価

Experimental Evaluation of Estimation Method of Radioactive Concentration

*名雲 靖[1]，田所 孝広[1]，上野 雄一郎[1]，月山 俊尚[2]，山井 英樹[2]，北原 隆[3]

[1]日立研開，[2]日立 GE，[3]日立 GE (現：日立)

原子力プラント廃止措置時に発生する放射性廃棄物の放射能濃度を，角型容器に収納した状態で評価する手法を開発中である。本手法は，ガンマ線スペクトル計測データと，モンテカルロシミュレーション結果を比較し，放射能濃度分布を評価する。今回，本手法の適用性を実験により評価した結果を報告する。

キーワード：廃止措置，放射能濃度分布評価，事後確率最大化法，モンテカルロシミュレーション

1. 緒言

原子力プラント廃止措置において発生する放射性廃棄物の収納容器として角型容器が検討されている。角型容器の場合、従来のドラム缶を回転させながら計測する非破壊計測手法を適用できないため、放射能濃度分布の評価が困難である。これに対し，角型容器内の廃棄物放射能濃度分布を評価する手法を開発している。

今回，本手法の適用性を実験により評価した。

2. 放射能濃度評価手法

本手法の概要を図 1 に示す。本手法では，放射能濃度分布を考慮するために，角型容器内を複数の仮想領域に分割し，複数のガンマ線計測スペクトルとモンテカルロシミュレーションによる計算スペクトルを用いて，事後確率最大化(MAP)法により，放射能濃度分布を評価する。

3. 放射能濃度分布計測評価試験および結果

図 2 に試験の計測装置，および容器内の仮想分割領域を示す。実際には，複数検出器により同時計測するが，今回は試験のため，1 個の検出器を検出器位置決め機構により移動し，それぞれの計測位置において逐次計測した。試験では，計測対象からの Co-60 ガンマ線スペクトルに基づき放射能濃度分布および容器全体の放射能濃度を評価し，Ge 検出器による詳細測定結果と比較した。

図 3 に評価結果を示す。試験の結果，本手法により濃度分布を定性的に再現でき，容器全体の放射能濃度を Ge 測定値に対して約 40%の誤差で評価できた。以上より，本手法が放射能濃度分布評価に適用可能であることを確認した。

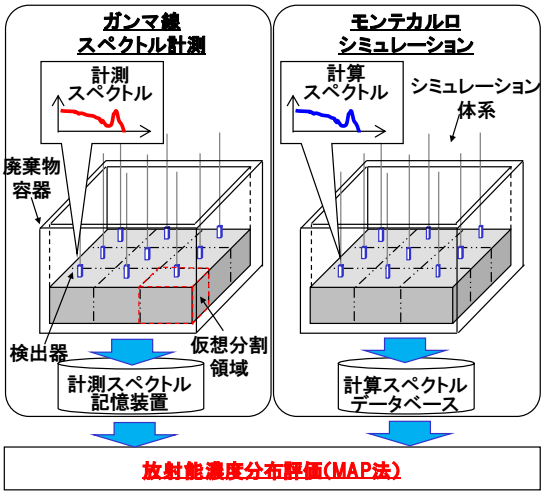
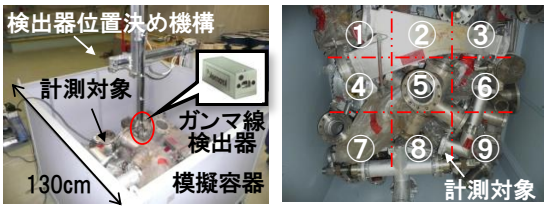


図 1 放射能濃度分布評価手法概要



(a) 計測装置　　(b) 仮想分割領域

図 2 計測評価試験外観

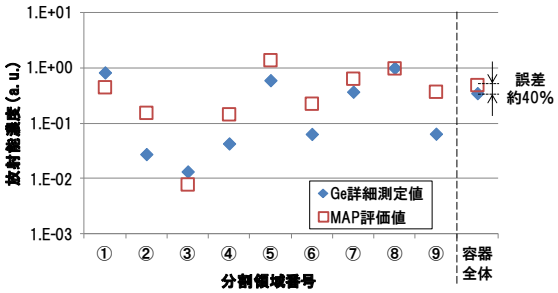


図 3 放射能濃度分布評価結果

*Yasushi Nagumo[1], Takahiro Tadokoro[1], Yuichiro Ueno[1], Toshihisa Tsukiyama[2], Hideki Yamai[2], and Takashi Kitahara[3]

[1]Hitachi, Ltd. R&D Group, [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., [3]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd. (Currently Hitachi, Ltd.)

Comparison of Arising Radioactive Wastes among Decommissioning Scenarios for a Small Research Reactor

*Anggoro Septilarso[1], Daisuke Kawasaki[1], Satoshi Yanagihara[1]
[1]University of Fukui

The radioactive inventory of TRIGA reactor (100 kW) was calculated to estimate the amount of radioactive waste production. Then potential decommissioning scenarios was studied from the radioactive waste management point of view.

Keywords: *research reactor, decommissioning scenario, radioactive waste*

1. Introduction

In the near future, Indonesia will face the challenge in decommissioning research reactors while the final disposal site of the radioactive waste and the decommissioning budget are not available yet. The objective of the present study is to develop the possible scenario for the decommissioning and radioactive waste management under such circumstances.

2. Study on Decommissioning Scenario and Radioactive Inventory

The end-state and strategy on managing the decommissioning wastes is a critical point on the success of decommissioning project. The end-state of the project as already stated by the licensee (BATAN – National Atomic Energy Agency) in the document[(1)] is to re-use the building for other nuclear project in the future. There are two scenarios; immediate dismantling and differed dismantling, which are analyzed considering the amount of the radioactive wastes and their category, and availability/capability of the radioactive waste storage. The radioactive inventory was estimated by calculating neutron activation of the core components using the data in the document.

3. Results and Discussion

The radioactive waste volume from the reactor structure some years after the shutdown of the reactor is shown in the table. The characterization of the reactor structure shows that all of the Relatively Low Level Waste (RLLW) are from the activated core components while most of the Very Low Level Waste (VLLW) are from the activated biological shielding (Barite Concrete). By introducing the clearance level for Ba-133, which is the predominant radionuclide in the biological shielding, as 1 Bq/g adopted [(2)] (no clearance level assigned for Ba-133 in Indonesia), there is a possibility to free-release the biological shielding 40 years after the shutdown. The table shows that 10 years after the shutdown of the reactor all of the RLLW will be categorized into VLLW. While 40 years after the shutdown the amount of the VLLW will decrease since the biological shielding waste will be in the clearance.

Table: Volume of Radioactive Waste (Unit: m^3)

Type of Wastes		Years after Shutdown		
		0	10	40
RLLW		0.0244	-	-
VLLW	Biological Shielding	222	222	-
	Others	1.11	0.911	0.719
Clearance		5.55	5.78	228

4. Conclusion and Next Study

The study showed that differed dismantling for 40 years after the shutdown has advantage from the radioactive waste management point of view. The next step of the study is to develop the scenarios by collecting more data and calculating. The scenarios will be then analyzed considering the other attributes especially stakeholder's concern.

References

[1] PSTA-BATAN, Program Dekomisioning Reaktor KARTINI PTAPB-BATAN, 2013.
[2] Meyer et.all, IAEA-TECDOC-1602, IAEA, 2006.

廃止措置のためのコンクリート透過計算に関する研究 (2)
組成感度係数の計算

Study on concrete permeation calculation for decommissioning (2)

Calculation of composition sensitivity coefficient

*中村 陸[1]，田中 健一[1,2]，千葉 敏[1]

[1]東京工業大学，[2]エネルギー総合工学研究所

廃止措置における放射化放射能評価をする上で課題となるのは、中性子束が急激に小さくなる炉心外側、特にコンクリートの評価であり、計算値と実測値の差(C/E)が大きい。その中性子束に影響を与える元素として組成の最も主要なコンクリート中の水分量による軽元素だけではなく、微量に含まれている吸収断面積が大きい重元素も、減衰率に影響を及ぼすことを以前の発表で紹介した。コンクリートの放射化放射能評価の組成による影響を定量的に示すため、コンクリートの組成に対して 3%の摂動を与え、その感度係数を DORT 及び PHITS を用いて作成し、評価を行った。

キーワード：遮蔽コンクリート、不確かさ、元素組成、感度係数、透過計算、DORT、PHITS

1. 緒言

原子力発電所の廃止措置において放射化放射能評価を正確に評価していく際に、その不確かさの量という項目が重要になってくる。本研究では異なる組成のコンクリートに対して、元素ごとに摂動を与え、中性子束を DORT[1]及び PHITS[2]を用いて計算を行い、それによって得られた組成感度係数を元にして、コンクリートの放射化計算に対する、コードへのインプット情報としての不確かさ量を評価した。

2. 目的

中性子束計算におけるコードによる不確かさの量を評価するために、国内における岩石の存在割合から推定されたコンクリートの組成を参照し、その組成に摂動を与えて、感度係数を示すことで、その量を推定することを目的とする。

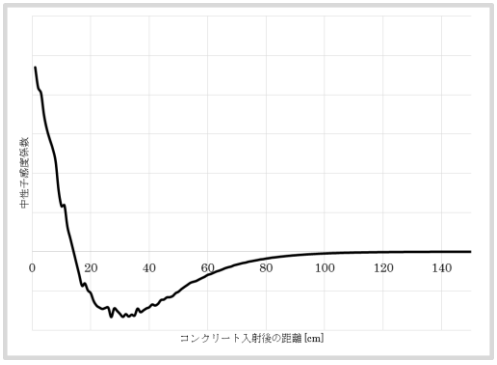
3. 手法

3-1 感度係数の作成

本研究では、DORT 及び PHITS を用いて中空のコンクリートの球体系[3]を作成し、球中心にある U-235 核分裂中性子源を用いて中性子輸送計算を行った。次にコンクリート組成[4]として定義されている 14 元素の原子個数密度に 3%の摂動を与え、8 種の骨材(砂岩、砂利、安山岩、粗面岩、石灰岩、輝緑岩、花崗岩、粘板岩)と同様の水分量を持つコンクリート組成でそれぞれ計 232 ケースを計算し、感度係数を作成し、まとめた。

3-2 コンクリートにおける中性子の減速効果と減衰率の定量的評価

得られた各元素の感度係数を用いて､中性子の散乱反応による正の感度係数と中性子の捕獲反応による負の感度係数に着目し､コード内における減速と減衰のメカニズムにおける定量的な評価を行った。



図：酸素の感度係数と距離の関係

参考文献

[1] Oak Ridge National Laboratory, DOORS3.2 One, Two- and Three Dimensional Discrete Ordinate Neutron/Photon Transport Code System, CCC-650/DOORS3.2, 1998

[2] T. Sato et al. Particle and Heavy Ion Transport Code System PHITS, Version 2.77, 913-923 (2013)

[3] T.ogata et al. Discussion on the Standardization of Shielding Materials Sensitivity Analysis of Material Composition ICRS-13,T2_S1_4 (2016)

[4] M.Taniguthi et al 遮蔽材料標準の策定について (2016 年 3 月 26 日 日本原子力学会 春の年会)

*Riku Nakamura[1], Ken-ichi Tanaka[1,2] and Satoshi Chiba[1]

[1]Tokyo Tech., [2]The Institute of Applied Energy.

PWR プラントの 3 次元炉内放射化評価手法の開発(1)

Development of 3-dimensional induced activity evaluation method for PWR

*廣本 和朗[1]，尾方 智洋[1]，村松 貴史[1,3]，小森 省三[2]

[1]三菱重工業(株)，[2]九州電力(株)，[3]一般社団法人 原子力安全推進協会

PWR プラント廃止措置計画の本格的な検討開始に向け、放射性廃棄物の処分区分を決定するための放射化評価の精度向上を目的に、3 次元中性子輸送計算コードを用いた放射化評価手法の検討を進めている。今回は炉心周りを対象に、3 次元モンテカルロ中性子･光子輸送計算コードを用いた放射化評価手法を報告する。

キーワード：廃止措置，PWR プラント，3 次元，MCNP

1. 緒言

原子力発電所の廃止措置にあたり、放射能濃度を詳細に評価し、放射能濃度から処分区分を精度良く把握することによって、処分費用の低減につなげることができる。2 次元中性子輸送計算コードを使用して放射化評価を実施する場合、複雑形状部位については評価モデルを単純化させ保守性を持たせることが必要となるのに対し、3 次元中性子輸送計算コードを使用することで、実機プラント構造を正確にモデル化でき信頼性の高い詳細な評価が可能となる。3 次元中性子輸送計算コードとしてモンテカルロ法を用いた MCNP コードの適用が考えられるが、中性子束の変化が大きい巨大な体系を計算するためには、統計精度確保のために計算時間を要するという課題がある。本研究では、3 次元放射化評価手法に対する MCNP コードの適用性について検討した。

2. 放射化評価

MCNP コードの適用性検討を行うにあたり、今回は中性子源である炉心周りを対象として検討した。

2.1 中性子束評価

中性子束評価は、MCNP コードを使用して PWR 原子炉容器内の構造物を 3 次元で詳細にモデル化し、対象領域の中性子束を計算する。図－1 に評価モデルを示す。評価対象とする炉内構造物等の領域に対して、Weight Window に基づく分散低減法を使用することで、計算時間の低減を図った。

原子炉容器内上部炉内構造物の中性子束評価結果を 2 次元評価と比較すると、中性子エネルギ依存の差が見られ、2 次元の中性子束評価が放射化の観点で保守的に評価されていることが確認された。

2.2 放射化評価

放射化による放射能濃度を確認する評価点に対しては ORIGEN コードを使用するが、放射能分布については簡易的に放射化計算式を用いて、炉内構造物の代表的な放射化核種である Co-60 に着目し評価する。今後、既存の分析データと比較するとともに、廃止措置プラントにて原子炉容器内の複数個所から試料を採取し放射能量を分析予定であり、これら分析結果を用いて本評価手法の検証を実施する予定である。

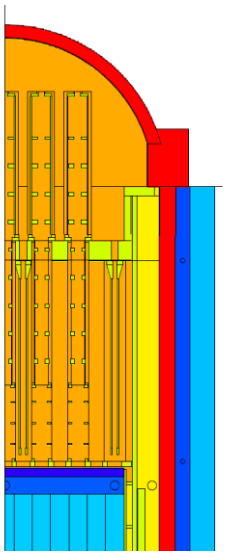


図-1　評価モデル図

3. 結論

PWR プラントの原子炉容器内を対象に 3 次元放射化評価を実施した。分散低減法を使用することで、現実的な計算時間で計算することができた。今後、評価対象領域を原子炉格納容器内に展開するとともに、分析値と比較することで検証を実施する予定である。

*Kazuro Hiromoto[1], Tomohiro Ogata[1], Takashi Muramatsu[1,3] and Shouzou Komori[2]

[1]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., [2]Kyushu Electric Power Co., Inc., [3]Japan Nuclear Safety Institute

放射能汚染コンクリート除去工事における二次汚染の評価

Evaluation of cross contamination in decontaminating concrete plate contaminated with radioactivity

*卜部 光平[1]，鳥居 和敬[1]，浅田 素之[1]，木下 哲一[1]

[1]清水建設株式会社

廃止措置工事におけるコンクリート表面の除染工事では，作業時のはつり片や粉塵による二次汚染の可能性がある。本研究では，模擬汚染させた試料を用いて二次汚染を評価し，はつり後のコンクリート面に二次汚染がないことを確認した。

キーワード：コンクリート，除染，はつり，二次汚染，模擬汚染

1. 緒言

原子力施設の汚染コンクリート除去ははつり等により実施されるが，はつり機の先端に付着した汚染物質や粉塵が除染した面へ再付着する二次汚染が懸念される。本研究では，模擬汚染させたコンクリート表面をはつり，残存した模擬汚染の濃度を確認することで，二次汚染の有無を評価した。

2. 検討内容

2-1. 試験体作製

図-1 に試験概要を示す。汚染模擬試料には，トレーサーとして含浸系表面保護材（含浸材）およびバリウムを混入した仕上モルタルを用いた。含浸材を試験体へ塗布し，深さ 5mm 程度まで浸透させた試験体を作成した。含浸材の浸透深さは試験体から採取したコア供試体の割裂目視で確認し，含浸材の濃度はコア供試体を所定の深度まで研磨して採取した粉体を化学分析することで確認した。また，練混ぜ水に塩化バリウム水溶液を用いた仕上モルタルを厚さ 5mm に塗布した試験体も作成した。

2-2. はつり試験およびトレーサーの濃度確認

スパイキーハンマーを用いて試験体のはつり試験を実施した。はつり深さは 10~15mm を目標とした。はつり片は吸塵装置とブラシを用いてはつりと同時に集塵した。はつり後に試験体のはつり深さを測定した。また，除染面から粉体試料を採取し，トレーサーの濃度を化学分析で確認した。図-2 にトレーサーの濃度と試験体面からの深さの関係を示す。はつり後のトレーサーの濃度は深さ 10mm 以深において 0~500ppm であり，はつり前と同等以下であることから，はつりによる二次汚染がないことを確認した。

3. 結論

模擬汚染を用いて除染効果を定量的に評価し，はつり後の表面には二次汚染がないことを確認した。今後はホット試験を実施し，除染効果と二次汚染の有無を確認する計画である。

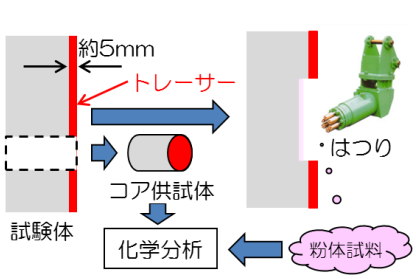
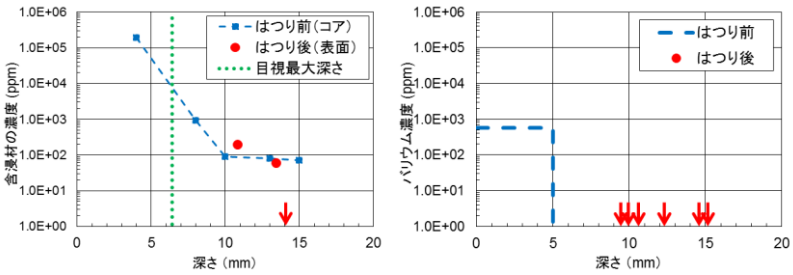


図-1　試験概要



(a) 含浸材の場合　　(b) 仕上モルタルの場合

図-2　トレーサーの濃度と試験体表層からの深さの関係

*Kohei Urabe[1], Kazuyuki Torii[1], Motoyuki Asada[1] and Norikazu Kinoshita[1]

[1]Shimizu Corporation

廃止措置工事における人工数計算モデルの開発

Development of manpower estimation models of decommissioning activities

*杉本 涼太[1]，川崎 大介[1]，柳原 敏[1]
[1]福井大学

JPDR 廃止措置工事の作業内容を詳細に分類し，切断・収納作業の細かな構成要素を反映した人工数計算モデルを作成し，JPDR 解体実績における人工数データに対して最小二乗法でフィッティングした。

キーワード：廃止措置，人工数，統計分析，JPDR

1. はじめに　過去の研究[1]では，JPDR 廃止措置の個々の作業にかかった人工数[2]を統計的に分析し，解体対象機器の重さ等を単一の予測変数として人工数を計算する線形回帰モデルを開発した。より大型の商用炉の解体作業に外挿するためには，各作業における人工数の特性をより詳細に考慮したモデルの検討を行う必要がある。本研究では，作業特性の分析および JPDR の解体実績データの分析に基づき，作業人工数計算モデルを開発することを目的とする。

2. 検討方法　JPDR の解体実績では在来工法が適用されるポンプやタンク等の切断･収納作業については，より細かな構成要素が示されている[2]。これらの作業に必要な人工数は解体対象となる機器の重量以外にも，長さ，面積，体積に比例することが考えられるため，表 1 に示すように作業要素を分類した。これに基づき以下の多項式モデルを用いて，JPDR 解体実績における人工数データに対して最小二乗法でフィッティングした。

$$(\text{人工数})=aW+bW^{2/3}+cW^{1/3}$$

表 1　切断･収納作業の構成要素の分類（ポンプの例）

人工数が長さに比例（長さ∝$W^{1/3}$）	粗断，閉止板・配管の架設，施設の維持管理
人工数が面積に比例（面積∝$W^{2/3}$）	準備，片付け，補修・復旧
人工数が重量・体積に比例（体積∝W）	分解，細断場所への移送，細断，容器への収納

（注）W (kg) は解体機器の重量を表す。

3. 結果・考察

ポンプの実績値へのフィッティングを行った結果，上記の式における a,b,c はそれぞれ 0 人時/kg, 0.30 人時/$kg^{2/3}$, 0.25 人時/$kg^{1/3}$ となった。図 1 に多項式および従来使われていた線形モデルの近似線を示す。実績データの存在する 6000kg 以下では両モデルの間に大きな相違はないがそれ以上では差が顕著に見られた。6000kg 以上のポンプに対して人工数を計算する場合には各モデルの違いによる不確実性の評価が必要と考えられる。

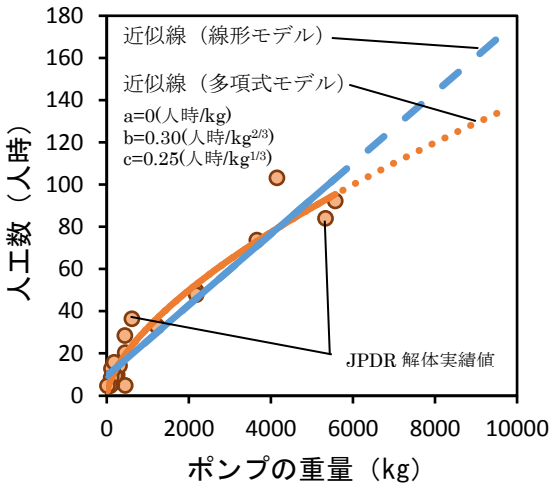


図 1　ポンプ切断・収納作業にかかる人工数モデルのフィッティング結果

4. まとめ　切断・収納作業の細かな構成要素を反映した人工数の計算モデル（多項式モデル）を作成した。今後はデータの詳細な分析により多項式モデルと作業構成要素との関連を検討し，より汎用性のあるモデルの開発を行う。

参考文献

[1] 奥出 他，日本原子力学会 2015 秋の大会, G09, 2015.　[2] 白石 他, JAERI-Data/Code 98-010, 1998.

*Sugimoto Ryota [1], Daisuke Kawasaki[1] and Satoshi Yanagihara[1]
[1]University of Fukui

機器の３D 形状モデルによる解体順序生成システムの開発
廃止措置エンジニアリング技術の開発

Development of dismantling sequence generation system based on 3D model components of machine
Development of decommissioning engineering technology

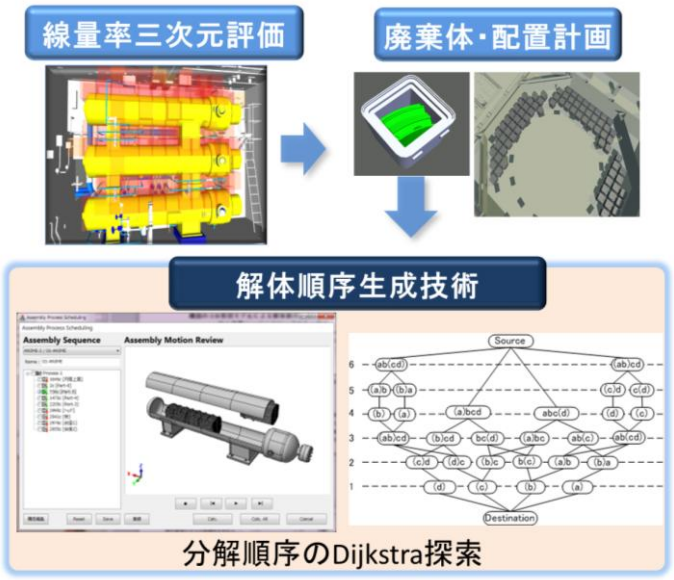
*榎本 敦子[1]，関 洋[1]，吉田 卓弥[1]，今村 光孝[2]，北原 隆[2]，田畑 潤也[2]，
[1]日立製作所 研究開発グループ，[2]日立 GE

原子力施設の廃止措置において，安全性を確保しかつ効率の良い解体作業計画方法の開発が望まれている。本発表では，切断された大型機器の３D形状モデルを入力として，作業性を表す目的関数を最小化する解体順序とその作業時間を自動的に計画する方式を提案する。

キーワード：廃止措置，解体，作業計画，分解順序，3 次元 CAD モデル

1. 緒言

近年，大型機器の解体作業工数を，実績値に基づいた重量に対する線形近似式で作業時間を見積もる方式[1]が主流である。しかし近似精度を確保するために十分な実績値の収集とパラメータ調整を要する。これに対し日立 GE では，プラントの 3 次元モデルとインベントリデータに基づいた放射線量率のシミュレーション，廃棄体・保管計画，解体・搬出計画からなる廃止措置エンジニアリング技術[2]を開発している。これら技術の中で本発表では，大型機器の 3 次元モデルから解体順序を生成する解体順序生成方式を提案する。



2. 大型機器の解体順序の算出

本方式の分解対象とする機器は，３DCAD 上で解体単位の切断パーツで組立品を構成する。切断パーツ間の幾何学的拘束関係を解析し，非干渉で分解できる切断パーツを分解候補とし，夫々の分解候補に対して作業性指標を目的関数として Dijkstra 法により作業性指標を最適化する分解順序を求める。

3. 結論

123 個の切断パーツから構成される熱交換器の 3 次元モデルを用いて本方式による解体順序の自動生成の検証を行った。その結果，Intel® Xeon® CPU（3.33GHz）による計算時間は 6 分 33 秒であり実用可能な処理時間を得た。自動生成された順序のうち修正を要するパーツ数は 123 個の中で 8 個であり，順序の正解率は 93.5%であった。

参考文献

[1] 芝原雄司 他，原子力施設の廃止措置における大型機器解体シナリオの最適化にかかわる検討，日本原子力学会和文論文誌， Vol. 12, No.3, p.197-210 (2013)

[2] Seki, Hiroshi et.al., *Estimation of Decommissioning Quantity Based on #D Intelligent Model*, Proc. of WM2017 Conference, Phoenix, Arizona, USA, March 5-9(2017), 17075

*Atsuko Enomoto[1], Hiroshi Seki[1], Takuya Yoshida[1], Mitsutaka Imamura[2], Takashi Kitahara[2] and Junya Tahata[2]
[1]Hitachi, Ltd. R&D Group, [2]Hirachi GE

原子力施設廃止措置における知識マネジメント支援システムの構築
(8) 知識マネジメント支援システムのこれまでの取り組み成果

Integration of Knowledge Management Support System for the Decommissioning of Nuclear Facilities

(8) The Outcomes of Knowledge Management Support System

*樽田 泰宜[1,2], 加藤 靖章[2], 柳原 敏[1], 井口 幸弘[1,2], 手塚 将志[2], 香田 有哉[2], 北村 高一[2], 溝口 理一郎[3]

[1]福井大学, [2]原子力機構, [3]北陸先端科学技術大学院大学

「ふげん」では長期間にわたる廃止措置をより安全で円滑に行うために、知識マネジメントの取組を進めてきた。特に、2015 年からは原子力知識マネジメントの発展を射程としたふげんのプロトタイプ・システムの開発を行ってきた。そこで、これまでの取り組みから得た知見と今後の課題について検討する。

キーワード：廃止措置、原子力知識マネジメント、知識マネジメント、

1.はじめに

2002 年、国際原子力機関が原子力知識マネジメント(NKM)の重要性を勧告し、NKM 研究会などが設置された。国内では NKM が放射性廃棄物地層処分で試みられている[1]。他方、2003 年にふげんが運転を終了し、2008 年には廃止措置計画が認可された。廃止措置は長期間かつ大規模のため知識継承が重要な課題とされている[2]。ふげんは国内初の大型水炉廃止措置であり、過去の運転成果や経験者の知識の保存と活用といった課題がある。そこで、知識の体系化と継承を目指した知識マネジメント支援システムの開発を行ってきた。ここでは、2015 年からはじまった取り組みとその成果について述べる。

2.研究課題

廃止措置では、原子力のフロントエンドからバックエンドまでの知見を活用し、安全で確実なプロジェクト推進が肝要である。しかし、設計当時の情報は数十年前のものであり、廃止にはさらに数十年の年月がかかる。その間、世代間で情報の授受が発生する。情報の大半は計算機上にあるが、一部は紙ベースや人の記憶といった形で存在している。そのため、情報のやり取りには、閲覧や利用がしやすい状態にすることが望まれる。そこで、まずは(1)対象となる情報・知識の同定、(2)経験者などの知識を引き出す方法、さらに(1)(2)を活用するシステムの構築(3)が必要であると考え、これらを研究課題とする。

3.結果

(1)に対しては、ふげん内の計算機内の情報をサーベイした。結果の一部は設計書、保安規定書、手順書、品質マネジメント、廃棄物統計などがあった。(2)は経験者の手順化されていない知識が対象である。例として問題発生時（緊急時以外）の対処法が知りたいとき、「誰に聞く」「誰が知っているのか」という視点で、人事のデータベース(DB)の活用を検討した。これは、対象職員の経歴・履歴を参照し、必要な技能・資格・経験を持つ人をつなげる試みである。研究の結果、(2) は個人情報保護などの課題への対応が必要であることが分かった。また、(1)は対象データが膨大で計算機上の複数個所に散見するなどし、DB 整備が必要になることが分かった。そこで、分類学の知見を活用し、データ整理を実施した。これにより廃止措置情報を、対象ごと（例えば 1 次系、2 次系、復水器、原子炉）に情報を分類し、整理できた。しかし、実作業では(a)各系統をまたぐ給水管等のパイプ類の分類や(b)系統は異なるが同じ機器（ポンプなど）の重複の解釈問題が発生した。細かく分類するとルールが煩雑化してしまう。そこで、解体というタスクに着目し、オントロジーという手法での整理とその検討を行い、プロトタイプ・システムを構築した。

4.まとめ

タスクを中心としたプロトタイプにより例えば、(a)(b)の問題は種類、機能、属性、構成物といった各要素で整理することで分類から階層的な理解へとシフトした。しかし、すべての DB に対してこのように整理したわけではなく、一部のみである。そのため、今後の DB の拡充や具体的な利用方法を検討したい。

参考文献

[1] 大澤 英昭 他 4 名, 2006, 高レベル放射性廃棄物地層処分に関する知識基盤構築に向けた取り組み : 地層処分技術に関する知識マネジメントシステムの基本概念, 年次学術大会講演要旨集 21(1), 376-379

[2] 立花 光夫, 2016, 原子力施設廃止措置のためのエンジニアリングシステムと知識継承, デコミッショニング技報, (53), 2-16, 2016

---

*Yasuyoshi Taruta[1,2], Yasuaki Kato[2], Satoshi Yanagihara[1], Yukihiro Iguchi[1,2], Masashi Tezuka[2], Yuya Koda[2], Koichi Kitamura[2], Riichiro Mizoguthi[3]

[1]University of Fukui, [2]Japan Atomic Energy Agency, [3]Japan Advanced Institute of science and technology,

「ふげん」廃止措置におけるプロジェクト管理データの評価

A study on Evaluation of project management data in "Fugen" decommissioning

*香田 有哉[1]，手塚 将志[1]，柳原 敏[2]
[1]日本原子力研究開発機構 原子炉廃止措置研究開発センター，[2]福井大学

ふげん廃止措置工事で実施した復水器の解体作業で収集したプロジェクト管理データ（作業人工数、解体物量等）を分析して廃止措置費用評価等に用いるための基本データ（単位作業係数）としてまとめるとともに JPDR 実績データと比較してその妥当性を検討した。

キーワード：ふげん、JPDR、復水器、解体作業、作業人工数、単位作業係数、廃止措置計画

1. 緒言

「ふげん」の廃止措置工事では、プロジェクト管理データを収集し作業管理に用いるとともに今後の大型発電炉の廃止措置計画の検討に役立てるためデータの分析を進めている。本報告では、H22 年度から始めた比較的大型の設備である復水器（2 基：各々約 320ton）の解体作業の実績から得られた作業人工数等の分析に基づき復水器の解体作業の単位作業係数を評価した結果についてまとめたものである。

2. データ収集

廃止措置工事は、準備作業、解体撤去作業、後処理作業から構成され、図 1 に示すように各作業の中で複数の作業項目が実施される。復水器の解体に際しては、基本的に 3 領域（胴部、内部構造物、水室）に分けて、作業人工数や廃棄物量等のデータを収集している。

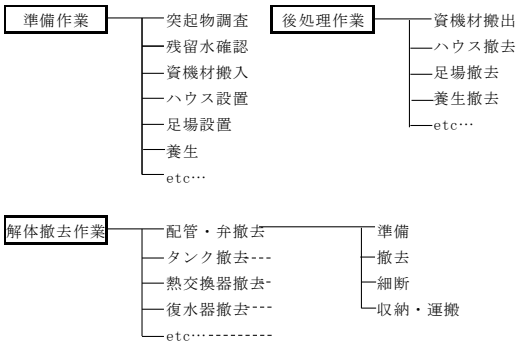


図 1.廃止措置工事における作業概要

3. 結果及び考察

復水器内部は若干の汚染はあるものの、除染によりすべてクリアランス可能なレベルであり、これまでに発生した復水器の解体物量は約 400ton である。解体撤去は、その内容に応じて 8～16 人の体制で実施した。図 2 に作業人工数と物量の関係を示す。赤丸は、3 領域の評価結果であり、更に分類した作業（胴部：上,中,下部胴、内部構造物：上,中,下部及び冷却管、水室：入口,出口）ごとの評価結果を青三角で示す。また、JPDR 解体作業から得られた復水器（タービン及びダンプコンデンサー）の評価結果を緑菱形で示す。復水器の解体に係る単位作業係数は約 32-38 人時/ton であり、物量が小さい場合には「ふげん」と JPDR の評価に大きな相違は見られなかった。

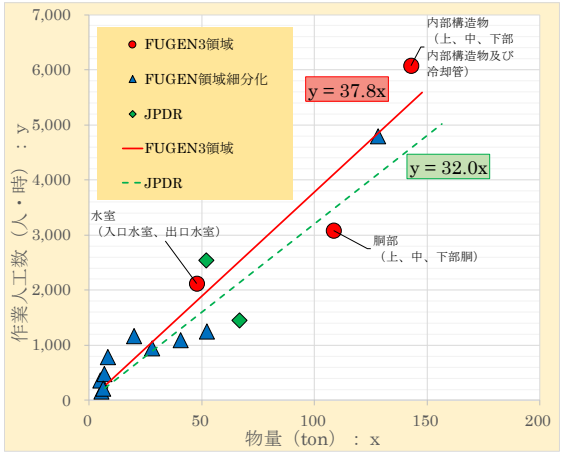


図 2. 復水器単位作業係数の評価

4. 結言

「ふげん」の廃止措置工事で得られた実績データを分析し、大型機器である復水器の解体に係る単位作業係数（人時/ton）を求めた。今後、更にデータ分析を進め大型発電炉への適用性検討を行う。

*Yuya Koda[1], Masashi Tezuka[1] and Satoshi Yanagihara[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency Decommissioning Engineering Center. [2]University of Fukui.

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

Thu. Sep 14, 2017 2:45 PM - 4:20 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 5:45 AM - 7:20 AM UTC | Room D B31 - B3 Block

[2D10-15] Development for Fuel Debris Treatment 1

Chair:Satoshi Yanagihara (Fukui Univ.)

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

[2D10] Development of Fuel Debris Canister

(1)Outline of Collection, Transfer and Storage of Fuel Debris

*Toshihiro Matsuoka[1], Hideaki Uchiyama[2], Chihiro Narazaki[3], Manabu Ueno[4] (1. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 2. International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 3. TOSHIBA CORPORATION, 4. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

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

[2D11] Development of Fuel Debris Canister

(2)Specification of Fuel Debris Canister

*Yasuhiro Tomiita[1], Hideaki Uchiyama[2], Toshihiro Matsuoka[1], Chihiro Narazaki[3], Manabu Ueno[4] (1. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 2. International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 3. TOSHIBA CORPORATION, 4. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

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

[2D12] Development of Fuel Debris Canister

(3)Evaluation of Fuel Debris Condition in a Canister for Criticality Safety

*Seiji Yamamoto[3], Hideaki Uchiyama[1], Toshihiro Matsuoka[2], Tetsuro Takeshita[3], Chihiro Narazaki[3], Yoshiki Ida[3], Manabu Ueno[4] (1. International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 2. International Research Institute for Nuclear Decommissioning / Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 3. International Research Institute for Nuclear Decommissioning / TOSHIBA CORPORATION, 4. International Research Institute for Nuclear Decommissioning / Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

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

[2D13] Development of Fuel Debris Canister

(4)Drop Test of Canister

*Yoshiharu Kikuchi[4], Hideaki Uchiyama[1], Toshihiro Matsuoka[2], Chihiro Narazaki[3], Nodoka Miyamoto[4], Kazuma Hirosaka[4], Noboru Saito[4], Manabu Ueno[4] (1. International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 2. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 3. TOSHIBA CORPORATION, 4. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

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

[2D14] Development of Fuel Debris Canister

(5)Verification Test of Impact Limiter

*Noboru Saito[4], Hideaki Uchiyama[1], Toshihiro Matsuoka[2], Chihiro Narazaki[3], Nodoka Miyamoto[4], Kazuma Hirosaka[4], Yoshiharu Kikuchi[4], Manabu Ueno[4] (1. International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 2. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 3. TOSHIBA CORPORATION, 4. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

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

[2D15] Development of Fuel Debris Canister

(6)Evaluation of Drop Test by Static Numerical Simulation

*Kazuma Hirosaka[4], Hideaki Uchiyama[1], Toshihiro Matsuoka[2], Chihiro Narazaki[3], Nodoka Miyamoto[4], Noboru Saito[4], Yoshiharu Kikuchi[4], Manabu Ueno[4] (1. International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 2. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 3. TOSHIBA CORPORATION, 4. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

4:15 PM - 4:20 PM JST | 7:15 AM - 7:20 AM UTC

Time reserved for Chair

燃料デブリ用収納缶の開発
（1）燃料デブリの収納・移送・保管

Development of Fuel Debris Canister

(1) Outline of Collection, Transfer and Storage of Fuel Debris

*松岡 寿浩[2]，内山 秀明[1]，楢崎 千尋[3]，上野 学[4]

[1]ＩＲＩＤ，[2]ＩＲＩＤ／三菱重工，[3]ＩＲＩＤ／東芝，[4]ＩＲＩＤ／日立ＧＥ

福島第一原子力発電所の廃止措置において、取り出された燃料デブリの収納・移送・保管に関わる技術開発の概要を報告する。

キーワード：燃料デブリ，収納缶

1. 緒言

福島第一原子力発電所（1F）の廃止措置に向けて取り出される燃料デブリを安全かつ合理的に収納・移送・保管する技術が求められている。そこで燃料デブリの収納・移送・保管技術の開発プロジェクトでは燃料デブリの取り出し工法の開発等と連携して燃料デブリの収納・移送・保管に係わる安全評価手法の開発及び燃料デブリの収納・移送・保管システムの概念構築に取り組んでいる。

2. 燃料デブリの収納・移送・保管に関わる技術開発の概要

燃料デブリには核燃料物質が含まれているため、特に放射性物質の閉じ込め（飛散防止）、未臨界等に配慮した取扱いを行う必要がある。米国スリーマイルアイランド原子力発電所 2 号機（TMI-2）の廃止措置では回収した燃料デブリを専用の容器（収納缶）に収納して収納缶単位で取扱い、実績ある使用済燃料の移送・保管技術を活用して放射性物質の閉じ込め他の要求を合理的に達成した事例がある。

TMI-2 の実績を踏まえ、本プロジェクトでも 1F 燃料デブリの収納・移送・保管を安全かつ合理的に行うにあたり燃料デブリを収納缶に収納して実績ある使用済燃料の移送・保管技術を活用する方針とした。また、技術開発は以下に示す 1F 燃料デブリと TMI-2 燃料デブリの相違を考慮して進めている。

・1F では炉内に海水を注入したことにより燃料デブリに海水成分が残留している可能性があること。

・TMI-2 ではなかった MCCI 反応（コンクリートと溶融炉心の相互反応による）生成物の存在が想定されること。また、燃料デブリとともに原子炉一次格納容器内のコンクリートも回収される可能性があること。

・TMI-2 と比較して 1F では燃料の初期濃縮度や燃焼度が高いこと。

さらに、1F 廃止措置の技術開発プロジェクトは、燃料デブリの取り出し工法の開発、燃料デブリ性状把握等、複数が並行して検討されている。そのため、本プロジェクトで仮定した移送・保管システム及び収納缶仕様の基本概念については、関連するプロジェクトの検討状況を反映し、フィードバックを図りつつ技術開発を進めている。以下に示す成果の詳細を別稿で報告する。

・国内で実績のある使用済燃料の移送、プール保管、乾式保管施設を参考に収納缶開発（課題）の前提となる移送・保管システムを設定し、収納缶仕様の基本概念を仮定した。

・TMI-2 と同様の未臨界設計思想で設定した収納缶内径は小さいため、収納缶内径拡大を検討した。未臨界条件のパラメータ評価を行い、未臨界状態を維持するための条件を導出した。内径拡大の一案である水分量制限の適用性を確認するため、模擬燃料デブリの水切り検証試験を実施した。

・収納缶の取扱い時において落下等の事故を想定し、有限要素法解析及びスケールモデルによる落下試験を行い、構造強度評価手法を立案するとともに落下時の衝撃荷重低減のための緩衝構造案の検討を実施した。

・燃料デブリの移送時、放射性物質の閉じ込めのため、移送容器を密閉空間とする計画であり、燃料デブリに残留した水の放射線分解による水素ガス対策が必要となる可能性がある。水素発生量予想の精緻化のため、水素発生に影響のある因子として海水、ヨウ素やコンクリート等の成分を抽出し、影響の検討を行った。

・収納缶の長期健全性検討として、収納缶が曝される水質について燃料デブリ内の海水成分の残留等を考慮して環境条件を仮定して、候補材の耐食性を比較評価した。候補材の一つであるオーステナイト系ステンレス鋼について、塩素イオン含有環境下での材料耐食性向上対策を検討した。

この成果は、経済産業省／平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発）」で得られたものの一部である。

*Toshihiro Matsuoka[1,2], Hideaki Uchiyama[1], Chihiro Narazaki[1,3] and Manabu Ueno[1,4]

[1]International Research Institute for Nuclear Decommissioning, [2]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., [3]TOSHIBA CORPORATION, [4]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

燃料デブリ用収納缶の開発
（2）燃料デブリ用収納缶の仕様

Development of Fuel Debris Canister

(2) Specification of Fuel Debris Canister

*富板 靖博[2]，内山 秀明[1]，松岡 寿浩[2]，楢崎 千尋[3]，上野 学[4]

[1]ＩＲＩＤ，[2]ＩＲＩＤ／三菱重工，[3]ＩＲＩＤ／東芝，[4]ＩＲＩＤ／日立ＧＥ

取り出された燃料デブリを安全に収納し、移送し、安定的な保管に用いる燃料デブリ用収納缶の仕様について検討した。

キーワード：燃料デブリ，収納缶

1. 緒言

福島第一原子力発電所（1F）の廃止措置に向けて燃料デブリの収納・移送・保管技術を確立するため、燃料デブリ用収納缶の開発を行っている。米国スリーマイルアイランド原子力発電所 2 号機（TMI-2）では収納缶を用いで燃料デブリを移送・保管したが 1F での特有の条件を考慮して安全機能、および一連の取扱い作業を設定する必要がある。

2. 移送・保管システムの仮定

TMI-2 での実績を踏まえ、国内実績のある使用済燃料の移送、プール保管、乾式保管施設を参考に 1F 燃料デブリの移送・保管システムを仮定した（図 1）。1F の廃止措置においては、燃料デブリを安全に移送・保管できることに加えて、廃止措置の早期実現、作業性など、全体としての合理性検討も重要である。

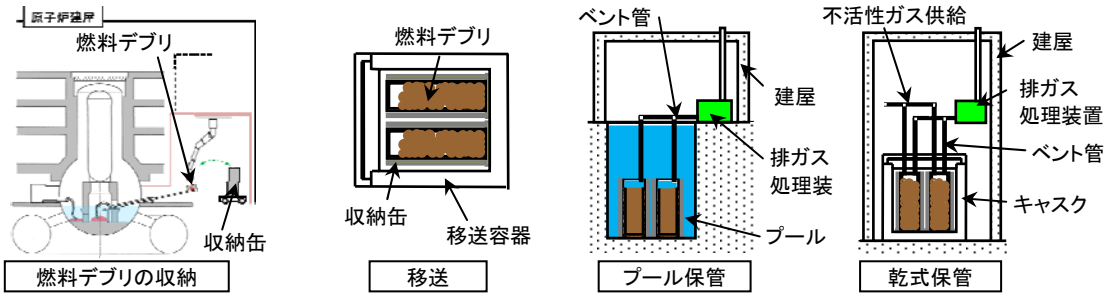


図 1　収納缶開発にあたって仮定した燃料デブリの収納・移送・保管の方法(案)

3. 機能分担を考慮した収納缶仕様

仮定した移送・保管システムに対して必要となる安全機能を設定し、収納缶と収納缶の取扱い時に関連する周辺機器（施設含む）との安全機能の分担を設定した。設定にあたっては TMI-2 の実績等を考慮した（表 1）。また、機能分担に基づき、収納缶の概念形状を設定した（図 2）。

◎安全機能：未臨界、除熱、閉じ込め、遮蔽、構造強度（取扱／事故時）、水素対策※1、材料健全性※2

※1：水の放射線分解により発生する水素の防爆策、　※2：海水成分の残留を想定した材料の耐食性の確保

表 1　機能分担に基づく収納缶仕様

安全機能	設計要求	機能分担		収納缶の設計仕様
		収納缶	他機器	
未臨界	未臨界の維持	○	○	・未臨界条件である幾何形状の維持は取扱モード共通の容器（収納缶）で取扱ったほうが合理的なため。 ・配列時の未臨界は他機器（キャスク，ラック等）で担保。
除熱（冷やす）	収納缶，燃料デブリ他の物性の担保		○	・発熱量は同レベルの使用済燃料以下であり自然冷却で収納缶を冷却可能なため特別な除熱装置等は設けない。
閉じ込め	作業員や公衆の被ばく防止		○	・収納缶には水素滞留防止口を設置。 ・収納缶からの燃料デブリの放出による汚染拡大防止のため，フィルター設置。
遮蔽	作業員や公衆の被ばく防止		○	・収納缶に遮蔽機能を付与すると重量が増え，取扱機器の大型化や保管効率の低下につながるため遮蔽は担保しない。（TMI-2 の収納缶仕様で実績あり）
構造強度	安全機能を維持するための構造強度	○	○	・収納缶の取扱機器等の設計合理化のため最小限の強度は維持。 ・他機器で収納缶への荷重条件や腐食条件の緩和を図る。
材料健全性	強度構造他の維持	○	○	
水素対策	水素の爆発防止	○（触媒）	○	・収納缶内の空間は小さく水素濃度が上昇するため収納缶外部に放出できる構造とし，他機器で掃気等を行う。 ・収納缶内の水素量低減のため，必要に応じ触媒を配置。

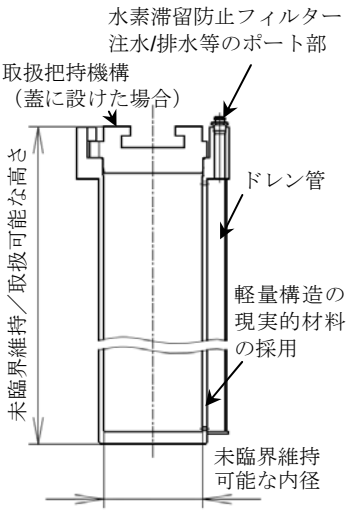


図 2　収納缶の概念形状

この成果は、経済産業省／平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発）」で得られたものの一部である。

*Yasuhiro Tomiita[1,2], Hideaki Uchiyama[1], Toshihiro Matsuoka[1,2], Chihiro Narazaki[1,3] and Manabu Ueno[1,4]

[1]International Research Institute for Nuclear Decommissioning, [2]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., [3]TOSHIBA CORPORATION, [4]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

燃料デブリ用収納缶の開発
（3）未臨界状態を維持する燃料デブリ収納条件の検討

Development of Fuel Debris Canister

(3) Evaluation of Fuel Debris Condition in a Canister for Criticality Safety

*山本 誠二[3]，内山 秀明[1]，松岡 寿浩[2]，竹下 哲郎[3]，楢崎 千尋[3]，井田 吉紀[3]，上野 学[4]

[1]ＩＲＩＤ，[2]ＩＲＩＤ／三菱重工，[3]ＩＲＩＤ／東芝，[4]ＩＲＩＤ／日立ＧＥ

燃料デブリ用収納缶には、燃料デブリとともに水（同伴水）が持ち込まれると考えられる。未臨界状態を維持しつつ、燃料デブリ用収納缶の内径を拡大する場合の燃料デブリ収納条件の検討として、同伴水量の制限に着目して、水量の臨界安全解析および水切り試験を実施した。

キーワード：燃料デブリ，収納缶，未臨界

1. 諸言

福島第一原子力発電所（1F）の廃止措置に向けて燃料デブリの収納・移送・保管技術を確立するため、燃料デブリ用収納缶の開発を行っている。1F に装荷された ^{235}U 濃縮度が最大の条件で、燃料デブリの収納量や形状、収納状態、同伴水量によらず、燃料デブリ用収納缶（収納缶）の形状管理のみで未臨界を維持できる収納缶内径寸法は 220mm である。しかし、燃料デブリの取り出しから保管を合理的に行う（収納缶本数の低減等）観点から、収納缶内径の拡大要求がある。未臨界状態を維持しつつ、収納缶内径を拡大する場合の燃料デブリ収納条件として、同伴水量の制限に着目して検討した。

2. 収納缶内径拡大のための臨界パラメータサーベイ

収納缶形状（内径および高さ）に対する臨界安全上の燃料デブリの収納量、形状、同伴水量を評価した。図 1 は、同伴水量の評価結果の一例である。燃料デブリを UO_2 とみなし、燃料デブリと水が収納缶内で均質・均一混合状態の場合、水量を 35vol%以下に制限できれば、臨界安全上、収納缶内径を 400mm にできる見込みを得た。

3. メッシュ容器による水切り試験

2.の評価を踏まえ、収納缶内の同伴水量制限の方策を検討した。原子炉内等で燃料デブリを収納缶よりも小型の容器（UC）に入れ、原子炉外で UC を収納缶に装荷するフローにおいて、UC をメッシュ構造にして重力落下により同伴水を水切りすることで、収納缶内の同伴水量制限を期待できる。

収納缶内の同伴水量制限の成立性検証として、燃料デブリを砕石及び砕砂で、UC のメッシュをふるいで模擬して水切り試験をした。表 1 は、水切り試験の条件と水切り後の水量である。塊状の燃料デブリの場合は短時間で水を切れるが、粒径の小さい燃料デブリを含む場合は水量が多くなる傾向が示唆された。

4. 今後の計画

燃料デブリの取り出しから保管までの合理的なシステム検討の中で、収納缶内径の拡大要求を整理し、燃料デブリ形状や同伴水量の設定、収納缶構造の工夫等の方策の組合せにより、燃料デブリ収納の現場で実施可能な未臨界維持の方策を立案する。

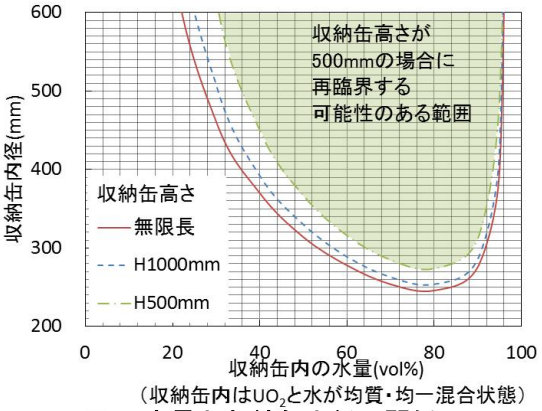


図 1 水量と収納缶内径の関係

表 1　水切り試験マトリクス

No.		1	2	3	4	5	6	7	8	9
模擬燃料デブリ	形状	塊状			粒・小石状（均一）					粒・小石状（分布）
	粒径	20～40mm			5～15mm					粒径分布[1]を模擬
模擬UC	内径(mm)	150	200	200	150	150	200	200	200	150
	目開き(mm)	4	4	8	4	8	4	4	8	4
試験条件	模擬燃料デブリ目標積載高さ	約100mm								
	水切り前の浸水時間	30分						24時間	30分	
水切り30分後の水量(vol%)		2.0	4.0	5.5	9.9	11.0	7.2	12.0	7.7	27.8

この成果は、経済産業省／平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発）」で得られたものの一部である。

参考文献[1] S. Kawano *et al.* “Characterization of Fuel Debris by Large-Scale Simulated Debris Examination for Fukushima Daiichi Nuclear Power Stations,” *2017 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants*, Fukui and Kyoto, Japan, Apr. 24-28, 2017(2017).

*Seiji Yamamoto[1,3], Hideaki Uchiyama[1], Toshihiro Matsuoka[1,2], Tetsuro Takeshita[1,3], Chihiro Narazaki[1,3], Yoshiki Ida[1,3] and Manabu Ueno[1,4]

[1]International Research Institute for Nuclear Decommissioning, [2]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., [3]TOSHIBA CORPORATION, [4]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

燃料デブリ用収納缶の開発
（4）収納缶の落下試験

Development of Fuel Debris Canister
(4) Drop Test of Canister

*菊地義春[4]，内山秀明[1]，松岡寿浩[2]，楢崎千尋[3]，宮本和[4]，廣坂和馬[4]，齋藤昇[4]，上野学[4]
[1]ＩＲＩＤ，[2]ＩＲＩＤ／三菱重工，[3]ＩＲＩＤ／東芝，[4]ＩＲＩＤ／日立ＧＥ

燃料デブリ用収納缶の万一の落下等、衝撃力が加わる事象に対する強度評価手法に適用する解析の妥当性確認に資するため、1/3 スケール落下試験を実施し、妥当性確認用のデータを取得した。

キーワード：燃料デブリ，収納缶，構造強度，落下試験，ひずみ，変形量

1. 緒言

福島第一原子力発電所の廃止措置に向けて燃料デブリの収納・移送・保管技術を確立するため、燃料デブリ用収納缶の開発を行っている。燃料デブリ用収納缶の万一の落下等、衝撃力が加わる事象に対する強度評価手法に適用する解析の妥当性確認に資するため、1/3 スケール落下試験を実施した。

2. 試験方法

図 1 に収納缶の落下試験体系を示す。床に置いたロードセルに鋼板を載せ、これに収納缶模擬体を自由落下させて、収納缶の落下による剛体床への衝突を模擬した。試験装置の制約から、試験体は実機想定の約 1/3 スケールとし、試験では取扱い上の想定最大高さ（暫定値 9m）から収納缶を自由落下させた。また、試験では、収納缶軸方向に落下する鉛直落下に加え、衝突部の変形が厳しくなることが想定される斜め衝突として、衝突部と収納缶重心が鉛直上で一致する、重心落下（落下角度約 3°）も実施した。試験では、落下時の荷重、加速度および収納缶胴部のひずみを計測した。

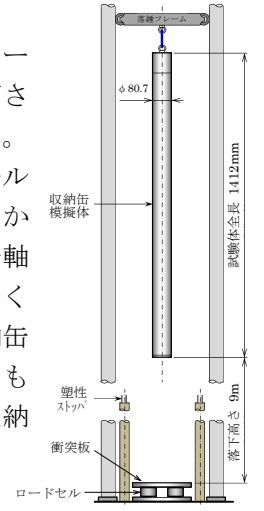


図 1　落下試験体系

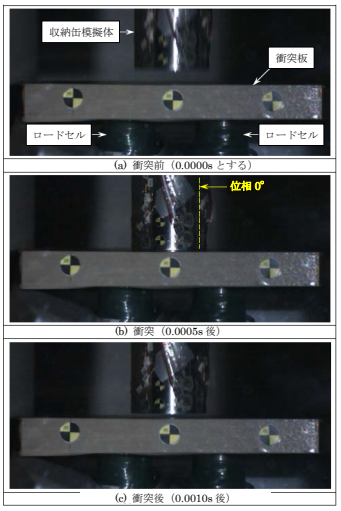


図 2　落下試験状況

3. 試験結果

図 2 に落下試験状況として鉛直落下試験の例を示す。また、試験での計測データの一例として、鉛直落下と重心落下での周方向ひずみの時刻歴を図 3 に示す。収納缶胴部のひずみについては、軸方向、周方向ともに重心落下の方が大きく、落下角度が衝突部付近の変形に影響を与えることを示唆している。なお、鉛直落下および重心落下試験前後での収納缶模擬体に大きな形状変化は見られず、目視では胴部の曲げや底板の割れなどの損傷は確認されなかった。

収納缶模擬体の 9m 鉛直および重心落下試験において計測した荷重や衝突加速度は、同条件で実施した 2 回の試験で有意な差がなく、また、発生ひずみの傾向やレベルも同等であることから、解析の妥当性確認に資するデータが取得できたものと判断される。

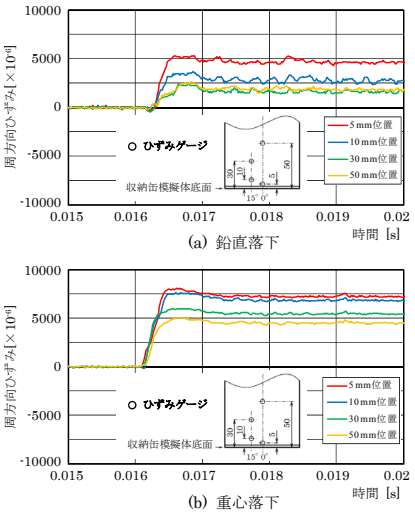


図 3　ひずみ時刻歴

この成果は、経済産業省／平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発）」で得られたものの一部である。

*Yoshiharu Kikuchi[1,4], Hideaki Uchiyama[1], Toshihiro Matsuoka[1,2], Chihiro Narazaki[1,3], Nodoka Miyamoto[1,4], Kazuma Hirosaka[1,4], Noboru Saito[1,4] and Manabu Ueno[1,4]
[1]International Research Institute for Nuclear Decommissioning, [2]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., [3]TOSHIBA CORPORATION, [4]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

燃料デブリ用収納缶の開発
（5）緩衝構造の有効性確認試験

Development of Fuel Debris Canister
(5) Verification Test of Impact Limiter

*齋藤昇[4]，内山秀明[1]，松岡寿浩[2]，楢崎千尋[3]，宮本和[4]，廣坂和馬[4]，菊地義春[4]，上野学[4]
[1]ＩＲＩＤ，[2]ＩＲＩＤ／三菱重工，[3]ＩＲＩＤ／東芝，[4]ＩＲＩＤ／日立ＧＥ

燃料デブリ用収納缶の万一の落下時に対する衝突荷重低減策の一つとして、収納缶下部を緩衝構造とすることを検討し、その有効性を確認した。

キーワード：燃料デブリ，収納缶，構造強度，落下試験，ひずみ，緩衝構造

1. 緒言

福島第一原子力発電所の廃止措置に向けて燃料デブリの収納・移送・保管技術を確立するため、燃料デブリ用収納缶の開発を行っている。万一の収納缶落下が生じた場合の衝突荷重低減策の一つとして収納缶下部の緩衝構造について検討した。1/3 スケール試験体による落下試験を行い、衝突荷重、発生ひずみ等を測定することで、緩衝構造の有効性を評価した。

2. 試験方法

図１に緩衝構造の概略を示す。緩衝構造の一例として、収納缶下部を薄肉管状とする構造を検討した。図２に示すように、落下衝突時は、この緩衝構造が塑性変形することで落下エネルギーが吸収され、衝突荷重が低減される。実機収納缶形状案の約 1/3 スケールの試験体を収納缶の取扱い上想定される最大高さ（暫定値 9 m）から自由落下させ、衝突荷重および試験体胴部のひずみを動的に測定した。

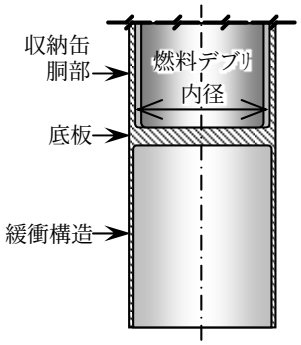
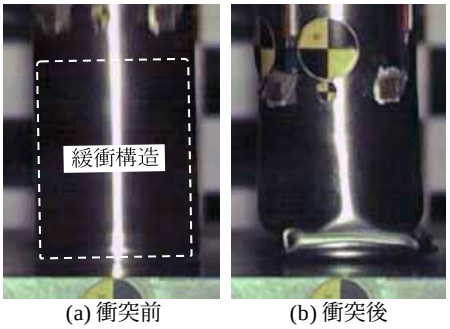


図1　緩衝構造の概略



(a) 衝突前　(b) 衝突後
図2　落下試験の状況

3. 試験結果

図３に衝突荷重の測定結果を示す。緩衝構造がない場合の衝突荷重が約 1700 kN であるのに対して、緩衝構造を設けることで約 70 kN まで低減できた。図４に試験体胴部の周方向ひずみの測定結果を示す。緩衝構造を設けることで、衝突荷重が低減されるため、衝突によって生じるひずみを弾性範囲内に制限することができた。以上から、提案した緩衝構造が衝突荷重低減策として有効であることが確認された。

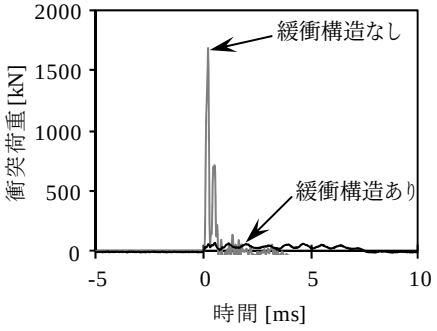


図3　衝突荷重の測定結果

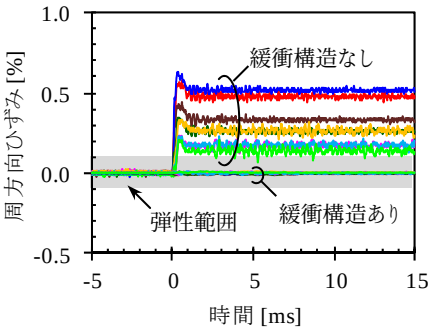


図4　試験体胴部ひずみの測定結果

この成果は、経済産業省／平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発）」で得られたものの一部である。

*Noboru Saito[1,4], Hideaki Uchiyama[1], Toshihiro Matsuoka[1,2], Chihiro Narazaki[1,3], Nodoka Miyamoto[1,4], Kazuma Hirosaka[1,4], Yoshiharu Kikuchi[1,4], Manabu Ueno[1,4]
[1]International Research Institute for Nuclear Decommissioning, [2]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., [3]TOSHIBA CORPORATION, [4]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

燃料デブリ用収納缶の開発
（6）収納缶落下試験の静的解析評価

Development of Fuel Debris Canister

(6) Evaluation of Drop Test by Static Numerical Simulation

*廣坂和馬[4]，内山秀明[1]，松岡寿浩[2]，楢崎千尋[3]，宮本和[4]，齋藤昇[4]，菊地義春[4]，上野学[4]

[1]ＩＲＩＤ，[2]ＩＲＩＤ／三菱重工，[3]ＩＲＩＤ／東芝，[4]ＩＲＩＤ／日立ＧＥ

収納缶の 1/3 スケール落下試験の静的解析を実施した。静的解析は、落下試験で得られた収納缶の変形量を適度に大きく見積もり、収納缶の未臨界維持機能を保守側に評価できることを確認した。

キーワード：燃料デブリ，収納缶，構造強度，落下試験，静的解析，ひずみエネルギー法，未臨界

1. 緒言

福島第一原子力発電所の廃止措置に向けて燃料デブリの収納・移送・保管技術を確立するため、燃料デブリ用収納缶の開発を行っている。燃料デブリ用収納缶の万一の落下等、衝撃力が加わる事象に対する強度評価手法の検討を行っている。収納缶は、万一の落下事象時でも燃料デブリの未臨界維持を担保するため、変形を制限する必要がある。軽水炉機器の構造強度評価では静的解析を用いた実績が多いことから、収納缶の 1/3 スケール落下試験とこれを模擬した静的解析結果を比較し、落下時の変形量評価における静的解析の適用性について検討した。

2. 解析方法

1/3 スケールの収納缶の鉛直落下試験の静的解析モデルを図 1 に示す。モデル形状は 2 種類の長さ（長尺、短尺）の試験体形状とそれぞれ同一とした。材料物性には、試験体に使用した SUS304 および SS400 の室温の応力-ひずみ関係を用いた。解析には汎用有限解析コード Abaqus®を用いた。衝突加速度を静的な慣性力として与える手法としてひずみエネルギー法を用いた。収納物を本体底板に設置し、収納缶模擬体を床に置いた状態で、蓋と本体に発生するひずみエネルギーが想定される最大高さ（暫定値 9 m）での落下エネルギーと等しくなるよう衝突加速度を鉛直下向きに負荷させた。

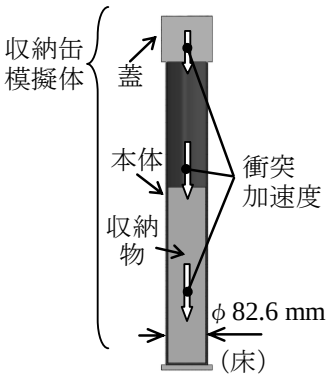


図 1　静的解析モデル

3. 解析結果

静的解析による鉛直落下時の試験体胴部径方向の最大変形量は 0.9 mm であり、落下試験の変形量 0.3 mm に対して大きく評価することを確認した。他の想定落下事象も含めた 1/3 スケール落下試験での試験体胴部径方向の最大変形量を解析と比較した結果を図 2 に示す。両者の差異は最大でも試験体直径の 0.8 %程度で、いずれのケースも静的解析は試験結果より大きく、適度に保守的な結果を与えることを確認した。また、本静的解析手法を内径 220 mm，板厚 10 mm の実機形状案の収納缶に適用し、9m 鉛直落下の静的解析を行った結果、胴部径方向最大変形量は、未臨界維持の目安値 13 mm 以下の約 6 mm であることを確認した。

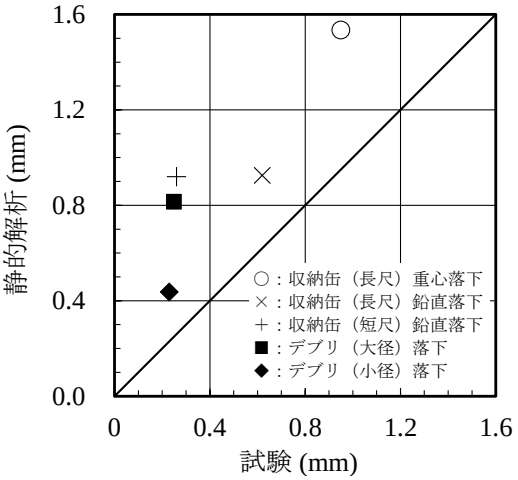


図 2　胴部径方向最大変形量の比較

この成果は、経済産業省／平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発）」で得られたものの一部である。

*Kazuma Hirosaka[1,4], Hideaki Uchiyama[1], Toshihiro Matsuoka[1,2], Chihiro Narazaki[1,3], Nodoka Miyamoto[1,4], Noboru Saito[1,4], Yoshiharu Kikuchi[1,4] and Manabu Ueno[1,4]

[1]International Research Institute for Nuclear Decommissioning, [2]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., [3]TOSHIBA CORPORATION, [4]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.,

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

Thu. Sep 14, 2017 4:20 PM - 6:30 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 7:20 AM - 9:30 AM UTC | Room D B31 - B3 Block

[2D16-23] Development for Fuel Debris Treatment 2

Chair:Hiroshi Masaki (IRID/TOSHIBA)

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

[2D16] Development of Fuel Debris Canister

(7)Measurement of Hydrogen Production Amount by Gamma-Radiolysis of Water

*Nodoka Miyamoto[4], Hideaki Uchiyama[1], Toshihiro Matsuoka[2], Chihiro Narazaki[3], Yoshiharu Kikuchi[4], Manabu Ueno[4], Yoichi Wada[4] (1. International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 2. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 3. TOSHIBA CORPORATION, 4. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

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

[2D17] Development of Fuel Debris Canister

(8)Analytical Evaluation of Hydrogen Production Amount by Gamma-Radiolysis of Water

*Yoichi Wada[4], Hideaki Uchiyama[1], Toshihiro Matsuoka[2], Chihiro Narazaki[3], Nodoka Miyamoto[4], Yoshiharu Kikuchi[4], Manabu Ueno[4] (1. International Research Institute for Nuclear Decommissioning , 2. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 3. TOSHIBA CORPORATION, 4. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

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

[2D18] Development of Fuel Debris Canister

(9)Measurement of Quantity of Hydrogen by Radiolysis of Concrete Component Water under γ-Ray Irradiation

*Taisuke Tsukamoto[2], Hideaki Uchiyama[1], Toshihiro Matsuoka[2], Yasuhiro Tomiita[2], Takayuki Hase[2], Chihiro Narazaki[3], Manabu Ueno[4] (1. International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 2. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 3. TOSHIBA CORPORATION, 4. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

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

[2D19] Development of Fuel Debris Canister

(10)Examination of Corrosion Resistance for Canister Candidate Material

*Kosuke Inaba[1], Hideaki Uchiyama[2], Ikumasa Koshiro[1], Kenji Sato[1], Toshihiro Matsuoka[1], Yasuhiro Tomiita[1], Chihiro Narazaki[3], Manabu Ueno[4] (1. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 2. International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 3. TOSHIBA CORPORATION, 4. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

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

[2D20] Development of an immersion ultrasonic imaging method for the shape reconstruction of nuclear fuel debris

*Toshiya Kono[1], Kazushi Kimoto[1], Hiroshige Kikura[2] (1. OKAYAMA Univ., 2. Tokyo Institute of Technology)

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

[2D21] Fuel debris recovery plan that constantly carries out critical measures at Fukushima Daiichi Power Station

Continuous collection of fuel debris by boron crystal blasting

*Haruo Morishige[1] (1. Fukushima Nuclear Accident Contermeasures Review Group)

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

[2D22] Study of Pre-treatment of defueling Fuel Debris for drying storage

Evaluation of Drying characteristic focused on form of Fuel Debris

*Seiya Suzuki[1], Nobuo Okamura[1], Masayuki Watanabe[1], Kenji Koizumi[1] (1. International Research Institute for Nuclear Decommissioning(Japan Atomic Energy Agency))

6:05 PM - 6:20 PM JST | 9:05 AM - 9:20 AM UTC

[2D23] Development of simultaneous measurement for multi isotopes by ICP-QQQ-MS

*Maho Iwasaki[1], Soich Sato[1], Naoya Kaji[1] (1. IRID(JAEA))

6:20 PM - 6:30 PM JST | 9:20 AM - 9:30 AM UTC

Time reserved for Chair

燃料デブリ用収納缶の開発
（7）γ線照射下での水の放射線分解による水素発生量の測定

Development of Fuel Debris Canister

(7) Measurement of Hydrogen Production Amount by Gamma-Radiolysis of Water

*宮本 和[4]，内山 秀明[1]，松岡 寿浩[2]，楢崎 千尋[3]，菊地 義春[4]，上野 学[4]，和田 陽一[4]

[1]ＩＲＩＤ，[2]ＩＲＩＤ／三菱重工，[3]ＩＲＩＤ／東芝，[4]ＩＲＩＤ／日立ＧＥ

燃料デブリ移送時の安全評価として、福島第一原子力発電所での燃料デブリ移送時の収納缶内の水質環境を想定し、海水成分、ヨウ素およびコンクリートからの溶出成分を含む体系が水の放射線分解による水素発生へ及ぼす影響をガンマ線照射試験により評価した。

キーワード：燃料デブリ，収納缶，ガンマ線，放射線分解，水素発生，G 値

1. 緒言

福島第一原子力発電所（1F）の廃止装置に向けて燃料デブリの収納・移送・保管技術を確立するため、燃料デブリ用収納缶の開発を行っている。収納缶を移送する際に、収納缶内の水の放射線分解によって発生する水素への対策が課題となっている。1F 燃料デブリ用収納缶特有の海水成分、ヨウ素およびコンクリートから溶出する成分が共存する水質における水素発生量の影響を検討する必要がある。1F 燃料デブリ用収納缶特有の水質を考慮した試験水を用いたガンマ線照射試験で水素発生の G 値を算出した。

2. 試験

燃料デブリは密閉条件での移送を想定していることから、密閉可能な照射容器（図１）を用い、内部の水の体積に対する気相部体積の比率（気液比）をパラメータ（約 10～900%）とし、ガンマ線照射（約 1 kGy/h、約 1,000 h）による水素発生 G 値を測定した。試験は、収納缶内の水質を模擬し、海水成分（塩化物イオン濃度として 2.8×10^{-3} mol/L）およびヨウ化物イオン（濃度 0～10^{-4} mol/L）が溶解した水（試験水①）で実施した。また、試験水①に加え、コンクリートからの溶出成分を模擬し、水酸化カルシウムを添加（pH8～12）した場合も実施した（試験水②）。試験水②では、照射容器のアスペクト比（容器内径／容器高さ）もパラメータとして考慮した。照射容器内の圧力変化から水素発生量を算出し、水素発生量と水の吸収線量を用いて水素発生の G 値を算出した。

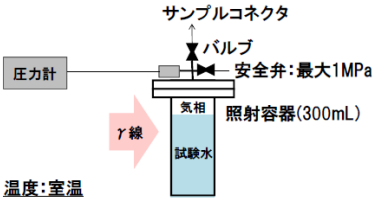


図１　ガンマ線照射試験の概略

3. 結果および考察

試験結果の一例として、試験水①に対するガンマ線照射試験における気液比依存性の結果を図２に示す。気液比が 10～50%の比較的小さな条件では、気液比が大きくなるにつれて、G 値が上昇した。一方、気液比が 500~900%の比較的大きな条件では、気液比が大きくなるにつれて、G 値が低下する傾向を確認した。これは、液相部における放射線分解の速度と気相部へのガス放出の速度の競争が関係していることによると考えられる。

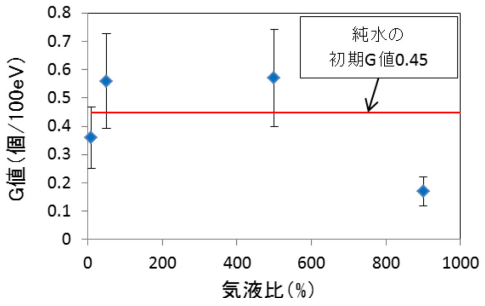


図２　G 値の気液比依存性
（ヨウ化物イオン濃度 10^{-4} mol/L）（誤差 2σ の場合）

試験より、1F 燃料デブリ用収納缶条件を想定し、海水成分、ヨウ素およびコンクリートからの溶出成分を考慮したときの G 値は概ね純水の初期 G 値 0.45 程度であった。また、一部試験条件では、G 値 0.45 以上となったが、試験での誤差要因を考慮すると、純水の初期 G 値 0.45 から大きく変わらなかった。

この成果は、経済産業省／平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発）」で得られたものの一部である。

*Nodoka Miyamoto[1,4], Hideaki Uchiyama[1], Toshihiro Matsuoka[1,2], Chihiro Narazaki[1,3], Yoshiharu Kikuchi[1,4], Manabu Ueno[1,4] and Yoichi Wada[1,4]

[1]International Research Institute for Nuclear Decommissioning. [2]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd. [3]TOSHIBA CORPORATION, [4]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

燃料デブリ用収納缶の開発
（8）γ線照射下での水の放射線分解による水素発生量の解析的評価

Development of Fuel Debris Canister

(8) Analytical Evaluation of Hydrogen Production Amount by Gamma-Radiolysis of Water

*和田 陽一[4]，内山 秀明[1]，松岡 寿浩[2]，楢崎 千尋[3]，宮本 和[4]，菊地 義春[4]，上野 学[4]

[1]ＩＲＩＤ，[2]ＩＲＩＤ/三菱重工，[3]ＩＲＩＤ/東芝，[4]ＩＲＩＤ/日立ＧＥ

燃料デブリ移送時の安全評価として、福島第一原子力発電所での燃料デブリ移送時の収納缶内の水質環境を想定し、海水成分、ヨウ素およびコンクリートからの溶出成分を含む体系における水の放射線分解による水素発生量を解析的に評価する方法を検討し、実験結果との比較から評価式の妥当性を確認した。

キーワード：燃料デブリ，収納缶，ガンマ線，放射線分解，水素発生，G 値

1. 緒言

福島第一原子力発電所（1F）の廃止措置に向けて燃料デブリの収納・移送・保管技術を確立するため、燃料デブリ用収納缶の開発を行っている。収納缶を移送する際に、収納缶内の水の放射線分解によって発生する水素への対策が課題となっている。1F 燃料デブリ用収納缶特有の海水成分、ヨウ素およびコンクリートから溶出する成分が共存する水質での水素発生量の影響を検討する必要がある。収納缶内のガンマ線により水が放射線分解したときの水素発生量評価方法を検討した。

2. 計算方法

気液二相条件での水の放射線分解による水素発生量は、収納缶の形状・寸法、水量及び気相部体積、水質、放射線の種類、吸収線量率など多くのパラメータの影響を受ける。そこで、①液相だけでのガンマ線による水の放射線分解を水の放射線分解モデル[1]で解き平衡濃度を計算し、②次に水素発生量を時間比例で計算し平衡濃度になるまで状態方程式とヘンリー則により気液分配する、という２段階の方法[2]の適用を検討した（図１）。なお、この際、水素発生の G 値は純水の初期 G 値 0.45 とした。

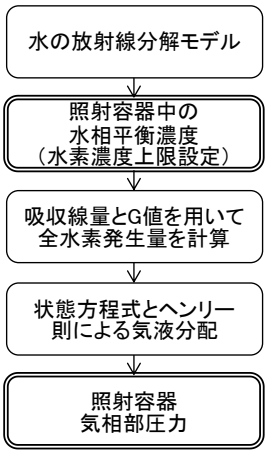


図１　水素発生量評価の流れ

3. 結果および考察

評価の一例として、海水成分（塩化物イオンとして 2.8×10^{-3} mol/L）およびヨウ化物イオン（10^{-4} mol/L）が溶解した水と、空気が気液比（=気相部体積/液相部体積）約 10%で存在しているときの水素発生量の計算結果を図２に示す。それぞれ、Δゲージ圧は容器内圧の変化量（水素分圧＋酸素分圧）、Δ水素分圧が水素分圧の計算結果である。水素濃度は水中の水素濃度の計算結果である。本燃料デブリ用収納缶の開発で得た実験結果を示すゲージ圧（試験開始時大気圧を基準とした内圧変化量）と計算によるΔゲージ圧を比較すると、水素発生による容器内圧変化の吸収線量依存性の実験値を本評価方法によって保守的に評価できた。

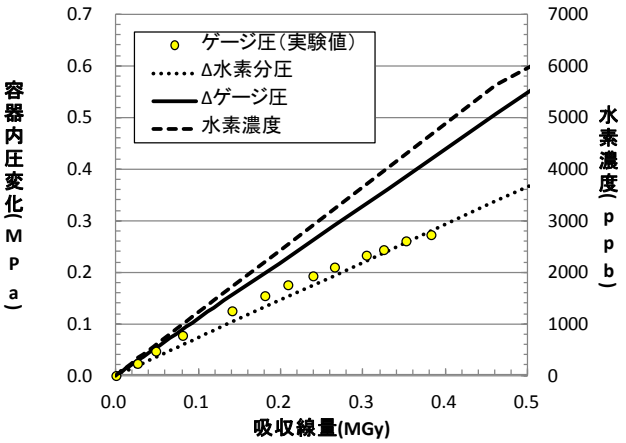


図２　水素発生量の計算結果と実測値との比較の例
（ヨウ化物イオン濃度 10^{-4} mol/L，気液比約 10%）

1F 燃料デブリ用収納缶条件を想定し、海水成分やヨウ素の共存体系ならびにコンクリートからの溶出成分の水素発生量への影響を実験した結果に対して、誤差要因を考慮すれば純水での水素の G 値 0.45 を用いて評価可能であると考えられる。

この成果は、経済産業省／平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発）」で得られたものの一部である。

参考文献

[1] Wada Y., et al. (2015), J. Nucl. Sci. Technol., DOI:10.1080/00223131.2015.1074876, Published online: 06 Oct
[2] 和田陽一他４名，（2015）：“密閉容器内の放射線分解による水素発生”，日本保全学会第 12 回学術講演会要旨集，1-D-1-4

* Yoichi Wada[1,4], Hideaki Uchiyama[1], Toshihiro Matsuoka[1,2], Chihiro Narazaki[1,3], Nodoka Miyamoto[1,4], Yoshiharu Kikuchi[1,4], and Manabu Ueno[1,4]
[1]International Research Institute for Nuclear Decommissioning. [2]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd. [3]TOSHIBA CORPORATION, [4]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

燃料デブリ用収納缶の開発
（9）γ線照射下でのコンクリート含有水の放射線分解による水素発生量の測定

Development of Fuel Debris Canister

(9) Measurement of the Quantity of Hydrogen by the Radiolysis of the Concrete Component Water under the γ-Ray Irradiation

*塚本 泰介[2]，内山 秀明[1]，松岡 寿浩[2]，富板 靖博[2]，長谷 隆之[2]，楢崎 千尋[3]，上野 学[4]
[1]ＩＲＩＤ，[2]ＩＲＩＤ／三菱重工，[3]ＩＲＩＤ／東芝，[4]ＩＲＩＤ／日立ＧＥ

格納容器（PCV）床コンクリート及び MCCI 生成物を模した模擬体及び溶出液のγ線照射試験を行い、水素発生量と水分の状態について整理・考察を行った。

キーワード：燃料デブリ、収納缶、放射線分解、コンクリート

1. 緒言

福島第一原子力発電所（1F）の廃止措置に向けて燃料デブリの収納・移送・保管技術を確立するため、燃料デブリ用収納缶の開発を行っている。1F の収納缶には、溶融炉心が再固化した部分、溶融炉心と格納容器床部のコンクリートが反応した（MCCI）生成物、併せて近傍のコンクリートも同伴して収納されると考えられる。コンクリートは水分を含んでいるが、その放射線分解による水素発生量は水分の性状（自由水・ゲル水・結晶水）により異なることが報告されている[1]。そこで、床コンクリートの模擬体及び MCCI 生成物模擬体について、γ線照射試験を行い、水素発生量と水分の状態について整理・考察を行った。

2. 照射試験

1F のコンクリート組成を模したコンクリート供試体を調整し、床面コンクリートの模擬体とした。また、一部はコンクリートの融点温度近傍（1300℃）まで加熱してから水中に浸漬し MCCI 生成物模擬体とした。さらに、両模擬体の一部を 300℃の真空乾燥処理を行った。これら模擬体を、γ線照射試験を実施し、試験容器内の発生水素量を測定した。また、模擬体試料を純水に浸漬した溶出液もγ線照射試験を実施し発生水素量を測定した。

3. 試験結果及び考察

真空乾燥処理を実施したコンクリート模擬体及び MCCI 生成物模擬体は熱天秤測定において結晶水の残留が確認されたが、水素の発生は認められず、結晶水の残留は水素発生に寄与しないことが示唆された（図 1）。未乾燥の模擬体、溶出液の水素量測定結果と水分量とから水素発生実効 G 値を求めた（図 2）。溶出液試料の G 値は別途行った $Ca(OH)_2$ 水溶液の場合と同様、照射量に従って減少する傾向を示しコンクリート成分の影響は水の初期 G 値（0.45）に包絡される程度と考えられる。なお、未乾燥のコンクリート及び MCCI 生成物模擬体の G 値は水の初期 G 値と同等または包絡されるものの溶出液より高い結果となったが、模擬体内に残留した自由水の分散等の形状的な影響と考えられる。

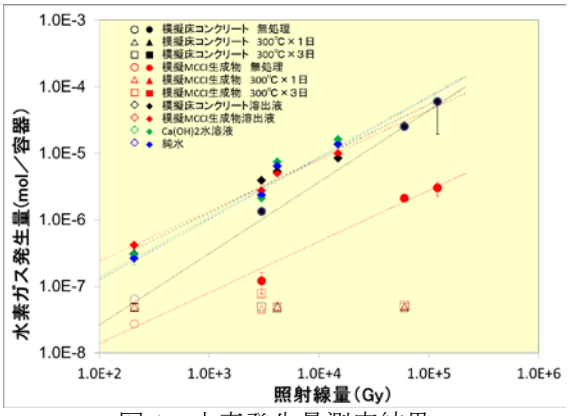


図 1　水素発生量測定結果
（白抜きマーカは検出下限値以下を示す）

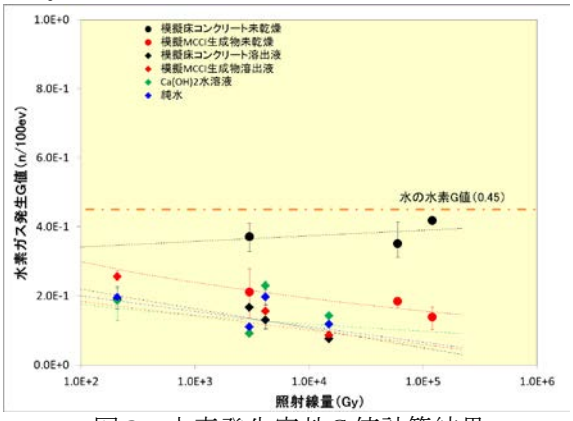


図 2　水素発生実効G値計算結果

本研究にご協力いただきましたニュークリア・デベロップメント㈱甲川憲隆氏に深謝いたします。

この成果は、経済産業省／平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発）」で得られたものの一部である。

参考文献

[1] 高橋賢臣ら, (2013): 水素ガス発生に及ぼすセメント水和物試料中における水分の存在状態の影響, 電力中央研究所

*Taisuke Tsukamoto[1,2], Hideaki Uchiyama[1], Toshihiro Matsuoka[1,2], Yasuhiro Tomiita[1,2], Takayuki Hase[1,2], Chihiro Narazaki[1,3] and Manabu Ueno[1,4]
[1]International Research Institute for Nuclear Decommissioning, [2]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., [3]TOSHIBA CORPORATION, [4]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

燃料デブリ用収納缶の開発
（10）収納缶候補材料の耐食性の検討

Development of Fuel Debris Canister

(10) Examination of Corrosion Resistance for Canister Candidate Material

*稲葉 康介[2]，内山 秀明[1]，小城 育昌[2]，佐藤 賢二[2]，松岡 寿浩[2]，富板 靖博[2]，楢崎 千尋[3]，上野 学[4]

[1]ＩＲＩＤ，[2]ＩＲＩＤ／三菱重工，[3]ＩＲＩＤ／東芝，[4]ＩＲＩＤ／日立ＧＥ

燃料デブリ用収納缶の健全性維持の観点から、収納缶候補材料（オーステナイト系ステンレス鋼）を対象に、湿式保管を想定した時のすきま腐食感受性を試験により評価し、耐食性向上策について検討した。
キーワード：燃料デブリ、収納缶、耐食性

1. 緒言

福島第一原子力発電所の廃止措置に向けて燃料デブリの収納・移送・保管技術を確立するため、燃料デブリ用収納缶の開発を行っている。福島収納缶材料の有力な候補として、オーステナイト系ステンレス鋼（SUS316L）を選定している。しかし、福島第一原子力発電所 1～3 号機は事故初期段階に炉内に海水が注入されたため、燃料デブリ内に海水成分が残留している可能性を考慮すると、当該候補材料においては、特に塩化物イオンが濃縮し得る構造すきま部での腐食発生の感受性を予め評価しておく必要がある。

2. 評価方法

格納容器内滞留水の水質は 1ppm as Cl 以下という報告[1]があるが、すきま部等で塩化物イオンが濃縮する可能性がある。加えて、環境中の酸化性は水の放射線分解により発生する過酸化水素の影響で上昇すると推定される。そこで、表 1 に示す条件下で SUS316L の腐食すきま再不動態化電位を測定し、過酸化水素による腐食電位上昇の試算結果[2]と比較することで SUS316L のすきま腐食感受性を評価した。測定は、JIS G 0592(2002)「ステンレス鋼の腐食すきま再不動態化電位測定方法」に準拠した。

表 1 試験条件

条件	濃度 / ppm	
	Cl	B
1	20	-
2	50	-
3	100	-
4	20	6000

3. 評価結果

SUS316L の腐食すきま再不動態化電位測定試験の外挿結果から、過酸化水素による腐食電位上昇[2]を考慮すると、すきま腐食を防止するには塩化物イオン濃度を数 ppm 以下にする必要があることが示唆された（図 1）。一方、五ホウ酸ナトリウム（$Na_2B_{10}O_{16}$）を 6000 ppm as B 添加する条件下では、滞留水の約 20 倍の塩化物イオン濃度（20ppm as Cl）で酸素発生電位より貴な 970mV vs. SSE で 4Hr 定電位保持しても、すきま腐食発生の兆候が認められず、また、試験後の試験片にもすきま腐食は確認されない結果となり、塩化物イオン濃度（20ppm as Cl）での五ホウ酸ナトリウム添加による耐食性向上効果を確認した。（図 2）

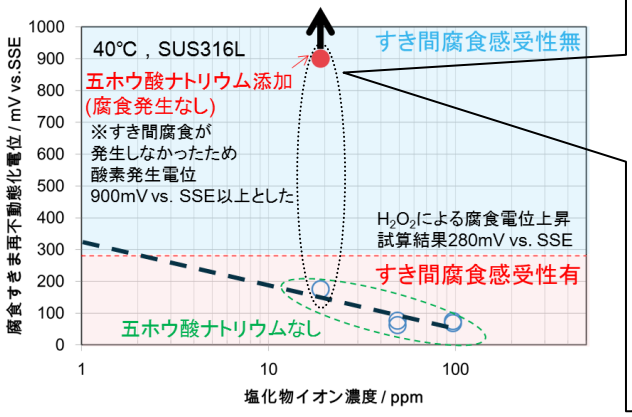


図 1　腐食すきま再不動態化電位測定結果(N=2)

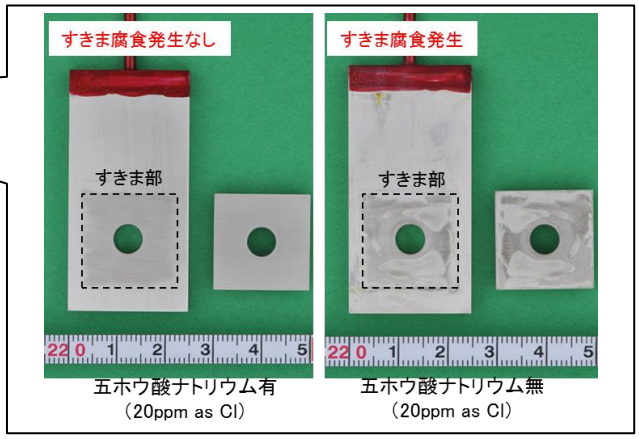


図 2　試験後供試体外観
（970mV vs. SSE×4Hr 定電位保持）

この成果は、経済産業省／平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発）」で得られたものの一部である。

参考文献

[1] 深谷祐一ら, (2016):福島第一の格納容器・配管類の腐食抑制に係る現状と課題, 第 63 回材料と環境討論会発表資料

[2] J.Takagi et al. (2016) : Alpha-radiolysis Simulation to Predict Hydrogen Accumulation under Fuel Debris Condition, The International Workshop on Radiolysis and Electrochemistry NPC2016, Brighton, United Kingdom-Oct 7,2016

*Kosuke Inaba[1,2], Hideaki Uchiyama[1], Ikumasa Koshiro[1,2], Kenji Sato[1,2], Toshihiro Matsuoka[1,2], Yasuhiro Tomiita[1,2], Chihiro Narazaki[1,3] and Manabu Ueno[1,4]

[1]International Research Institute for Nuclear Decommissioning, [2]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., [3]TOSHIBA CORPORATION, [4]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

燃料デブリの形状再構築に向けた超音波可視化技術の開発

Development of an immersion ultrasonic imaging method for the shape reconstruction of nuclear fuel debris

*河野 隼也[1]，木本 和志[1]，木倉 宏成[2]
[1]岡山大学，[2]東京工業大学

東京電力福島第一原子力発電所における燃料デブリの取り出しへ向けて、燃料デブリの形状把握技術の開発が求められている。本研究は燃料デブリの形状評価を目的とした超音波画像化技術の開発について研究を行い、試料の形状や大きさの定量評価が可能である有効なアプローチとなり得ることを示す。

キーワード：燃料デブリ 1，　超音波可視化技術 2，　開口合成法 3，　東京電力福島第一原子力発電所 4

1. 序論

本研究を行う上で重要な点は、①デブリが多孔質かつ 3 次元的に複雑な形状をしていること、②格納容器内へのセンサ搬送を考えたときセンサは少数かつ小型のものを用いて計測する必要があることの 2 つである。以上を考慮し今回の研究に取り組んだ。

2. 研究内容及び結果

2-1. 研究内容

試料を含む計測領域に対して超音波を照射し反射波を計測する。その計測結果を開口合成法により画像化し試料の形状評価を行った。さらに超音波計測よりも高精度である写真測量結果との比較により超音波計測における精度を確認した。

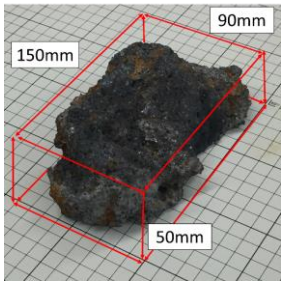


図 1 計測試料

2-2. 計測試料及び計測システム

計測試料に多孔質でカルシウムシリケートと鉄の混合物である製鉄スラグ塊を用いた（図 1)。デブリは冷却水中にあるため水浸法による計測が行えるシステムを作成した(図 2)。作業を行う多関節ロボットを考え 4 軸ステージやセンサホルダーで多自由度系を模擬した。計測には Olympus 社の周波数 1MHz、素子系 0.5 インチの水中用センサを使用した。

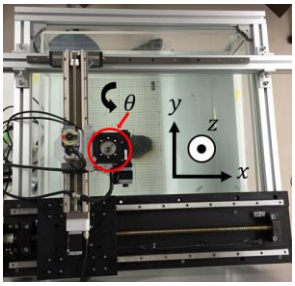


図 2 計測装置

2-3. 計測内容

一探触子により試料上を格子状に計測を行った。試料の大きさ、超音波ビームの広がりを考慮し x,y 軸方向 180mm×100mm の範囲を計測領域とし、5mm 間隔で対象領域からの反射波を計測した。

2-4. 画像化結果

画像化結果を図 3 に示す。図におけるカラー表示が超音波計測による画像化結果、点群で示すものが写真測量による結果である。画像化結果より超音波画像化結果が写真測量結果とよく一致し、試料の大きさ及び形状の定量評価可能な方法であることが示された。

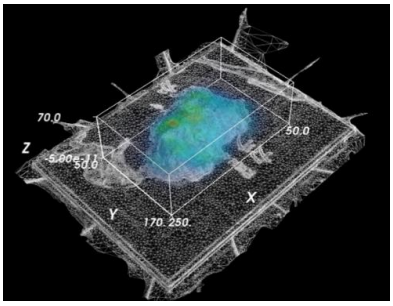


図 3 画像化結果

3. 結論

本研究結果より超音波画像化によるアプローチが形状、大きさの定量評価として有効となり得ることが示せた。今後の目標として計測範囲やスキャンピッチの違いが与える計測結果への影響について検証していきたい。

---

*Toshiya Kono[1], Kazushi Kimoto[1] and Hiroshige Kikura[2]　[1]Okayama Univ., [2]Tokyo Institute of Technology.

福島第一発電所における臨界対策を常時行う燃料デブリ回収案

ホウ素結晶ブラストによる燃料デブリ連続回収

Fuel debris recovery plan that constantly carries out critical measures at Fukushima Daiichi Station

Continuous collection of fuel debris by boron crystal blasting

*森重晴雄[1]，森重晴貴[1]，山敷庸亮[2]
[1]福島事故対策検討会，[2]京都大学

2016 年春の大会において投稿者は東京電力福島第一発電所向けに燃料デブリの回収工法を提案した。引き続き臨界を阻止する為に、回収中、常時、臨界対策を加えた工法を提案する。

キーワード：福島事故対策，臨界，プルトニウム，自発核分裂，燃料デブリ回収，ホウ素結晶，切削，アイス，真空蒸着，保管

1. 緒言

表 1 燃料デブリの自発核分裂の割合

元素	原子個数密度	自発核分裂
	atoms/b cm	回/sec-kg
235U	6.310E-04	5.60 E-3
238U	2.284E-02	6.93
239Pu	1.038E-04	7.01
240Pu	1.931E-05	489000

発電炉においてU237 は中性子を吸収し Pr238 となり、さらに吸収を繰り返し Pr239, Pr240 へと転換が進む。燃料デブリに含まれる主な原子の原子個数密度[1]と自発核分裂の割合を表-1 に示した。燃料デブリにはプルトニウムの 15.4%相当する Pr240 が存在すると推定されている。Pr240 はｋｇあたり 50 万に近い自発核分裂を繰り返し、少量であっても自発的に臨界する可能性が高い。7%を超えると制御が困難とされている。世界の再処理施設の臨界事故の多くが Pr240 の自発核分裂に起因している。燃料デブリは炉心や燃料ピットなどに 700ｔを超える核燃料が眠る福島第一発電所において臨界、核爆発が起これば取り返しのつかない惨事となる。熔融した燃料デブリは各号機約 100ｔであり、約 84kg の Pr240 が存在すると推定され毎秒 4000 万回を超える自発核分裂があり中性子が毎秒 1 億以上発生し連鎖反応に進む可能性が潜在している。プルトニウムはウランより融点が低いために燃料デブリが冷え固まる過程でプルトニウムが集結しやすく、さらに臨界の可能性が高い。

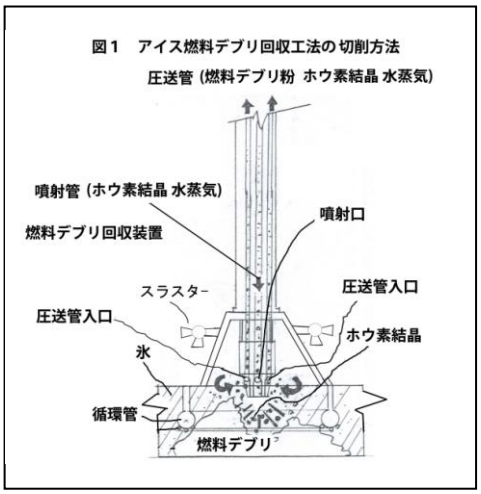
2. 臨界を阻止する燃料デブリ回収工法

2-1. 切削方法の原則

(1) 臨界質量に達しないように少しずつ燃料デブリを削る。
(2) 回収した燃料デブリから発生する中性子を吸収させる。
(3) 回収した燃料デブリに中性子を近づけないようにする。

2-2. 臨界させない回収工法

図-1 のように研磨材として一般的に使用されているホウ素結晶をブラストとして燃料デブリを削り取る。
燃料デブリの硬さは最大 20Gpa あると推定される。このホウ素結晶は立方晶系でダイヤモンド並みの硬さ 40～80Gpa の硬さを持つ。ホウ素は中性子を吸収する。燃料デブリをホウ素結晶のブラストでミクロ単位で削り取りながら燃料デブリに出入りする中性子を吸収し燃料デブリを臨界させない。そのほか前後の手順及び工法は前回に同じ。[2][3]



3. 結論

燃料デブリは Pr240 を多量に含んでいるために臨界しやすい。特に燃料デブリを回収する際には吸収体が外れ中性子が反射し臨界しやすい。この危険を避ける為に前回提案した工法を改善しホウ素結晶のブラストを用いて常時、臨界対策を行うことができるようになった。

参考文献

［1］原子力規制庁 平成 26 年度原子力施設の臨界管理安全基盤強化委託費（東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリの 臨界評価手法の整備）事業 報告書 平成 27 年 3 月 （独）日本原子力研究開発機構
［2］日本原子力学会　2016年春の大会 福島事故対策・燃料デブリアイス回収工法　森重晴雄、山敷庸介
[3] ASME　PVP2017　ICE FUEL DEBIRIS COLLECTION METHOD AT FUKUSHIMA NUCLEAR POWER STATION (PRESENTAION ONLY) 2017 年 7 月 18 日　Haruo Morishige,Yousuke Yamashiki.

*Haruo Morishige[1], Haruki Morishige[1] and Yosuke Ymashiki[2]
[1] Fukushima Nuclear Accident Countermeasures Review Group,[2] Kyoto Univ

取出した燃料デブリを乾式保管するための前処理にかかわる検討
-燃料デブリの形状に着目した乾燥特性の評価-

Pre-treatment of defueling Fuel Debris for drying storage
-Evaluation of Drying Characterization focused on form for Fuel Debris-

*鈴木誠矢，岡村信生，渡部雅之，小泉健治
技術研究組合国際廃炉研究開発機構（日本原子力研究開発機構）

取出した燃料デブリを中長期的に安定して保管するために，乾式による方法が検討されている。乾燥に時間を要することが予想される粉粒体について，模擬物質を用いて乾燥工程の検討に有益となる乾燥特性を取得し，粉粒体の粒径や乾燥前の含水状態などが乾燥特性に及ぼす影響を把握した。

キーワード：燃料デブリ，乾式保管，乾燥処理

1. 緒言

福島第一原子力発電所の廃炉作業において取り出される燃料デブリの処置方策は未定であるが，何れの方策が選定されても中長期にわたり保管されることが予想される。この際，スリーマイル島原子力発電所 2 号機での事故処理で実績のある乾式保管を適用する場合，残留水分の放射線分解により発生する水素によるリスクを低減するため，事前に乾燥処理を施して水分を可能な限り除去することが望ましい。このための乾燥プラントの設計や運転条件の選定には，燃料デブリの物理形状や材質などの因子と含水率や乾燥速度などとの関係を理解するための基礎データが重要となる。

本検討では，乾燥に時間を要する燃料デブリの物理形状を多孔質体又は粉粒体と想定し，材質が異なるこれらの形状の模擬体に関して基礎データを取得した。多孔質体に着目したこれまでの検討では，酸化物では材質の違いによる乾燥特性への影響は確認されなかったものの，セメントペーストは水和水の影響により完全に乾燥することが困難であることが判明している（2014～2015 年度）[1][2]。本報では粉粒体に着目し，材質や粒子径，含水状態などが乾燥特性へ与える影響について報告する。

2. 実験

平均粒子径を変化させた粉粒体を用いて，含水率が小さいケーキ状と大きいスラリー状の 2 種類の試料を準備した（表参照）。前者は水中に浮遊する粉粒体をフィルターで回収してある程度脱水した状態を，後者は吸引などで回収した粉粒体が収納缶の中で堆積した状態を想定した。含水試料は内径が 10mm$^{\phi}$の SUS 製坩堝で調整した後，熱重量測定装置にて坩堝ごと加熱しながら水分の蒸発による重量変化を測定し，得られたデータから乾燥特性を評価した。乾燥条件は He 掃気系で 100，200，300℃とした。

表　粉粒体試料のパラメータ

材質		平均粒子径[μm]	含水状態
酸化物	ZrO_2	1,10,30,100	ケーキ状又はスラリー状
	SiO_2	1,10,30	
	Al_2O_3	1,10,30	
	UO_2	100	
セメントペースト		100	

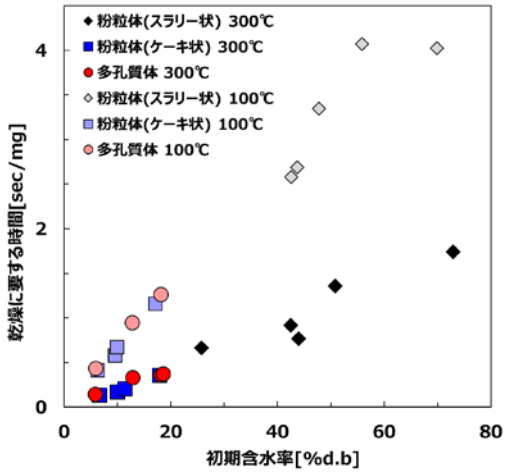


図　ZrO_2 の乾燥に要する時間に対する形状および初期含水率の影響

3. 結果・考察

多孔質体と同様に，粉粒体についても酸化物では材質の違いによる顕著な影響はみられなかった。粒子径については含水状態や乾燥温度に依らず，平均粒子径 1μm の試料のみ乾燥時間が長くなることを確認した。含水状態に関しては，同じ粒子径の粉粒体でもケーキ状よりスラリー状の方が大きい乾燥速度を示した。これは粉粒体の流動化の影響によるものであり，流動性が高い初期含水率の大きい状態から乾燥を開始することで効率的な乾燥が可能であると推察された。しかしながら，単位重量の乾燥した粉粒体を得るために要する時間を評価すると（図参照），流動化の有無や平均粒子径の違いの影響はなく，さらに粉粒体と多孔質体の差もなく初期含水率のみに比例した。試料の形状や初期含水率により微細な構造に起因した乾燥速度の変化の履歴や最大値に違いは生じるものの，乾燥プラントの設計や運転で重要とされる初期含水率と乾燥に要する時間の関係が比例していること，並びにその勾配が乾燥温度のみの影響を受けることが示された。本試験は 10mm 程度の試料を用いた基礎的なものではあるが，燃料デブリの乾燥において供給される熱は試料の加熱および水の蒸発に費やされ，物理形状や材質の影響は小さいことが明らかになった。唯一，セメントペーストを含む場合は熱がセメントペーストの変性に用いられるため，酸化物と比べて乾燥速度は格段に落ちる傾向がみられた。

参考文献

[1]. 仲吉ら，燃料デブリの性状把握（27’A）（11）燃料デブリの含水・乾燥特性の評価，2015 年秋の大会（2015）
[2]. 鈴木ら，燃料デブリの性状把握（28’A）（8）燃料デブリの含水・乾燥特性の評価（種々の燃料デブリを想定した材質について），2016 年秋の大会（2016）

*Seiya SUZUKI，Nobuo OKAMURA，Masayuki WATANABE，Kenji KOIZUMI
International Research Institute for Nuclear Decommissioning (Japan Atomic Energy Agency)

本件は、IRID が補助事業者として実施した平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリ性状把握・処置技術の開発）」に係る補助事業の成果の一部を取りまとめたものである。

ICP-QQQ-MS による多核種分析手法の開発

Development of simultaneous measurement for multi isotopes by ICP-QQQ-MS

*岩崎 真歩[1]，佐藤 宗一[1]，鍛治 直也[1]

[1]IRID(原子力機構)

福島第一原子力発電所の廃炉作業に向けた燃料デブリ等の核種分析において、多核種の分析が可能な ICP-MS を用いた分析手法の適用性について検討を行っている。本報では、燃料デブリのマトリクス成分である Zr についての検討結果等を報告する。

キーワード：ICP-QQQ-MS，廃止措置，多核種分析，燃料デブリ

1. 緒言　福島第一原子力発電所(1F)の燃料デブリ等の核種分析ではさまざまな核種を対象として放射能測定法が使用される。β線を測定する核種に対しては、単離・精製するために、核種毎に複雑な化学分離操作を必要とされ、時間を要するうえに煩雑な操作による分析値の不確かさが増加する。そこで、複雑な分離操作を要せず、短時間で測定が可能なトリプル四重極プラズマ誘導結合質量分析装置(ICP- QQQ-MS)の適用を試みた。今回は燃料デブリに含まれる放射性同位体である Zr-93(半減期:1.5×10^6 年)の分析において、被覆管の成分である天然の Zr による妨害の影響を評価した。さらに Zr-93 と同重体である、Nb-93(安定同位体), Mo-93(放射性同位体 半減期：4.0×10^3 年)については、リアクションガスを用いることによる同重体干渉の除去の可能を検討した。

2. 方法　Agilent 社製の ICP-MS（Agilent 8900）を用いた。本装置は四重極質量分析計(MS)を直列に二段で配置し、2 つの MS の間にコリジョン/リアクションセルを配置した構造である。はじめに、全 Zr 濃度 0, 1, 2, 5, 10 ppb の標準試料を用いて検量線を作成し検出限界値を算出したうえで、天然 Zr 中の同位体である Zr-90, Zr-91, Zr-92 の Zr-93 への妨害の程度を評価した。次に、リアクションガスとして酸素を導入し、同重体である Zr-93, Nb-93 および Mo-93 に異なる質量のイオンを生成させることによる測定の可能性を検討した。

3. 結果

(1) 測定感度　作成した検量線より Agilent 8900 における Zr-90（存在比 51%）の検出限界値を 3.1ppt と求め、Zr-93 に対しても同等と仮定すると、Zr-93 の放射能濃度検出限界値は 1.4×10^{-4} Bq/mL である。この値は、通常の液体シンチレーションカウンターによる放射能分析の検出限界値と同程度であり、Zr 濃度測定は放射能濃度測定と同程度の感度を有していることがわかる。

(2) 妨害評価　Zr-93 に対する妨害評価の結果、全 Zr 濃度が 1 ppb の時、質量数が 90, 91, 92 に対するカウント(cps)は、それぞれ、2.0×10^5(Zr-90), 4.4×10^4(Zr-91), 7.0×10^4(Zr-92)であった。一方、質量数 93(Zr-93)の位置でのカウントは、硝酸のブランク溶液と同程度の約 100(cps)であった。このことから、全 Zr 濃度が 1 ppb 程度の比較的濃度の高い溶液においても、Zr-90, 91, 92 の検出値と Zr-93 の検出値の間には 10^3 程度の差があり、Zr-93 に対する妨害の程度は軽微であると考えられる。

(3) 同重体の測定　リアクションガスとして酸素を用いることにより、Zr, Nb および Mo のイオンを酸化させた結果を図 1 に示す。Zr は一酸化物、Nb および Mo は二酸化物の質量数に該当する質量数のピークにシフトしている。すなわち、ICP- QQQ-MS が有するリアクションセルを用いることにより、複数の同重体イオンも区別して測定できる可能性を示した。

以上のことから、ICP- QQQ-MS による Zr-93 の測定では、天然 Zr による妨害の程度は無視できるほど小さく、また、同重体である Nb-93 および Mo-93 を Zr-93 と区別して測定することができること、すなわち放射能測定に寄らず、ICP-QQQ-MS の機能のみで Zr-93 濃度測定が可能になる見通しが得られた。

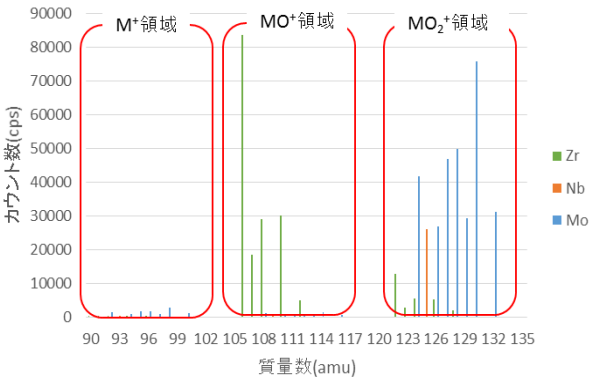


図1　Zr,Nb,Moの酸化挙動

*Maho Iwasaki[1], Soichi Sato[1], Naoya Kaji[1]　[1]IRID(JAEA)

本件は、IRID が補助事業者として実施した平成 28 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金(燃料デブリの性状把握)」に係る補助事業の成果の一部を取りまとめたものである。

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

Thu. Sep 14, 2017 9:30 AM - 10:35 AM JST | Thu. Sep 14, 2017 12:30 AM - 1:35 AM UTC | Room E B32 - B3 Block

[2E01-04] Phase Change

Chair:Ayako Ono (JAEA)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2E01] On Improvement of Pool Boiling Heat Transfer coefficient by Honeycomb Porous plate

*Shoji Mori[1], Ryuta Yanagisawa[1], Kunito Okuyama[1] (1. Yokohama National university)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2E02] Mechanism of the flashing phenomena induced by microwave heating

*Shunya Fujita[1], Yutaka Abe[1], Akiko Kaneko[1], Tomohisa Yuasa[1], Tomoomi Segawa[2], Yoshikazu Yamada[2] (1. University of tsukuba, 2. Japan Atomic Energy Agency)

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

[2E03] Study on Cooling Process of High-Temperature Body Using Nanofluids

*Yutaro Umehara[1], Tomio Okawa[1], Koji Enoki[1], Wei Liu[2] (1. UEC, 2. KYUSHU Univ.)

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

[2E04] The impacts of scale effect on heat transfer and momentum transport on steam-water interface of a supersonic steam injector.

*Masaya Fujishiro[1], Yutaka Abe[1], Akiko Kaneko[1] (1. University of tsukuba)

10:30 AM - 10:35 AM JST | 1:30 AM - 1:35 AM UTC

Time reserved for Chair

ハニカム多孔質体によるプール沸騰熱伝達率向上に関する考察

On Improvement of Pool Boiling Heat Transfer coefficient by Honeycomb Porous plate

*森 昌司[1]、柳沢 隆太[1]、奥山 邦人[1]

[1]横浜国立大学

本報では、著者らが提案するハニカム多孔質体とナノ流体を組み合わせて飽和プール沸騰の限界熱流束向上するについてITOヒータとIRカメラを用いて検討した結果について述べる。

キーワード：限界熱流束向上、飽和プール沸騰、多孔質体、ナノ流体

1. 研究背景

現在，原子炉事故時の冷却に沸騰冷却を利用する技術が提案されている．しかし事故時の熱流束は最大で1.6 MW/m²[1]にも達し，水の飽和プール沸騰のCHFが約1.0 MW/m²であることから，冷却技術の実現にはCHFの向上が必要である． これまでの研究[2]で，作動流体にナノ流体(0.1vol.% TiO_2)を用い，図1に示すハニカム多孔質体(HPP)を伝熱面に装着することでCHFが3.2 MW/m²に向上することを確認している．しかし本手法を用いた際に伝熱面上のどこでどのような現象によってdry outに至ったかについては未解明である．そこでさらなるCHF向上を目指す上で，時々刻々の局所の伝熱面温度変化やdry out挙動を把握し，CHF向上機構について検討した．

2. 実験方法

作動流体は飽和温度の蒸留水またはナノ流体(0.1vol.% TiO_2)500 mL で，システム圧は大気圧である．厚さ1 mmのサファイア基板上に成膜された20 mm× 20 mm，厚さ250 nmの透明導電膜(ITO film)を1 kHzの交流で通電加熱して沸騰させた．ここでITO膜は濡れ性が悪いため，その上に厚さ100 nmのTiO_2コーティングがされている．熱流束は電源装置から得られる電圧値と電流値及び伝熱面積20 mm× 20 mmより求めた．赤外線カメラのframe rateは480 fps，解像度は160× 128 pixels，空間分解能は約130 μmである．

3. 結果及び考察

図2に伝熱面条件HPPで作動流体がナノ流体での$q_{burnout}$時の各場所における局所の温度変化を示す．図より大きな温度変動を持ち，最も早く温度が300°C以上の高温に達したセルがdryとなってburnoutに至ったと考えられる．セルへ液供給している方法はセル上部からの重力による液流入とナノ粒子層によるHPP直下からセルへの液供給の2つである．これらの液供給が出来なくなる原因として考えられることは，発生した蒸気によってセル上部からの液流入やHPP上部で合体気泡が滞留したことによる多孔質体への液供給が阻害されたこと，ナノ粒子層の毛管力や濡れ性によってセルまで液供給出来なくなったこと，HPPの毛管力によって液供給出来なくなったことが考えられる．

4.参考文献

[1] K. Aoki, C. Iwaki, H. Sato, S. Mimura, and D. Kanamori, *ICONE-23*, 2015, pp. 1–5.

[2] S. Mori, S. Mt Aznam, R. Yanagisawa, and K. Okuyama, *J. Nucl. Sci. Technol.*, vol. 53, no. 7, pp. 1028–1035, 2016.

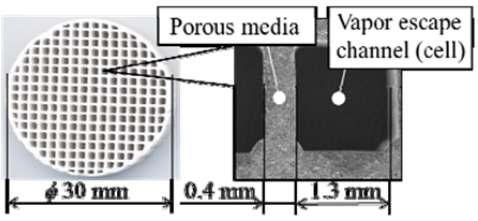


Fig.1 Honeycomb porous plate (HPP).

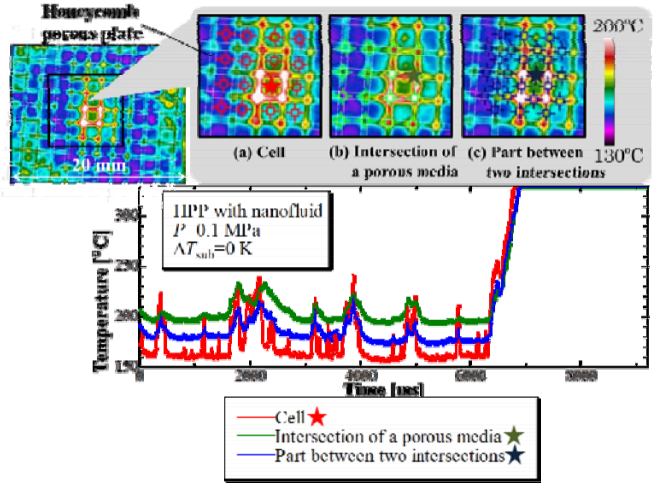


Fig.6 Time evolution of local temperature at each location for the case of HPP with nanofluid at 2.84 MW/m².

*Shoji Mori[1], Ryuta Yanagisawa[2] and Kunito Okuyama[1]
[1]Yokohama National Univ.

マイクロ波加熱による突沸現象の発生メカニズム

Mechanism of the flashing phenomena induced by microwave heating

*藤田峻也[1]，阿部豊[1]，金子暁子[1]，湯淺朋久[1]，瀬川智臣[2]，山田美一[2]
[1]筑波大学，[2]日本原子力研究開発機構

マイクロ波加熱時に生じる溶液の突沸現象の発生機構解明を目的として，突沸現象時の液面近傍での微小気泡の可視化観測を行い，発生した微小気泡径を計測し，液相過熱度を予測し，微小気泡の内圧や核生成頻度を算出し，突沸メカニズムの考察を行った．

キーワード：核燃料サイクル，脱硝，過熱，気泡生成，突沸

1. 緒言

核燃料サイクルの再処理工程にて，マイクロ波加熱脱硝法が使用されている．マイクロ波加熱では沸騰現象を伴うことから，突沸及び噴き零れを避ける運転条件を十分に把握する必要がある．

本研究では，マイクロ波加熱時に生じる突沸現象の発生機構の解明を目的として，液面近傍での微小気泡生成・成長挙動の可視化観測を行い，気泡径を計測し，核生成頻度 J[1]を算出し，突沸発生機構の考察を行った．

2. 実験

マイクロ波加熱装置は，オーブン上部からマイクロ波を照射する構造である．マイクロ波周波数は 2.45 GHz，試験流体には蒸留水を用いて，大気圧下・室温の環境下で実験を行った．突沸時の液面近傍に着目して計測範囲を絞り，観測を行った．

3. 結果と考察

図 1 に突沸現象の例と図 2 に示す液面近傍の撮影範囲を示す．単一気泡生成瞬間を 0 s と定義した．図 2 に図 1 で示した計測範囲での微小気泡の生成・成長時の詳細可視化観測結果を示す．この時，任意の微小気泡生成瞬間を 0 s と定義した．そこで，微小気泡径の時間変化を計測した．図 3 に，微小気泡の気泡径の時間変化と一様過熱液相内の気泡成長を記述する Mikic の式[2]と併せて示す．これより液相過熱度は，約 30℃と評価された．また，図 2 から核生成頻度 J[1]を算出し，気泡生成・成長に必要な熱量を見積もり，突沸によって放出された熱量と比較検討を行った結果を図 4 に示す．図 4 より，突沸によって放出される熱量と微小気泡生成･成長に必要な熱量は，オーダーで一致していることがわかる．

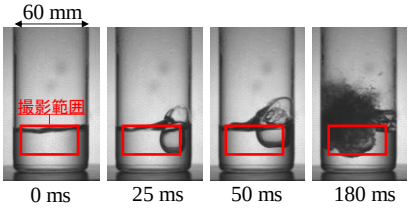


図 1　突沸現象の可視化結果と液面近傍の撮影範囲

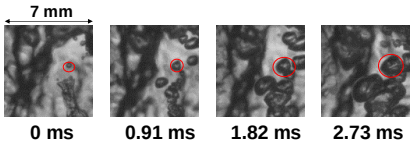


図 2 液面近傍での微小気泡生成・成長

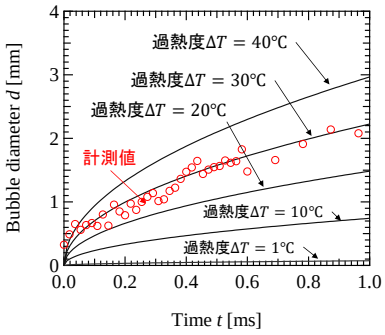


図 3　微小気泡の直径の計測値と気泡成長曲線[2]

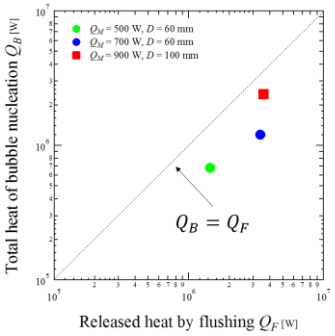


図 4 突沸による放出熱量と微小気泡生成・成長に必要な熱量

参考文献

[1] S. Fujita et al, ICONE25-67354, 2017

[2] B. B. Mikic et al, Int. J. Heat & Mass Transfer, Vol. 13, pp. 657-666, 1970

---

* Shunya Fujita[1], Yutaka Abe[1], Akiko Kaneko[1], Tomohisa Yuasa[1], Tomoomi Segawa[2] and Yoshikazu Yamada[2].

[1]University of Tsukuba, [2]Japan Atomic Energy Agency.

ナノ流体を用いた高温物体の伝熱特性の解明

Study on cooling process of high-temperature body using nanofluids

*梅原 裕太郎[1]，榎木 光治[1]，劉 維[2]，大川 富雄[1]
[1]電気通信大学, [2]九州大学

ナノ流体中に高温物体を浸漬すると，表面にナノ粒子層が形成される．この結果，純水の場合と比較してCHFが増加する他，通常は膜沸騰となる過熱度域でも高熱流束徐熱が可能となる．本研究では，ナノ粒子層の形成により伝熱特性が変化するメカニズムについて検討した．

キーワード：クエンチング，ナノ流体，IVR，膜沸騰

1. 緒言

福島第一原子力発電所での事故以降，原子炉の安全性の向上に対する要求は高まっている．特に，燃料溶融を伴うシビアアクシデントへの対策が多く講じられている．対策の一つに，溶融燃料を原子炉容器内に保持する方策（IVR）がある．IVRの冷却液は，通常は水である．本研究では，水のCHFを飛躍的に向上させるナノ流体を試験流体として(1)，沸騰熱伝達特性を実験的に調べる．ナノ粒子による伝熱面表面状態の改質を計測し，表面状態が伝熱特性に与える影響を調査する．

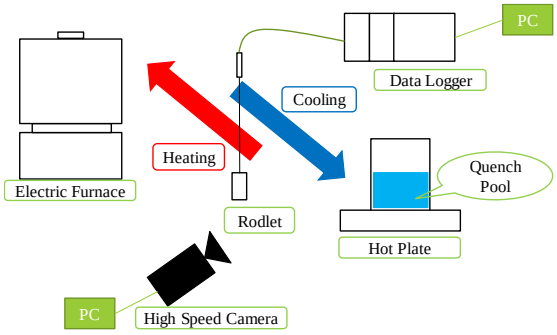


Fig.1 Schematic diagram of experimental apparatus

2. 実験方法

実験装置の概略をFig.1に示す．電気炉で試験体を1000℃まで加熱した後，冷却液中に浸漬した．各試験体で，これを5回繰り返した．試験体は，SUS304またはインコネル718製の円柱で，直径は各々15mm, 16mm, 長さは共通で30mmである．壁面から各々1.3mm, 1.8mm及び中心部，深さ15mmの位置に，熱電対を設置して温度計測を行った．実験条件としては，冷却液は純水と3種類のナノ流体（粒子材料：シリカ，アルミナ，二酸化チタン），サブクール度は20，50，70Kの3種類とした．ナノ流体は，蒸留水とナノ粒子を超音波洗浄機に入れ，3時間攪拌したものを使用した．また，表面計測器を用いて，試料の表面粗さを測定した．

3. 実験結果

Figure2に，SUS304で2回目の浸漬時における純水とシリカナノ流体の沸騰曲線を比較して示す．ナノ粒子の伝熱面への付着が伝熱特性に大きな影響を与えていることがわかる．Fig. 3に，表面粗さとクエンチ温度の関係を示す．SUS304で酸化により表面粗さが増加しても，クエンチ温度はあまり変化しないが，インコネル718でナノ粒子付着により表面粗さが増加すると，クエンチ温度が急激に上昇している．これより，表面粗さの増加とともにクエンチ温度は上昇する傾向であるが，表面粗さ以外にもクエンチ温度に影響を及ぼす因子があると考えられる．

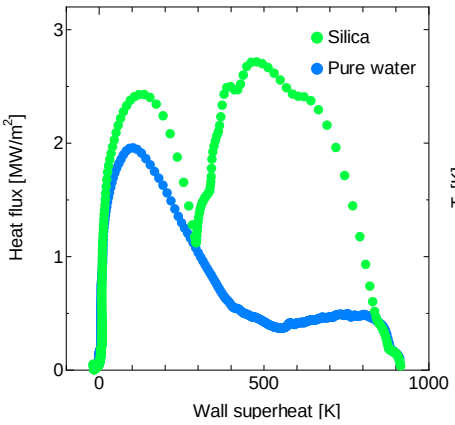


Fig.2 Boiling curves of SUS304 rodlets (Silica vs pure water) at ΔT_{sub}=20K

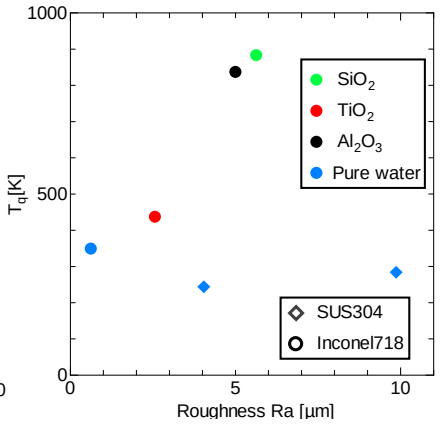


Fig.3 Roughness vs temperature of quenching (Inconel718, SUS304)

謝辞

第25回鉄鋼研究振興助成受給結果による。

参考文献

[1] G. Dewitt, et al. Eng. Tech. Vol.45, No. 3, pp. 335-346(2013).

*Yutaro Umehara[1], Koji Enoki[1], Wei Liu[2] and Tomio Okawa[1]

[1]The University of Electro-Communication, [2]Kyushu University

超音速蒸気インジェクタ内の気液間伝熱と運動量輸送に及ぼすスケール効果

The impacts of scale effect on heat transfer and momentum transport on steam-water interface of a supersonic steam injector.

*藤城 雅也[1]，阿部 豊[1]，金子 暁子[1]
[1]筑波大学

蒸気インジェクタ(SI)のスケール効果の解明に向け，サイズの異なる 3 種類のテスト部を用いて実験を行った．半径方向の温度分布を計測し，水噴流の熱伝達率を算出した．

キーワード：二相流，蒸気インジェクタ，スケール効果

1. 緒言

SI は，水と蒸気の直接接触により無電源で駆動する噴流ポンプであり，高い伝熱性能および吐出能力を有するため，原子炉の安全システムへの適用が期待されている．しかしながら，現状 SI の作動メカニズムは明らかになっていない[1]．また，SI の装置サイズの影響に関する研究は乏しい．そこで，本研究ではスケール効果が水・蒸気間のエネルギー輸送に及ぼす影響を調べた．

2. 実験結果

図 1 から 3 に示すように喉部径の異なる 3 種類のテスト部それぞれについて，半径方向の温度分布を計測した．小型においては，計測点間の 32 mm の間で噴流中心水温はおよそ 30℃上昇し，3 種類のテスト部の中で最も加熱された．熱輸送は気液界面でなされるため，小型になるほど水噴流の単位体積あたりの界面積が大きくなったことが要因であると考えられる．

次に，計測した温度分布から水噴流の局所熱伝達率を算出した．さらに式(1)に示す理想凝縮熱伝達率と比較した．

$$H_c = \frac{2^{1/2} {h_{sw}}^{3/2}}{[v_s(v_s - v_w)T_s(T_s - T_w)]^{1/2}} \quad (1)$$

図 4 の結果より，水噴流の局所熱伝達率は理想凝縮熱伝達率のおよそ 20～30 %で見積もられることが分かる．これは，気液間の伝熱が噴流内部の熱輸送に支配されているためであると考えられる[2]．

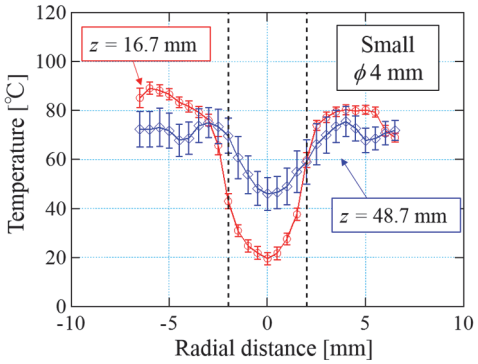


図 1 半径方向温度分布（小型 ϕ4 mm）

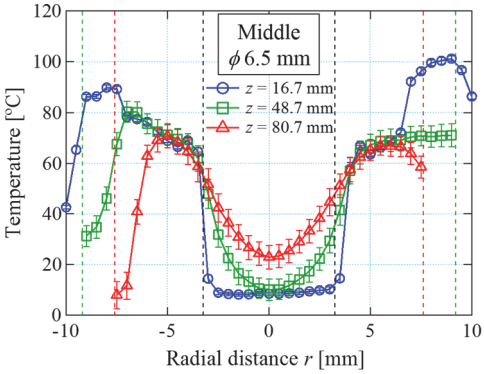


図 2 半径方向温度分布（中型 ϕ6.5 mm）

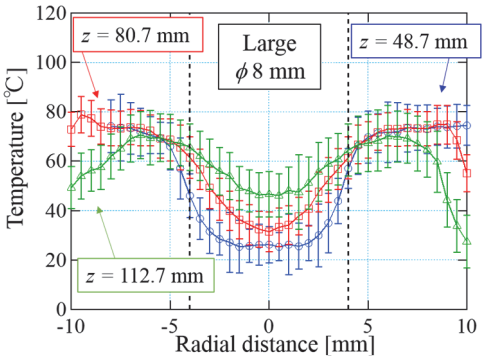


図 3 半径方向温度分布（大型 ϕ8 mm）

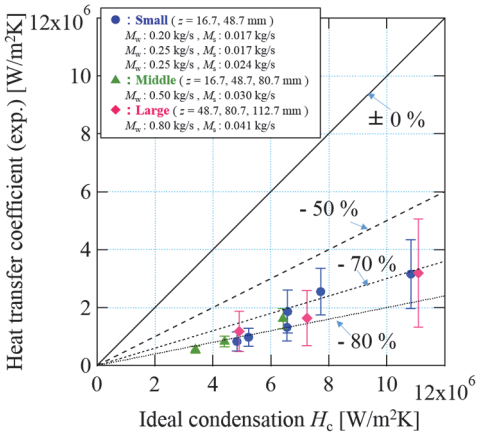


図 4 気液間熱伝達率

参考文献

[1] Y. Takeya., Progress in Nuclear Energy, 78, 80-100, 2015.

[2] Y. Takahashi, Progress in Multiphase Flow Research I, 241-248, 2006.

*Masaya Fujishiro[1], Yutaka Abe[1] and Akiko Kaneko[1]

[1]Univ. of Tsukuba.

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

Thu. Sep 14, 2017 10:35 AM - 12:00 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 1:35 AM - 3:00 AM UTC | Room E B32 - B3 Block

[2E05-09] Thermal Hydraulics Simulation 1

Chair:Tatsuya Hazuku (Tokyo Univ. of Marine Sci. and Tech.)

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

[2E05] Development of evaluation method on thermal stratification by cavity flow in a vertical branch pipe with elbow and horizontal section

Measurement and understanding of thermal hydraulics phenomena about thermal stratification

*Yoshiteru Komuro[1], Atsushi Kodama[1], Keiichi Hori [1], Hironori Noguchi[1], Yoshiyuki Kondo[1], Koichi Tanimoto[1] (1. MHI)

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

[2E06] Development of evaluation method on thermal stratification by cavity flow in a vertical branch pipe with elbow and horizontal section

Development of evaluation method for cavity flow penetration depth

*Atsushi Kodama[1], Yoshiteru Komuro[1], Keiichi Hori[1], Hironori Noguchi[1], Yoshiyuki Kondo[1], Koichi Tanimoto[1] (1. MHI)

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

[2E07] Numerical analysis of the bubble condensation on subcooled flow boiling

*Shintaro Sakamoto[1], Hiroki Ohori[1], Koji Enoki[1], Tomio Okawa[1] (1. UEC)

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

[2E08] Numerical simulation for steam-air mixture flow and wall condensation heat transfer in a circular tube

*Yoichi Utanohara[1], Michio Murase[1] (1. INSS)

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

[2E09] Submergence behavior of liquid jet falling into a shallow pool

Comparison of detailed simulation and results of visualization in a simplified system

*Fumihito Kimura[1], Hiroyuki Yoshida[2], Akiko Kaneko[1], Yutaka Abe[1] (1. University of Tsukuba, 2. Japan Atomic Energy Agency)

11:50 AM - 12:00 PM JST | 2:50 AM - 3:00 AM UTC

Time reserved for Chair

鉛直－水平大口径配管におけるキャビティフロー型熱成層の機構論に基づく考察 第 1 報、熱成層の熱流動挙動の計測及び現象の把握

Development of evaluation method on thermal stratification by cavity flow in a vertical branch pipe with elbow and horizontal section

(1) Measurement and understanding of thermal hydraulics phenomena about thermal stratification

*小室 吉輝[1]，児玉 敦司[1]，堀 慶一[1]，野口 浩徳[1]，近藤 喜之[1]，谷本 浩一[1]

[1]三菱重工業株式会社

キャビティフロー型熱成層について大口径配管特有の現象を明らかにするため、口径 200A 配管の試験を実施した。試験結果より、自然循環領域における高温層と低温層の物質輸送量、及びキャビティフロー領域と自然循環領域の熱成層界面における物質輸送量を評価した。

キーワード：キャビティフロー、熱成層、自然循環、熱疲労、旋回流

1. 緒言

閉塞水平配管のキャビティフロー型熱成層に伴う高サイクル熱疲労に関する日本機械学会指針の内、鉛直－水平管は口径 50A 配管のみが適用対象となっている。大口径配管ではスケール効果が顕著に現れ、配管内部の熱流動挙動が変化し、特に熱成層界面における物質移動量の把握は重要となる。本研究では、大口径配管特有の現象を明らかにするため口径 200A 配管（約 200mm）の試験を行い、物質移動量を直接計測し、汎用的な評価手法構築に必要となる現象を把握する。

2. 水平管自然循環試験

2-1. 試験概要

水温が常温～60℃の大気圧条件下で、水平閉塞配管の両端にキャビティフロー侵入側からの入熱を模擬したヒータと、閉塞バルブからの放熱を模擬したチラーを設置して自然循環流れを再現する試験を実施した。配管周囲からの放熱条件を明確にするため、配管周囲にはアクリル板で流路を形成しており空冷により雰囲気温度を下げた試験を実施した。

2-2. 試験結果

可視化結果及び温度計測結果より、自然循環領域は高温層（高温側から低温側への流れ）、低温層（低温側から高温側への流れ）及び層流底層（定義：水平管底部近傍の流速、及び温度が低い領域）の 3 層で形成されることが明らかとなった。また、高温層と低温層の界面における物質移動量を光ファイバ温度計による温度計測結果から評価した。

3. 鉛直-水平管キャビティフロー試験

3-1. 試験概要

水温が常温～60℃の大気圧条件下で、鉛直管と水平管を接続した装置を用いてキャビティフロー試験を実施した。水平管自然循環試験と同様に、配管周囲はアクリル板による流路が形成されている。自然循環領域長さのキャビティフロー侵入深さへの影響を評価するために、水平管長さが 2 種類の体系で試験を実施した（Fig.1）。

3-2. 試験結果

キャビティフロー侵入深さと温度変動挙動の関係を取得し、大口径配管の熱成層界面における温度変動幅は小口径配管と同程度であることが明らかとなった。また、水平管下部から塩化リチウム水溶液を注入して鉛直管上部の電気伝導度及びリチウム濃度を計測し、キャビティフロー領域と自然循環領域の熱成層界面の物質移動量を評価した。

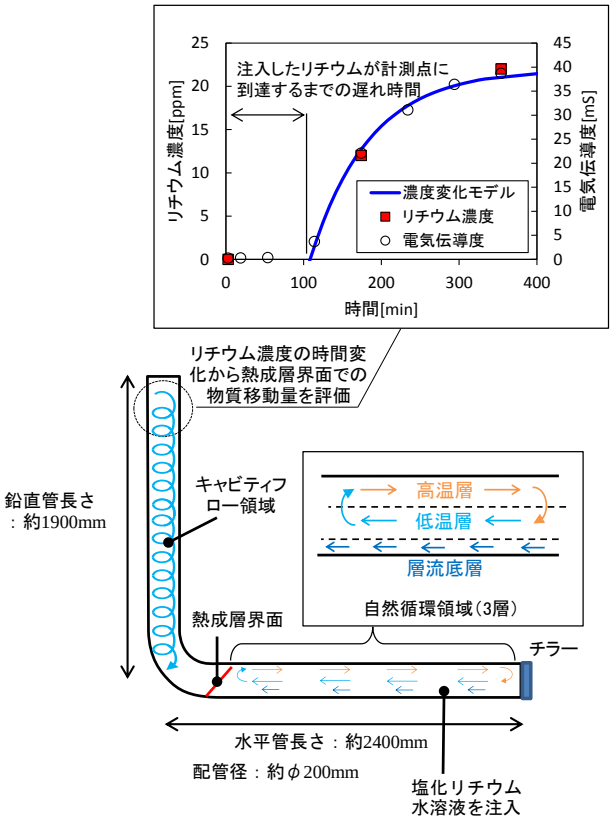


Fig.1 Test section and temperature (Vertical and horizontal pipe)

参考文献

[1] 日本機械学会編，配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針 JSME S 017-2003(2003)，日本機械学会

* Yoshiteru Komuro[1], Atsushi Kodama[1], Keiichi Hori[1], Hironori Noguchi[1], Yoshiyuki Kondo[1], and Koichi Tanimoto[1],

[1]Mitsubishi Heavy Industries, LTD.

鉛直－水平大口径配管におけるキャビティフロー型熱成層の機構論に基づく考察 第 2 報、キャビティフロー侵入深さ評価モデル構築

Development of evaluation method on thermal stratification by cavity flow in a vertical branch pipe with elbow and horizontal section

(2) Development of evaluation method for cavity flow penetration depth

*児玉 敦司[1]，小室 吉輝[1]，堀 慶一[1]，野口 浩徳[1]，近藤 喜之[1]，谷本 浩一[1]

[1]三菱重工業株式会社

キャビティフロー型熱成層について大口径配管特有の現象を明らかにするため、口径 200A の試験を実施した。試験結果より、大口径配管に適用可能なキャビティフロー侵入深さ予測評価モデルを構築した。

キーワード：キャビティフロー、熱成層、自然循環、熱疲労、旋回流

1. 緒言

本報は、第 1 報で得られた大口径配管（口径約 200mm）における温度、流速分布、及び熱成層界面の物質移動量のデータを用いて、大口径配管にも適用可能なキャビティフロー侵入深さ評価モデルを提案する。

2. 試験結果概要

口径約 200mm の水平管、及び鉛直-水平管の試験を実施し、キャビティフロー領域及び水平管内に形成される自然循環領域の温度分布及び流速分布を計測した。可視化と温度計測の結果より、高温層と低温層の物質輸送量を評価した。また、キャビティフロー先端の熱成層界面における物質移動量を計測し、キャビティフロー侵入深さを決める熱成層界面における物理量を取得した。

3. キャビティフロー侵入深さモデル

3-1. 自然循環領域の物質輸送モデル

水平管試験では光ファイバ温度計を用いた温度計測結果より高温層と低温層間の物質移動量を評価した。試験結果より算出した物質輸送量を、レイノルズ数とリチャードソン数で整理されている連行係数の文献式[2]と比較した。本試験結果から算出される連行係数は文献における試験データのばらつき範囲内であることから、文献式は本試験体系に適用可能であることを確認した。

3-2. 熱成層界面の物質輸送モデル

鉛直-水平管試験では水平管下部から塩化リチウム水溶液を注入し、上部タンク内のリチウム濃度を計測することで熱成層界面における物質輸送量を評価した。試験結果から評価された物質輸送量を、実際の現象に基づいたパラメータで整理し、キャビティフロー領域と自然循環領域の熱成層界面における物質輸送モデルとした。物質輸送モデルは、高温層と低温層の密度差による浮力の効果、キャビティフローによる運動量、自然循環による運動量を考慮している。

$$\Gamma_{st}/\Gamma_{cv} = f(MR, u, D, \rho, \mu)$$

Γ_{st} は熱成層界面における物質移動量、Γ_{cv} はキャビティフロー流量、MR はキャビティフローと自然循環の運動量比、u は流速、D は配管径、ρ は液密度、μ は液粘性係数である。

3-3. キャビティフロー侵入深さの予測

大口径配管に適用可能なキャビティフロー侵入深さモデルを構築した。Fig.2 に示すように 200A 配管においてキャビティフロー侵入深さが予測可能となった。

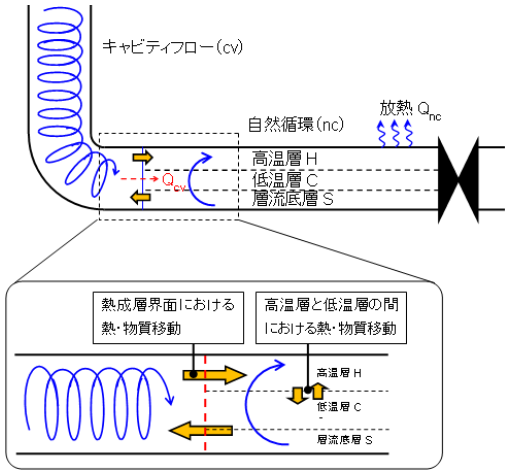


Fig.1 Cavity flow model

*層流底層（定義：水平管底部近傍の流速、及び温度が低い領域）

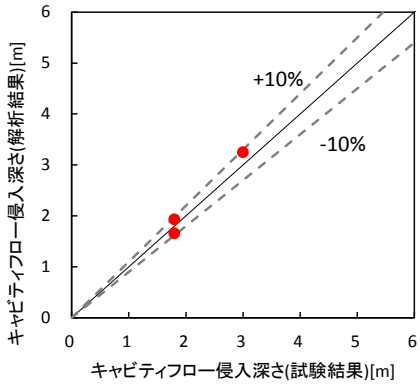


Fig.2 Validation for cavity flow penetration length(200A pipe test)

参考文献

[1] 日本機械学会編, 配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針 JSME S 017-2003(2003), 日本機械学会

[2] 中野ら, “成層二層流における界面抵抗と連行係数”, 海岸工学講演会論文集, Vol. 32 (1985), pp. 717 - 721.

*Atsushi Kodama[1], Yoshiteru Komuro[1], Keiichi Hori[1], Hironori Noguchi[1], Yoshiyuki Kondo[1], and Koichi Tanimoto[1],

[1]Mitsubishi Heavy Industries, LTD.

強制対流サブクール沸騰における気泡凝縮の数値解析

Numerical analysis of the bubble condensation in subcooled flow boiling

*坂本 新太郎[1]，大堀 浩輝[1]，榎木 光治[1]，大川 富雄[1]

[1]電気通信大学

強制対流サブクール沸騰の数値解析で，気泡の伝熱面離脱速度がボイド率に与える影響を調べた．離脱速度の気泡サイズ依存性を考慮した場合と離脱速度一定とした場合で，ボイド率が異なることを検証した．

キーワード：強制対流サブクール沸騰，気泡追跡法，伝熱面離脱速度，気泡サイズ，ボイド率

1. 緒言

強制対流サブクール沸騰域のボイド率は，軽水炉の二相流動安定性や燃料燃焼度に影響を及ぼす．このため，ボイド率の高精度予測を目的としていくつかの詳細モデルが提案されている[1]．サブクール沸騰域では様々なサイズの気泡が生成され，各気泡の挙動はサイズにより異なる[2]．本研究では，伝熱面離脱時の伝熱面離脱速度の気泡径依存性を考慮して，サブクール沸騰の数値解析を実施する．離脱速度一定としたときの解析結果と気泡の凝縮過程を比較することで，気泡離脱速度がボイド率に及ぼす影響を検討する．

2. 数値解析手法

解析体系は，Kaiho らの実施した強制対流サブクール沸騰実験[2]と同じとする．流路は 14mm×10mm の矩形で，幅 14mm の流路壁の 1 面を均一加熱した．流体は大気圧の水，流動方向は鉛直上向き，熱流束は q_w = 350 kW/m^2，入口サブクール度は ΔT_{sub} = 30 K，質量流束は G = 300 kg/m^{2}s とした．一方，気泡の伝熱面離脱速度は，次に示す 3 通りの方法で設定し，ボイド率の計算結果に及ぼす影響を調査した．

ケース a：個々の気泡にサイズに応じた速度を与える（実験相関式）．

ケース b：全気泡に体積加重平均速度 $\boldsymbol{u}_{wm}$ を与える（一定値）．

ケース c：全気泡に算術平均速度 $\boldsymbol{u}_{am}$ を与える（一定値）．

3. 解析結果と考察

Fig. 1 に，離脱時気泡径 d_{lift} = 0.52 mm の気泡の凝縮過程を示す．実験相関式で離脱速度を与えた気泡の凝縮が最も遅く計算されている．これは体積加重平均速度及び算術平均速度が，実験相関式による離脱速度よりも大きいため，気泡が低温のバルク液中に速やかに移動し，凝縮が促進されたためである．これより，気泡の離脱速度は，凝縮速度に多大な影響を及ぼすことが確認できる．Fig. 2(a)-(c)に，流路断面平均ボイド率の軸方向分布を示す．また，同図下部に解析領域全体での時間平均ボイド率を示す．平均ボイド率が最大となるケース a では，ボイド率最小のケース c と比較して，ボイド率の計算結果が 1.6 倍に及んでいる．したがって，サブクール沸騰域のボイド率を正確に評価するには，伝熱面離脱時における気泡サイズ及び気泡速度の気泡サイズ依存性を正確に予測することが必要といえる．

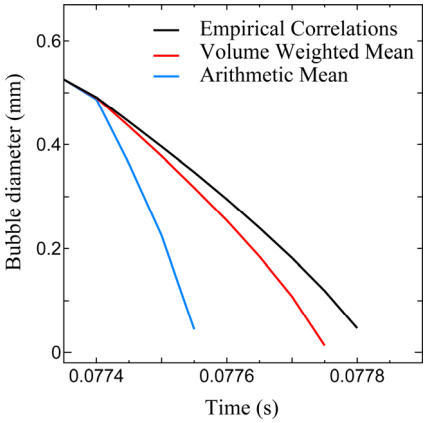


Fig. 1 Condensation process of a bubble (d_{lift} = 0.52 mm)

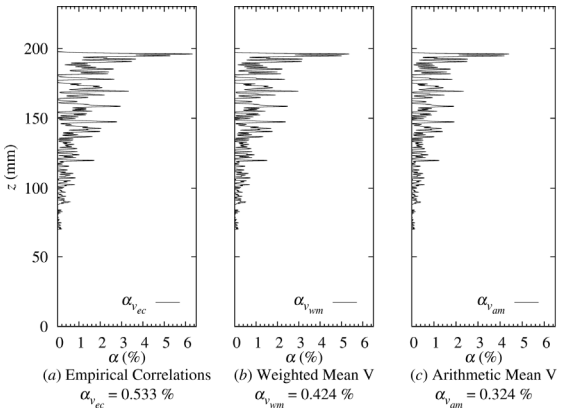


Fig. 2 Axial distributions of time-averaged cross-sectional area void fraction.

4. 結言

気泡追跡法を用いて，サブクール沸騰域のボイド率予測を実施した．高精度のボイド率予測を行うためには，気泡径分布と，気泡サイズに応じた各気泡の伝熱面離脱速度を正確に評価する必要があることを示した．

謝辞 本報告は原子力規制庁からの委託「平成 28 年度低圧時サブクール沸騰挙動解明試験」にて実施した成果です．

参考文献 [1] G. H. Yeoh, Int. J. Heat Mass Transf. 75 (2014) 754. [2] K. Kaiho et al., Int. Conf. Nucl. Eng. (2016) ICONE24-60318.

*Shintaro Sakamoto[1], Hiroki Ohori[1], Koji Enoki[1], Tomio Okawa[1]

[1]The University of Electro-Communications

円管内蒸気・空気混合流の壁面凝縮熱伝達の数値シミュレーション

Numerical Simulation for Steam-Air Mixture Flow and Wall Condensation Heat Transfer in a Circular Tube

*歌野原 陽一[1]，村瀬 道雄[1]
[1]（株）原子力安全システム研究所

冷却材喪失事故（LOCA）における PWR 原子炉格納容器(CV)では、CV 内壁面での凝縮熱伝達が CV 内温度の主要な影響因子と考えられる。壁面凝縮熱伝達の数値流体計算（CFD）モデルを確立するため、円管内蒸気・空気混合流の壁面凝縮熱伝達実験を対象に数値計算を行い、温度分布の再現性を検討した。

キーワード：壁面凝縮熱伝達，冷却材喪失事故，格納容器，数値シミュレーション

1. 緒言　PWR の LOCA 時における CV 健全性評価の一環として、CFD による LOCA 時の温度・圧力の予測に取り組んでいる[1]。CV 内の圧力・温度変化に影響する主要因子として、壁面凝縮伝熱が想定されるため、壁面凝縮伝熱量を実験で測定し[2]、実験を対象とした CFD に取り組んでいる[3]。

2. 実験・計算条件　配管内径 D = 49.5 mm，肉厚 5.5 mm の伝熱管に蒸気・空気混合気体（蒸気流量 5.9 g/s，空気流量 9.0 g/s）を流入させ、伝熱管の外面に冷却水を通水させ、熱電対で混合気体、伝熱管壁内、および冷却水の温度分布を計測している[2]。実験を対象とした CFD では FLUENT 15 を用い、混合気体、伝熱管壁内、および冷却水を計算領域とした。壁面へは対流熱伝達に加え、凝縮伝熱の効果も簡易的に考慮している[3]。さらに、混合気体が常に飽和状態であると想定して、飽和蒸気圧曲線からずれると元に戻るように蒸発・凝縮させ、空間中の各セルに質量および熱のソース項を与えた。

3. 結果　図 1 に速度場と温度場の計算結果[3]を示す。混合気体温度は伝熱管内面に近いほど，流れ方向下流に進むほど低下する．定量的に再現性を検討すると、図 2 に示すように、これまでは壁面近傍の混合気体温度と伝熱管壁内の温度を過小評価していた[3]。しかし、空間中の相変化を考慮することで混合気体の温度分布の再現性は改善された。だが、伝熱管壁内の温度は依然過小評価であり、今後改善が必要である。

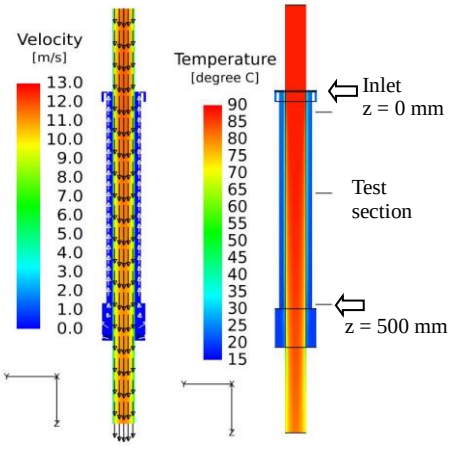


図 1 速度場と温度場の計算結果[3]

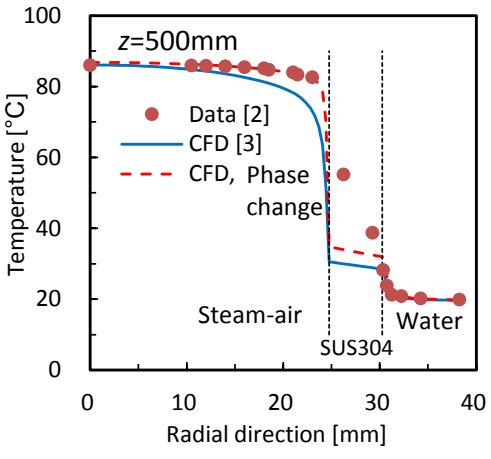


図 2 温度分布（試験部出口近傍）[2] [3]

参考文献

[1]歌野原ら，原子力学会 2017 春, 3K15, [2] Mori et al., ICAPP2017, No. 17418, [3] Utanohara et al., ICAPP2017, No. 17394

*Yoichi Utanohara[1] and Michio Murase[1]
[1]Institute of Nuclear Safety System, Inc.

浅水プール中に落下する液体ジェットの侵入挙動
（1）簡易体系に対する詳細解析と可視化観測結果の比較

Submergence behavior of liquid jet falling into a shallow pool

(1) Comparison of detailed simulation and results of visualization in a simplified system

*木村 郁仁[1]，吉田 啓之[2]，金子 暁子[1]，阿部 豊[1]

[1]筑波大学，[2]原子力機構

原子力発電所の過酷事故においては，冷却プールが浅水化した際の溶融ジェットの挙動把握が重要となる．本研究では，簡易体系における浅水プール中に落下する液体ジェットの可視化観測，ならびに詳細二相流解析コード TPFIT を用いて実験を模した解析を行い，比較検討した．

キーワード：シビアアクシデント，浅水プール，液体ジェット，侵入挙動，TPFIT

1. 緒言

原子力発電所の過酷事故において燃料が溶融した際，ジェット状に落下する溶融燃料のブレイクアップ挙動の理解が求められている．本研究では，Fig.1 に示すような，浅水化したプール中における溶融ジェットの侵入挙動，微粒化，拡がり，堆積という一連の現象把握を目的とし，実験および数値解析を実施した．本報では浅水プール中に落下する液体ジェットの可視化観測，ならびに詳細二相流解析コード TPFIT を用いて実験を模した解析の結果について報告する．

2. 実験手法および解析手法

本報では，予備実験として先行研究[1]の実験装置を用い，水深 10–50mm の連続相に液体ジェットを落下させた．試験流体として，連続相にシリコンオイル，分散相に wt34%グリセリン水溶液を用いた．可視化観測には高速度カメラを使用し，正面からの撮影に加え，底面からの撮影を行った．撮影にはそれぞれバックライト法と LIF 法を用いた．また，詳細二相流解析コード TPFIT[2] を用いて，実験体系を模した条件で解析を行った．

3. 結果・考察

可視化観測によって正面からの画像 Fig.1 および底面からの画像 Fig.2 が得られた．Fig.1(a)および Fig.2(a)はバックライト法による全体形状，Fig.1(b)および Fig.2(b)は LIF 法による断面形状である．数値解析によって得られた結果(Fig.3)と可視化観測結果を比較すると，連続相中でのジェットの界面形状を良好に再現できている．しかし，着底後の挙動には大きな相違が確認でき，解析コードの改良の必要性が示唆された．

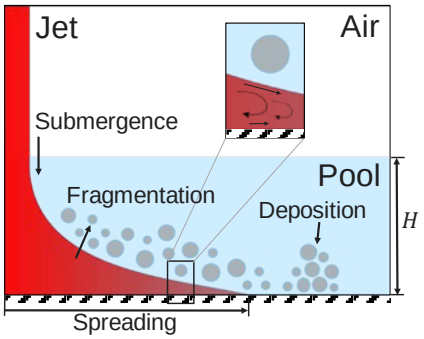


Fig. 1. Jet behavior model

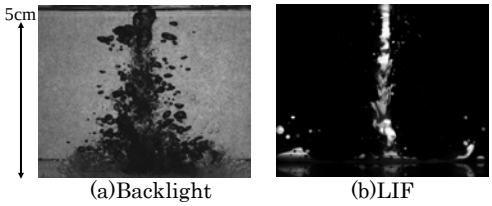


Fig. 2. Snap shot of the jet from front view

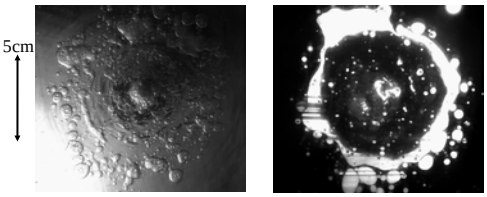


Fig.3. Snap shot of the jet from bottom view

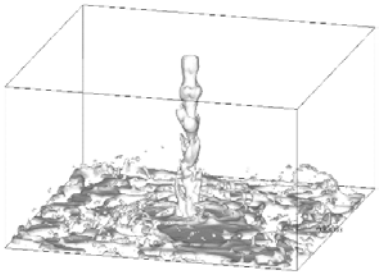


Fig.4. Analysis result by TPFIT

参考文献

[1] S. Saito et al., Nucl. Eng. Des. **315**, 128 (2017); [2] 吉田他，日本原子力学会和文論文誌 **3**, 233 (2004).

*Fumihito Kimura[1], Hiroyuki Yosida[2], Akiko Kaneko[1] and Yutaka Abe[1]

[1]University of Tsukuba, [2]JAEA

Planning Lecture (Free Entry) | Board and Committee：Ethics Committee

Thu. Sep 14, 2017 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room E B32 - B3 Block

[2E_PL] Ethics of nuclear power stakeholders necessary to prepare for disasters

Chair: Tomohito Nakano (TOSHIBA)

[2E_PL01] Safety Enhancement of Tomari NPP based on the New Regulatory Guide

*Atsushi Yamada[1] (1. HEPCO)

[2E_PL02] Lesson and Learn of Fukushima Daiichi NPP Accident and Regulatory Comparison between Japan and US

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

[2E_PL03] Nuclear safety measures from the view point of ethics

*Kyoko Oba[1] (1. JAEA)

2017年秋の大会

倫理委員会セッション

災害に備えるために必要となる原子力関係者の倫理
Ethics of nuclear power stakeholders necessary to prepare for disasters

（1）新規制基準に基づく泊原子力発電所の安全性向上への取組み

(1) Safety Enhancement of Tomari NPP based on the New Regulatory Guide

*山田　篤
[1]北海道電力株式会社　原子力部

1. はじめに

泊発電所では、平成２３年３月１１日の福島第一原子力発電所の事故後、従来の設計想定を超える大規模な地震・津波等の自然災害や全交流動力電源喪失等をもたらす多重事故が発生した場合でも炉心損傷の防止、原子炉格納容器の破損防止、放射性物質の拡散抑制・影響緩和ができるよう様々な安全対策を実施してきた。これらの安全対策においては、設備面での対策に加え、事故対応手順の整備、事故対応体制の強化、教育訓練の充実のような運用面での対策もまた欠かすことができない。本稿では、このような泊発電所の安全性向上への取組みについて紹介する。

2. 安全性向上への取組みについて

2-1. 設備面での対策

新規制基準においては、強化された耐震・耐津波対策や新設された火山・竜巻等への対策を含む設計基準事故対策の他、従来は事業者の自主的な取組みであった重大事故対策が要求事項として取り入れられている。重大事故対策では可搬型設備等の配備により、炉心損傷の防止、原子炉格納容器の破損防止、放射性物質の拡散抑制・影響緩和などに適切に対応できる手立てをとっている。

＜設計基準事故対策の例＞

- 基準地震動に耐える耐震補強、基準津波に耐え施設を守る防潮堤
- 竜巻による飛来物から重要な機器を守る防護ネット等の防護設備

＜重大事故対策の例＞

- 炉心損傷を防止するための、代替電源、可搬型の送水ポンプ
- 原子炉格納容器の破損を防止するための、水素爆発対策、代替スプレイポンプ
- 放射性物質の拡散抑制・影響緩和のための、放水設備、拡散抑制設備

2-2. 運用面での対策

設計基準事故あるいは重大事故が起こった場合に、年間を通して昼夜を問わず適切に所定の対策がとれるよう、あらかじめ事故対応手順を整備するとともに、事故対応体制の強化、事故対応要員が様々な環境下で技量を発揮できるよう教育訓練の充実を行っている。

2-3. さらなる安全性向上に向けて

当社は、福島第一原子力発電所のような事故を二度と起こさないという決意のもと、現状の規制基準への適合に満足することなく、泊発電所の安全対策の一層の向上に継続的に取組んでいく。

配管耐震補強

代替電源

可搬型の送水ポンプ

放水砲による放水訓練

*Atsushi Yamada
[1]Hokkaido Electric Power Co.,Inc.

2017年秋の大会

倫理委員会セッション

災害に備えるために必要となる原子力関係者の倫理
Ethics of nuclear power stakeholders necessary to prepare for disasters
（2）福島第一事故の教訓と日米の原子力規制の比較
(2) Lesson and Learn of Fukushima Daiichi NPP Accident and Regulatory Comparison between Japan and US

*奈良林　直[1]　　[1]北海道大学

1. 緒言

2017 年 3 月 17 日に、東京電力福島第一原発事故（以下,「1F 事故」）で福島県から群馬県などに避難した住民ら 137 人が国と東電に計約 15 億円の損害賠償を求めた訴訟の判決で、前橋地裁は、「東電は巨大津波を予見しており、事故は防げた」と判断、東電と安全規制を怠った国の賠償責任を認め、うち 62 人について計 3855 万円の支払いを命じた。全国で約 30 件ある集団訴訟の最初の判決である。原道子裁判長は、政府が 2002 年､「福島沖を含む日本海溝沿いでマグニチュード 8 級の津波地震が 30 年以内に 20%程度の確率で発生する」とした長期評価を発表した数カ月後には、国と東電は巨大津波の予見は可能で、東電は長期評価に基づき津波の高さを試算した 2008 年には実際に予見していたと指摘。さらに、配電盤を高台に設置するなどの措置は容易で、こうした措置を取っていれば事故は発生しなかったとし、安全より経済的合理性を優先させたことなど「特に非難に値する事実がある」と述べた。国については 2007 年 8 月に東電の自発的な津波対策が難しい状況を認識しており、規制権限に基づき対策を取らせるべきだったのに怠ったとして「著しく合理性を欠き、違法だ」とした。

しかし、私見を述べれば、自然災害を確実に予見することは不可能に近く、司法の判断で有罪とすることに違和感をもつ。東日本大震災は発生してしまったので、あたかも当然予見されたように思われるが、3.11 前にはわが国の大部分はそのような大震災が 2011 年 3 月に来るとは予想していなかった。例えば首都圏の大地震や南海トラフによる大地震などがかなり高い確率でその発生を警告している。そのような自然現象による大災害が実際に発生した場合に、今回の前橋地裁の判決の考え方によれば､「予見されていたのに十分な対策をとっていなかった」となり、大地震やそれに伴う津波による死傷者や避難者が出たすべての自治体の首長や国土交通大臣は有罪となってしまう。これでは、怖くてだれも自治体の首長や大臣に就任できなくなってしまう。それでは、自然災害による原発事故をどう防ぐかという問いに対しては､「技術者倫理」の徹底であると思う。以下、その要因や日米の原子力規制の比較から、考察する。

2. 1F 事故の要因

過酷事故の拡大を防ぎ、事故の影響緩和に積極的に取り組むこと、それらのために必要な方策を準備することを過酷事故対応緩和措置（AM: Accident management）と呼ぶ。**表** 1 に示すように TMI-2 事故を契機とした基準等の見直しがなされたが、我が国では電気事業法の精神､「物が健全であれば安全である」という構造強度偏重の考え方が根強く、機能評価やシビアアクシデントの解析には進まなかった。

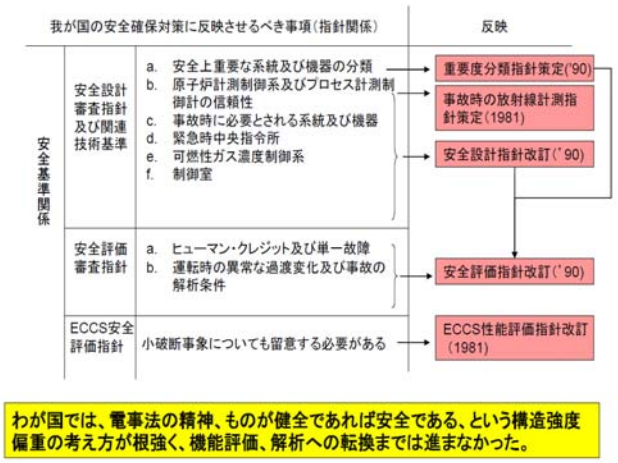
TMI-2 事故やチェルノブイリ原発 4 号機の事故を契機にシビアアクシデント対策としてのアクシデントマネージメント（AM）や確率論的リスク評価(PRA)導入についての検討がなされたが、安全審査で安全とされた原子力発電所にあっては、事業者の自主的取り組みにしかならなかった。その後、東電問題と呼ばれるシュラウドや配管の SCC による亀裂進展などから新たな保全プログラムによる QMS が取り入れられたが､品質保証の考え方による細部までの詳細な検査記録の作成が求められ､4 階建てのビルの高さに相当するような書類の作成とそのチェックが求められるようになった（**図** 1)。科学技術の知見に基づく合理的な検査を目的とする新検査制度により改善することになったが、品質保証制度による書類重視の制度はそのまま残っており、本質的な安全のための抜本的な改善や新しい知見を速やかに安全規制に取り込むことができなかった。

*Tadashi Narabayashi[1]、

[1]Hokkaido Univ.,

図 2 は平成 19 年度の原子力安全基盤機構（JNES）の報告書である。平成 19 年度の段階で、福島第一原発のような津波に起因する炉心損傷のリスクや早期の電源復旧の必要性を指摘している。

表 1　TMI-2 事故以降の指針類の改訂



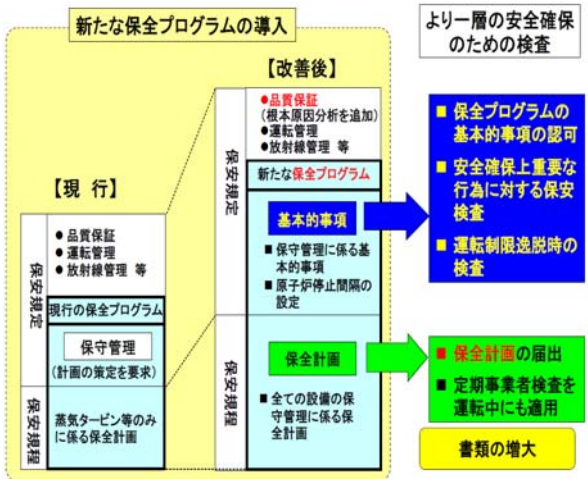


図 1　QMS 導入に伴う審査書類の増大

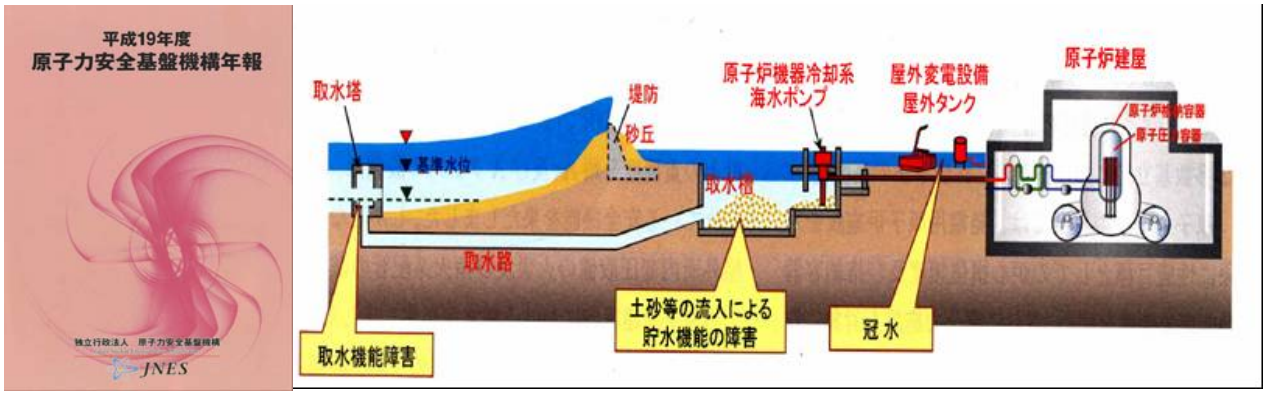


図 2 「地震 PSA の適用手順の整備と津波・地震起因火災 PSA 手法の高度化」（平成 19 年度 JNES 年報）

なぜ、原子力安全保安院から速やかに安全規制として全国の発電所の津波耐対策の指示が出なかったのか？なぜ、電力事業者が自主的取り組みとして屋外の変電設備や海水冷却系の電気品や非常用ディーゼル発電機の浸水対策に取り組まなかったのか？　事業者の反省とともに、規制側の及び腰も反省事項と思う。原子力関係者全てが反省し、今後の緊張感を持った原子力の安全性確保に邁進すべきと思う。反対派の起こした訴訟を気にしていて、原子力発電所の技術的な問題点に対して、それを改善するために、適切かつ毅然とした規制を行えない状況となっていた。言わば「規制が反対派の虜」になっていたのである。

3.我が国の規制の問題点

我が国の検査制度も、欧米の検査を目指してきたが、検査の重点化や保全の最適化が進んでおらず、全ての設備や機器を網羅的に検査しているのが現状である。これは、実務運用上に保全や検査に膨大な人的資源（リソース）を必要とし、安全上重要な箇所の保全検査活動が手薄になってしまう問題がある。網羅主義に陥ると、例えば津波のような、潜在的に非常にリスクが高い事象を見落とすことになる。福島第一原子力発電所は、そのような網羅主義、書類検査偏重主義によって防げなかったと言っても過言ではない。事業者は、単調な分解点検をして膨大な書類を作成していき、その書類を規制に提出し、規制は、その書類の誤字脱字検査から開始する（誤字脱字は報告書の品質が悪い（QMS 上の考え方）といような規制が行われていた。駐在検査官自身も、「このように毎日、誤字脱字も含めて入念に書類を検査しているが、このような繰り返しで、原子力発電所の安全性が高まるとはとても思えない。」と機械学会の訪問調査の質問に回答していた。

一方、NRC は、検査を安全上重要なものに限定することで、4000 人の職員で任務が遂行できているとし、全ての系統機器の検査をしたら、職員はこの 10 倍の 4 万人が必要であると言っている。

旧原子力安全・保安院時代に、保安規定に QMS が取り入れられ、それが規制の厳しさを示すためのツールとなったため、事業者の保安活動が硬直化し、膨大な資料作成と審査が実施されてきた。規制当局、事業者とも膨大な労力と時間を費やし、疲弊することとなった。

プラント運転実績（事業者保安活動の結果）の総合評価による規制、いわゆるパフォーマンス規制とインセンティブ制度の導入により、検査の実効性を向上させようとしたが、効果が出る前に震災が発生し、中断。効果の検証ができなかった。結果として、欧米からは、日本の検査制度の後進性の指摘（安全文化の後進国）を受けることとなった。

4.米国 NRC の規制の変遷

世界の規制当局と電力が、緊張感を持った協調体制を確立している。特にアメリカの規制は 2000 年の ROP 採用で、SALP という些細なことも指摘をして罰金を取るような北風規制から太陽規制（ROP）に大転換した。**表 3** に米国の規制制度の用語を、**表 4** に米 NRC の規制の変遷を、**表 5** に米 NRC の規制のスタンスを示す。

表 3　米国の規制制度の用語

- SALP(Systematic Assessment of Licensee Performance)プログラム実施(1980年から約20年)
- NEI(Nuclear Energy Institute;原子力エネルギー協会)からNRCの検査制度に対する批判、改善提案
- NRCの制度改善努力
- OIG(Office of Inspector General;NRCに対する監査組織)の調整
- ROP(Reactor Oversight Process)全発電所に施行(2000年4月)

↓

海外の制度を「自らの姿を見る鏡」として、我が国が引き続き学ぶべきこと

○プラントパフォーマンスの論理的な安全評価
○規制者と事業者の円滑なコミュニケーションと不断の改善の姿勢
○検査の質の一層の向上

表 4　米国の規制制度の変遷

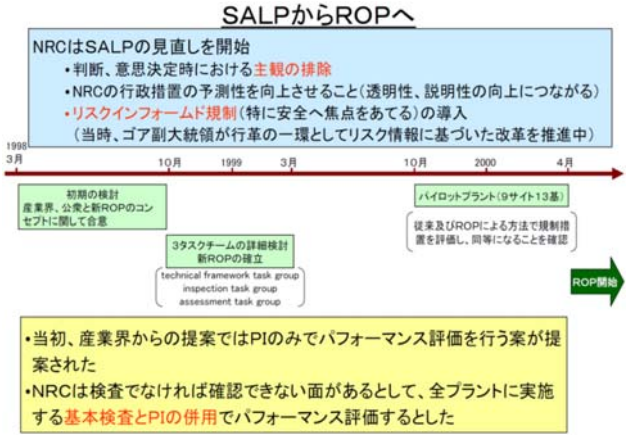


表 5　米 NRC の規制のスタンス

(1)アメリカNRCは15年前の北風から太陽政策に変身
SALP: 違反があれば、すぐに罰金を徴収
ROP: 原子力発電所で良い運転成績のプラントは、Basic Line（年間1800時間)検査のみ。
電力をまず信頼して、情報交換を促進する。
(2)NRCは、事業者の自主性を引き出す規制の姿勢
(3)アメリカの電力会社は、NRCを信頼し、人事、経営情報以外の発電所に関する全ての情報をNRCに提供。
(4)電力は経営上、原子力の安全運転が第一を基本、科学的な合理性を追求している。
(5)電力は、CBM(状態監視保全)及びOLM(運転中保全)の採用による科学的・合理的な保全方式・周期を選択。

Dr. Nils Diaz 元 NRC の委員長は、ROP 導入に当たり、「規制当局（NRC）は、国民の健康を放射線障害から守ることが責務。その為 NRC は電力の安全運転を監督する。」と宣言した。一方、NEI の元会長の Dr. Joe Colvin 氏は、「電力会社は、電力の安定供給及び利益確保が社会的責務であり、その為原子力の安全運転が重要。NRC も電力も安全運転は最重要であり、従来のように喧嘩する必要はなく協調すべきである。」とした。ここから米国の規制と事業者の安全への取り組みは飛躍的な進化を遂げ、設備利用率は 90%台に向上した。我が国の原子力発電所の近年の設備利用率は先進国のなかで最低であり、東日本大震災後は更に、0~5%台になってしまった。東日本大震災前でも、米国では、OLM（運転中保全(On Line Maintenance)）と CBM（状態監視保全）を徹底している。その結果、燃料交換時の保全は 20%、運転中の保全は 80%に達している。

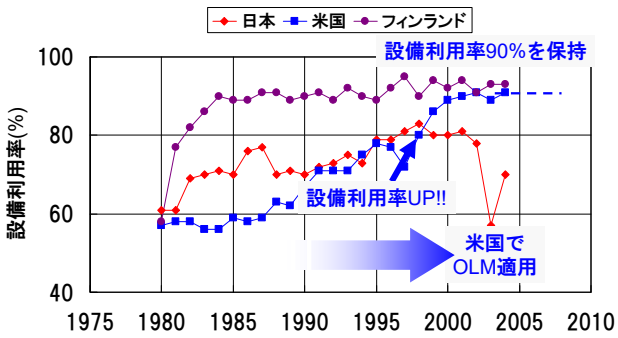


図 3　日米欧の保全の適正化と設備利用率の改善

表 6　米国の規制制度の変遷

◆震災前の我国の実態(稼働率平均70%)
・運転サイクル長さ:約13ヶ月
・定検期間:2~3ヶ月程度(1年以上の場合も多い)
・停止時定検作業が多い。機器の分解点検が主体。
・規制当局が関与する検査が多い。
・運転中保全等の保全適正化が進んでいない(次頁)

◆米国の実態(近年、稼働率90%以上)
・運転サイクル長さ:通常約18ヶ月(24ヶ月まで可)
・定検期間:1ヶ月程度が多い
・リスク情報を活用した、徹底した保全最適化が進んでいる(特に運転中保全、CBM等による予防保全最適化)
・特段の事がない限り、規制当局が停止時及び運転中の事業者活動(運転保守や運転再開等)に影響を与えることはない。
・米国の停止時検査とOLMの比率は2:8、日本は逆

日本は逆の 80%対 20%である（**表 5**）。2000 年 4 月から NRC は、原子力発電所のパフォーマンス評価のために実施してきた複数の従来のプログラムを統合し、パフォーマンス指標（PI: Performance indicators）及び検査の知見から規制対応を判断する包括的な原子炉監督プロセス（ROP: Reactor Oversight Process）を開始した（**表 6**）。**図 4** に米国 ROP の概要と 7 つの分野を示す。この 7 つの分野はコーナーストーン（CS：礎石）を示す。監視や検査の結果、事業者のパフォーマンスの低下が確認された場合、その重要度に応じ、追加検査、確認措置文書（Confirmatory Action Letter）の発行などの措置をとる。NRC は、事業者の安全文化醸成の取組を安全規制の対象として扱えるよう ROP における 3 つの横断的要素を取り込んだ。すなわち、①人的能力向上、②問題の発見と解決する仕組み（CAP）、③安全第一である。また、NRC は**表 7** に示す SDP（Significance Determination Process）と呼ばれる潜在的な危険性を見抜く能力開発を検査官に対して実施している。特に、安全またはセキュリティ上の重要度を、リスク（⊿CDF:炉心損傷確率の変化量）を評価し、そのリスクを防止または許容できる範囲に低下させていくことが進められている。

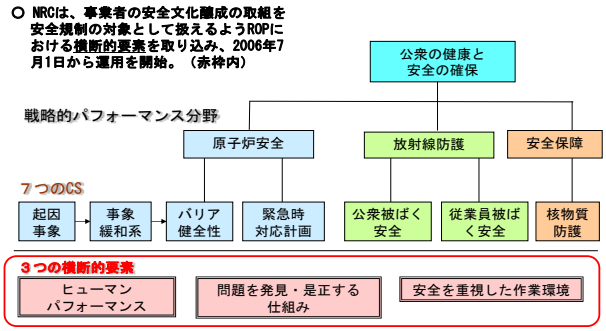


図 4　ROP における 7 つの CS と横断的要素

表 7　SDP（重要度評価プロセス）

- 起因事象
- 緩和系
- バリア健全性

に係るSDPの評価基準（基本的な基準）

SDP区分	定性的評価基準	定量的評価基準	
		炉心損傷頻度変化量 ⊿CDF	大規模早期放出頻度 ⊿LERF
赤（安全又はセキュリティ上の高い重要度）	事業者のパフォーマンスについて、供用できない安全裕度の低下を示している。なお、公衆の健康と安全に対する過度なリスクから防止する安全裕度は依然として存在している。	⊿CDF＞10^{-4}	＞10^{-5}
黄（安全又はセキュリティ上の相当な重要度）	事業者のパフォーマンスについて、安全裕度の重要な低下を伴っているが、許容できる範囲であることを示している。	10^{-4}≧⊿CDF＞10^{-5}	10^{-5}≧⊿LERF＞10^{-6}
白（安全又はセキュリティ上低～中程度の重要度）	事業者のパフォーマンスについて、許容範囲内であり、安全裕度の最小限の低下を伴っている。	10^{-5}≧⊿CDF＞10^{-6}	10^{-6}≧⊿LERF＞10^{-7}
緑（安全又はセキュリティ上最も低い重要度）	事業者のパフォーマンスについて、許容可能であり、かつリスク及びその保護上コーナーストーンの目的を完全に満たしている。	10^{-6}≧⊿CDF	10^{-7}≧⊿LERF

- 防災、従業員被ばく、公衆被ばく、物理的防護、火災防護、運転員資格再認証の性能などについてはSDP評価フロー図等により評価。

原子力規制検査により保安活動の状況を確認・指摘することを通じて、原子力事業者等の様々な取り組みが、実際に安全を保つことに結実し、さらによい取り組みが促されるという、継続的な安全の向上をもたらす流れが実現され、必要十分な保全に繋げることが重要である。

5. 1F 事故の教訓

福島第一原子力発電所では、構造強度偏重の規制が行われ、分解点検で、き裂や減肉の有無などが品質マネージメントシステム（QMS）の膨大な書類づくりと共に重点的に実施された。しかし、津波による海水の浸水だけで、工学的安全施設の多くの系統が機能喪失した。ここで原子炉を減圧して SA 機器で炉心へ注水すべきであったが、十分な訓練を積んでいなかったため、弁の開閉動作に手間取り、非常用復水器（IC）の作動復旧やベントによる格納容器の減圧と炉心注水が間に合わず、炉心が空だきになって過酷事故に進展してしまった。

3 号機は、復水器へ排水するメカニカルシール注水の弁が閉じられず、炉心にほとんど注水されない状態が続いた。2 号機はベント弁の空気喪失で弁が開かず、格納容器の内圧が高いまま、空だきの炉心に海水を注入したために、水蒸気と水素を多量に発生して格納容器が損傷し、放射性物質を近隣の町や村に飛散させることになってしまった。

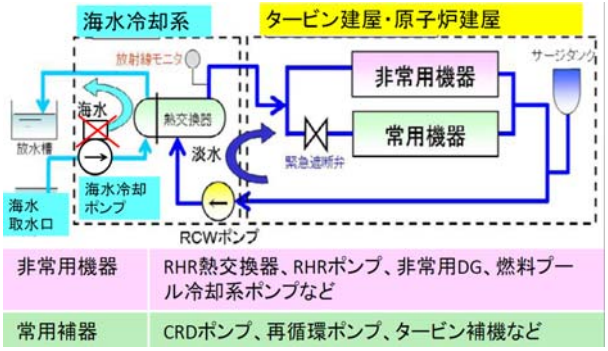


図 5　補機冷却系の冷却水や空気、DC 電源の重要性

図 5 は、補機冷却系によって冷却されている非常用機器（第 3 層）と常用機器（第 1 層）を示す。非常用 DG や ECCS や RHR のポンプの軸受けの冷却など、ヒートシンクを絶たれると東日本大震災時の福島第２原子力発電所のように、格納容器からの除熱ができなくなり、原災法第 15 条通報に至った教訓もあり、補器冷却系や RHR 系のメンテナンスのタイミングはプラントのリスクを高めないように行うことが重要である。定格運転中は、巨大なヒートシンクである復水器が作動しており、プラントの冷却はしっかり確

保されている。つまり、第 4 層の SA 機器を安全重要度のクラス 1、クラス 2 で分類して、定期検査時（今後は原子炉停止時）に第 3 層と同じ分類で　点検することは、安全重要度の共倒れを引き起こすことになりかねない。プラント全体のリスクを考えれば、非常用炉心冷却系などの工学的安全系の点検中に図 6 に示す SA 機器を横付けしてメンテナンスすべきである。従って、第 4 層では、各種の事象を想定して、SA 機器を使いこなして過酷事故の防止または緩和操作ができるように習熟訓練すべきで、人的なマネージメントを含めて訓練し、巡視によりその効果を確認することが必要である。事業者は消防車のエンジンの分解点検よりも、エンジンの整備状態やエンジンを始動してしっかり作動状態になることを確認し、規制側は人的な操作の習熟も含めてパフォーマンスを検査すべきである。

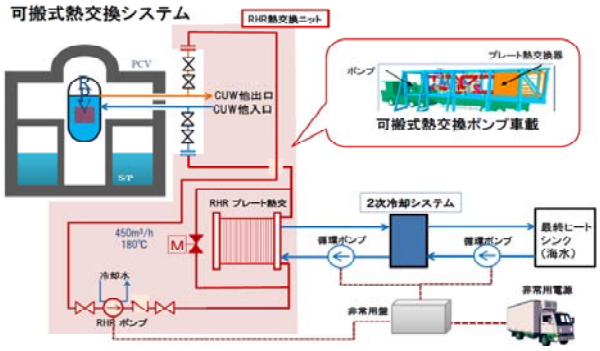


図 6　移動冷却車によるヒートシンク回復

6. IAEA の総合規制評価サービスの指摘

IAEA の 2015 年に実施された総合規制評価サービス（IRRS）では、要約すると以下の指摘がなされた。

①原子力規制委員会は、その人的資源、マネジメントシステム、及び特にその組織文化において、初期段階にある。この問題は、1F 事故を受けた新しい規制の策定、及び新しい安全基準に従った原子力発電所の申請審査に伴う負担の大きい作業量と併せて、原子力規制委員会にとって大きい課題となっている。

②原子力規制委員会がその法定義務を効率的にかつ一貫性を持って履行し、また、その資源を安全の程度に相応して配分することを確実なものとするために、IRRS チームは、原子力規制委員会は分野横断的なコアプロセスを実施し、年間活動の立案に際して利害関係者からの情報収集を強化し、そのパフォーマンスを測定し、組織構造の有効性を評価するためのツールを開発すべきであると勧告した。

③マネジメントシステムの文書化には、220 の運用要領が含まれる。マネジメントシステムの説明、組織構造、職能的責任と説明責任、及び原子力規制委員会のプロセスの説明を記載した要領はまだ作成されていない。業務マニュアル作成要領には、マニュアル作成方法の詳細が含まれている。

④運用マニュアルの全体のうち約 40%はまだ作成中である。原子力規制委員会が実施する全活動を網羅するために必要とされる運用要領の分析が行われていないため、運用要領のリストがまだ完全に仕上がっていないと考えられる。IRRS チームは、原子力規制委員会の組織変更管理プロセス、安全文化を促進、醸成及び評価するための活動の実施に関するプロセス、記録管理に関するプロセス、マネジメントシステムのレビューを実施するプロセス、利害関係者からの期待事項の収集と対処に関するプロセスを含め、一部のプロセスが前述のリストから欠落している点を確認した。

⑤勧告：原子力規制委員会は、所掌業務を遂行するために必要なすべての規制及び支援プロセスに対する統合マネジメントシステムを構築し、文書化し、完全に実施すべきである。マネジメントシステムには等級別扱いを一貫して適用し、文書・製品・記録の管理、及び変更管理などの組織共通のプロセスを組織内すべてに展開すべきである。改善の機会を特定するために、包括的な方法で原子力規制委員会マネジメントシステムの有効性を監視及び測定するようにすべきである。

7. 結言

以上に述べたとおり、1F 事故の要因は、書類偏重規制に代表されるように、日米の規制のスタンスの差に起因していると考えられる。欧米では、リスク評価により原発の弱点を抽出し、リスクの大きなものから重点的に対策を取るような規制が行われている。PRA は人間が気づき、それを PRA モデルに組み込んでいないとその事象に対するリスクが評価できない。そのためには、日常業務のなかで、「原発の危ない探し」をし、それを職場で討論し、改善提案をする。上司は、それを受けて必要なアクションをする。これは規制も事業者も同じである。これを促すのは各自の心に刻み込んだ「技術者倫理」であり、「安全文化の実践」である。原子力学会の倫理委員会が、これを広く会員に呼びかけなければならない。

2017年秋の大会

倫理委員会セッション

災害に備えるために必要となる原子力関係者の倫理

Ethics of nuclear power stakeholders necessary to prepare for disasters

（3）原子力安全に求められる倫理

(3) Nuclear safety measures from the view point of ethics

*大場恭子[1]

[1]日本原子力研究開発機構

1. はじめに

倫理委員会では，東京電力福島第一原子力発電所事故（以下，「1F 事故」）以降，この事故を倫理の視点でみた時にどのような問題があるのか。倫理規程に合致していない行動はなにか。倫理規程に足りなかった事項はなにか。事故が起きた現実を踏まえ，原子力学会会員は何を考え，どのような倫理を持つべきなのか等の議論を行い，2014 年に日本原子力学会倫理規程[1]（以下「倫理規程」）を改定した。また，その改定作業と並行しつつ，改定作業終了後も継続的に，春の年会，秋の大会や倫理研究会に，関係者を招聘し，さまざまな角度から 1F 事故，事故時の対応，事故後の対応を倫理的視点で捉えた，あるいは捉えるための参考となるご講演を行っていただいてきた。

倫理委員会の活動の軸には，常に倫理規程があり，たとえば「さまざまな会員の活動を倫理規程に照らし合わせた場合にどのような改善検討が望まれるか」といったことを検討している。本発表では，その議論の中から規制に関する議論を紹介するとともに，原子力安全に求められる倫理の実現として，倫理規程のさらなる活用について提案する。

2. 1F 事故と倫理規程

1F 事故の反省を踏まえ，委員会では，原子力安全に求められる倫理について，さまざまな角度から議論を行い，その成果のひとつとして倫理規程を改定した。事故後初の改定となった倫理規程 2014 年版では，それ以前の最新版であった 2009 年版から，主に以下の条項を追加等する変更している。

- 憲章 1：「行動の原理」として，広い視野からみた会員の責務を述べた
- 憲章 7：組織文化については，「5-7 組織の文化」として行動の手引で触れるのみであったが，憲章の条文とし，さらに行動の手引 7-1～7-6 を追加した
- 行動の手引 2-8：「経済性優先への戒め」，「効率優先への戒め」と並べて，「規制適合が目的化することへの戒め」を追加した
- 行動の手引 3-1：以前から「新知識の取得」という項目はあったが，関係するさまざまな情報を的確に取得し，判断することを明確にするため，同条項はそのままに，さらに「最新知見の追求と自らの判断」を追加した
- 行動の手引 5-5：事故からの学びを貪欲に行うために「経験からの学習と技術の継承」の条項を充実させ，良好事例についての研究の必要性についても追求した
- 行動の手引 5-9：事故当事国の責任として世界の原子力技術とその安全性の向上への貢献を行うため「国際社会への貢献」を追加した
- 行動の手引 6-1：原子力が総合科学技術であり，それぞれの専門分野が細分化する中，隙間ができないよう注意喚起として「学際的な取り組みの必要性」を追加した

3. 新規制基準と倫理規程

1F 事故後，原子力施設の稼働に最低限必要な安全の確保と確認の条件を示すものは，原子力規制委員会による「規制基準」である。この規制基準，あるいは規制基準に基づいて行われている規制は，2.で示した

倫理規程 2014 年版において追加された項目，特に最新知見，学際的な取り組み，俯瞰的な視点等への重視がなされていると評価できる。

一方，最新知見，学際的な取り組み，俯瞰的な視点は，いずれもが，時に過去の評価を変更させる，あるいは幅を持たせる可能性が高いものであると同時に，それら自身も当然に不確定要素を持っている。そのため，重要と考える単語を並べて示すことは簡単であるが，それらを「適切に」規制に反映させる制度の設計は大変に難しい。そのため，より高い安全を求め続けるのであれば，現状の制度が適切であるのかを常に検討するしくみを作り，時には結果として改悪となってしまうことも恐れず，継続的に改善を目的とした変更を実施することが必要であろう。

さらに，規制基準および倫理規程は，いずれもが原子力安全の実現を目指したものである。安全は，国際基本安全規格（ISO/IEC GUIDE 51:2014）において，「許容できないリスクがないこと(freedom from risk which is not tolerable risk)」と定義されているように，その技術を専門とする組織，あるいは科学的知見だけで検討すればよいものではない。すなわち，目指すべき原子力安全についても，関係組織による社会との対話は不可欠である。社会との対話の制度設計もまた大変に難しいが，対話をしようとする主体が，常にその制度設計についても貪欲に取り組む必要がある。

4. より高い原子力安全の実現を目指すにおける倫理規程の役割

1999 年～2001 年まで倫理規定制定に尽力した倫理規定制定委員会は，条文一つ一つについて徹底した議論を行った結果としてまとめた倫理規程について，その行動の手引で「見直すことを約束する」とし，実際に規程制定後に設置された倫理委員会の任務の 1 番目には，倫理規程の見直しを含めた事項が挙げられている[2]，[3]。

より高い原子力安全を目指す中，目標とすべき安全について，それを実現する体制，制度等，見直しは必要である。倫理規程は，倫理規程制定委員会が述べている通り，それ自身が見直される必要のあるものだが，同時に，体制や制度をはじめとする安全を実現するために必要なさまざまについて，現状を客観的に捉え，見直すべきポイントを把握するツールでもある。今回は規制を例として取り上げたが，個人および組織において，倫理規程が自らの改善を検討するためのツールとして利用できることを理解いただき，倫理規程を活用した，より高い原子力安全の実現を期待したい。

参考文献

[1] 日本原子力学会，日本原子力学会倫理規程（2014），http://www.aesj.net/about_us/action_rule_of_aesj

[2] 日本原子力学会倫理規定制定委員会，原子力学会倫理規程の制定にあたって，日本原子力学会誌，Vol.43, No8(2001)

[3] 日本原子力学会倫理委員会規程，http://www.aesj.or.jp/ethics/document/pdf/kitei/kitei01.pdf

*Kyoko Oba[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

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

Thu. Sep 14, 2017 2:45 PM - 4:05 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 5:45 AM - 7:05 AM UTC | Room E B32 - B3 Block

[2E10-14] Thermal Hydraulics in Fast Reactor 1

Chair:Yoshihisa Nishi (CRIEPI)

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

[2E10] Thermal-hydraulic numerical evaluation for thermal striping of sodium-cooled fast reactor

Study on applicability of temperature fluctuation intensity estimation method to triple parallel jets sodium test

*Masaaki Okano[1], Hiroyuki Sakamoto[2], Tomoaki Ogata[2], Hironori Nakamura[3], Kazuhiro Oyama[3], Osamu Watanabe[3], Masaaki Tanaka[4], Hiroyuki Ohshima[4] (1. MHI, 2. MHI NSE, 3. MFBR, 4. JAEA)

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

[2E11] Study on Gas Entrainment in Sodium Cooled Fast Reactors, 11;

Applicability of Vortex Model Based Evaluation on Vortex Type Gas Entrainment

*Toshiki Ezure[1], Kei Ito[2], Yuri Kameyama[3], Masaaki Tanaka[1], Akikazu Kurihara[1], Hiroyuki Ohshima[1] (1. JAEA, 2. Kyoto Univ., 3. NDD Corp.)

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

[2E12] A Study on Cooling Process of Decay Heat Removal Systems in a Reactor Vessel of Sodium-cooled fast Reactor by Scaled Water Experiments

Flow Visualization Experiments Simulating Operation of Decay Heat Removal Systems under a Severe Accident

*Ayako Ono[1], Akikazu Kurihara[1], Masaaki Tanaka[1], Hiroyuki Ohshima[1], Yasuhiro Miyake[2], Masami Ito[4], Shigeru Nakane[3] (1. JAEA, 2. NDD, 3. NESI, 4. ASCEND)

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

[2E13] Study on splashing phenomenon of liquid jet collision

*Yi Zhan[1], Naoki Oya[1], Koji Enoki[1], Tomio Okawa[1], Mitsuhiro Aoyagi[2], Shuji Ohno[2], Takashi Takata[2] (1. UEC Univ., 2. JAEA)

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

[2E14] Study on coolant behavior in damaged core of sodium-cooled fast reactor

(1)Measurement of gas-liquid two-phase flow in a simulated debris bed

*Daisuke Ito[1], Milka Rivera Nava[1], Kei Ito[1], Yasushi Saito[1], Mitsuhiro Aoyagi[2], Kenichi Matsuba[2], Kenji Kamiyama[2] (1. KURRI, 2. JAEA)

4:00 PM - 4:05 PM JST | 7:00 AM - 7:05 AM UTC

Time reserved for Chair

ナトリウム冷却高速炉のサーマルストライピングに係る熱流動解析評価
－平行三噴流ナトリウム試験を対象とした温度乱れ強さ評価手法の適用性検討－

Thermal-hydraulic numerical evaluation for thermal striping of sodium-cooled fast reactor

-Study on applicability of temperature fluctuation intensity estimation method to triple parallel jets sodium test-

*岡野 匡哲[1]，坂本 裕之[2]，緒方 智明[2]，中村 博紀[3]，大山 一弘[3]，渡辺 収[3]，田中 正暁[4]，大島 宏之[4]

[1]三菱重工業，[2]MHI NS エンジ，[3]三菱 FBR システムズ，[4]日本原子力研究開発機構

勾配拡散近似に基づく流体温度乱れ強さの輸送方程式を商用 CFD コードに組み込み、平行三噴流ナトリウム試験を対象に本評価手法の適用性を検討した。

キーワード：高速炉、サーマルストライピング、温度乱れ強さ、CFD 解析

1. 緒言

高速炉の炉心出口部では、燃料集合体出口と制御棒集合体出口から流出する温度の異なる流体の混合により生じる温度変動が構造物に伝達し、高サイクル熱疲労を引き起こすサーマルストライピングが懸念されている。これまで、勾配拡散近似に基づく流体温度乱れ強さの輸送方程式に対して局所平衡（生成と散逸の釣り合い）を仮定して温度乱れ強さを簡易的に評価し、炉心出口の構造形状の検討を行ってきた。本研究では上記仮定をせずに同輸送方程式を解くことで予測精度の向上を図った。具体的には、商用 CFD コード（STAR-CCM+）に同輸送方程式を組み込み、平行三噴流ナトリウム試験[1]を対象とした解析を行い、本評価手法の適用性を検討した。

2. 流体温度乱れ強さ評価手法

温度乱れ強さの二乗時間平均$\overline{T'^2}$に関する輸送方程式[2]を以下に示す。

$$\frac{\partial \overline{T'^2}}{\partial t}+\overline{u_j}\frac{\partial \overline{T'^2}}{\partial x_j}=2\alpha_t\left(\frac{\partial \overline{T}}{\partial x_j}\right)^2-\frac{C_\mu k\overline{T'^2}}{\nu_t R}+\frac{\partial}{\partial x_j}\left\{\left(\frac{\alpha_t}{\sigma_h}\right)\frac{\partial \overline{T'^2}}{\partial x_j}\right\}+\alpha\frac{\partial^2 \overline{T'^2}}{\partial x_j^2} \quad (1)$$

$\overline{T'^2}$：温度乱れ強さの二乗時間平均、$\overline{T}$：時間平均温度、C_μ：Realizable $k-\epsilon$ のモデル定数、R：速度場と温度場の拡散に関する時間スケール比、σ_h：モデル定数、k：乱流エネルギー、ν_t：乱流粘性係数、α：温度拡散係数、α_t：温度の渦拡散係数

コード内では、タイムステップ毎に計算される流速、温度及び乱流量の瞬時値が式(1)に代入され、温度乱れ強さが計算される。乱流モデルには Realizable $k-\epsilon$を適用した。

3. 解析条件

平行三噴流ナトリウム試験体における奥行方向中央の領域（厚さ 20mm）を解析範囲とした（図 1）。3 箇所の入口ノズル上流を入口境界とし、中央を 312℃（Tc）、左右を 332℃、両者の流量比（低温側基準）を約 5.6 とした。

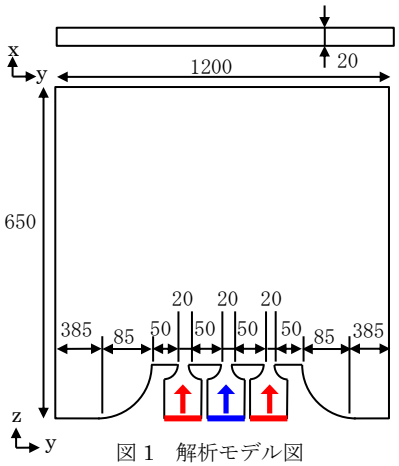


図 1　解析モデル図

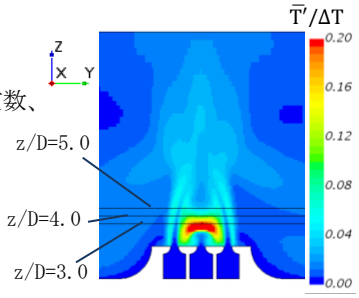


図 2　温度乱れ強さ分布

4. 解析結果

左右の入口ノズルから流入する高温噴流は、上方で合流し一部は下降する。中央のノズルから流入する低温噴流は上昇し、両者が衝突し混合するため、図 2 に示すように低温側入口ノズル上方の z/D=3（入口ノズルスリット幅 D=20mm）付近で温度乱れ強さが最大となる。図 3 に示すように、z/D=3 における温度乱れ強さ分布は試験結果と良い一致を示し、同試験条件での流体混合現象に対する本評価手法の適用性を確認した。

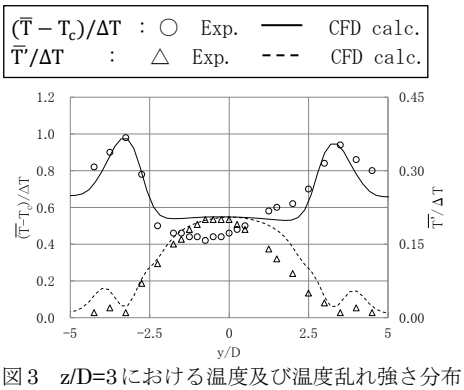


図 3　z/D=3 における温度及び温度乱れ強さ分布

謝辞　本報告は経済産業省からの受託事業である「高速炉国際協力等技術開発」の一環として実施した成果を含む。

参考文献

[1] M.Tanaka et al., “Fundamental Validation of Fluid-Structure Thermal Interaction Simulation Code for Thermal Striping in Sodium-Cooled Fast Reactors with Parallel Triple Jets Mixing Experiments”, CFD4NRS-6, 2017.

[2] P.Jones, “Research at the Berkely Nuclear Laboratories on the Modelling of Thermal Stress Boundary Conditions in an LMFBR”, 4th IAHR Mtg. on Liquid Metal Thermal Hydraulics, 1984.

*Masaaki Okano[1], Hiroyuki Sakamoto[2], Tomoaki Ogata[2], Hironori Nakamura[3], Kazuhiro Oyama[3], Osamu Watanabe[3], Masaaki Tanaka[4] and Hiroyuki Ohshima[4]

[1]Mitsubishi Heavy Industries, [2]MHI NSE, [3]Mitsubishi FBR Systems, [4]Japan Atomic Energy Agency

ナトリウム冷却高速炉のガス巻込みに関する研究 11;
せん断流れ体系でのガス巻込みに対する渦モデル評価の適用検討

Study on gas entrainment in sodium cooled fast reactors 11;
Applicability of vortex model based evaluation on vortex type gas entrainment under shearing flow geometry

*江連俊樹[1]、伊藤啓[2]、亀山祐理[3]、田中正暁[1]、栗原成計[1]、大島宏之[1]
[1]原子力機構、[2]京大、[3]NDD

ナトリウム冷却高速炉におけるガス巻込み評価手法確立の一環として、せん断流れ体系で発生するくぼみ渦型のガス巻込みを対象に、試験で得られた速度分布とガスコア形状を元に、渦モデルに基づくガス巻込み評価法の適用性を検討した結果、妥当なくぼみ量評価が可能であることを明らかにした。

キーワード：ガス巻込み、渦モデル、PIV、ナトリウム冷却高速炉

1. 緒言　原子力機構では、ナトリウム冷却高速炉におけるガス巻込み評価に向け、渦モデルに基づく評価手法の構築を進めている[1]。本研究では、評価手法の適用性確認を目的として、せん断流れ体系[2]にて発生するくぼみ渦型のガス巻込みを対象に、粒子画像流速計測(PIV)と可視化計測を実施し、くぼみ渦周囲の速度分布およびくぼみ深さの同時計測を実施した。試験で得られた速度分布に対して渦モデルに基づくガス巻込み評価（くぼみ量評価）を適用し、実測によるくぼみ量との比較を行った。

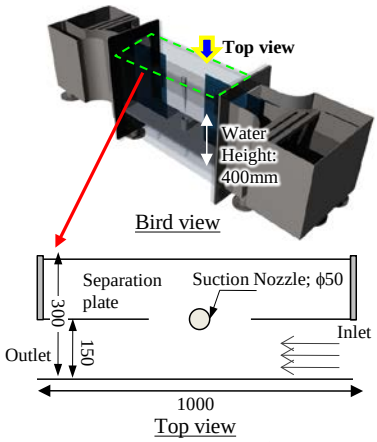


図 1 試験体系

2. 試験体系・試験　図 1 に試験装置の概略を示す。試験部は長さ 1.0m、幅 0.30m、深さ 0.55m の矩形の開水路である。作動流体（水）は、試験部の一方の側面から流入し、試験部中央に設けられた高さ 0.10m,半径 0.05m の吸込み管、および反対側の側面から流出する。試験部は、中央の吸込み管周辺(0.38m)を除き、流れ方向に仕切り板によって 2 分割されている。くぼみ渦は、仕切り板で分割されない吸込み管周辺上部に発生する。本体系において、液位、出口側流路および吸込み管平均流速を試験パラメータとして変化させ、渦周囲の速度分布と渦形状を同時計測した。

3. 試験結果　図 2 に、液位 0.40m、出口側流路平均流速 0.30m/s、吸込み管平均流速 1.4m/s の条件における、評価結果の一例（0.5 秒の移動平均）を示す。ここで、L_eは、ガスコア長の実験値、Γ_∞は速度分布から算出した循環の径方向最大値である。ガスコア長の成長につれ、Γ_∞も増加する様子が確認できる。次に、伊藤らの評価方法[3]により、ガスコア長の評価値 L_mを以下の通り計算した。

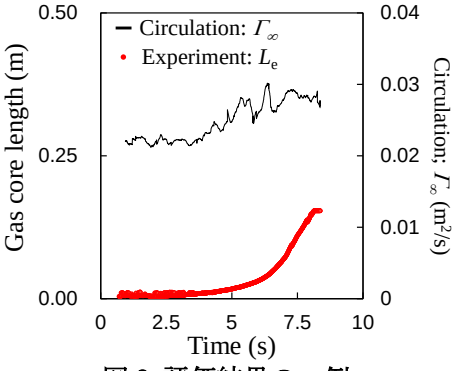


図 2 評価結果の一例

$$L_m = \frac{\ln 2}{16 g \pi^2} \frac{\alpha \Gamma_\infty^2}{\nu + \nu_t} \qquad (1)$$

ここで、νは動粘性係数、g は重力加速度である。αは鉛直方向流速勾配であり、大島らの方法により[1]計算した。また、ν_tは乱流渦粘性係数であり伊藤らの方法[3]により与えた。式(1)による L_m の最大値は 0.36m であり、図 2 の L_eと比較して保守側の評価ではあるが妥当なくぼみ量評価が可能とわかった。なお、結果の保守性については、計測のノイズ等の影響があると考えられるが、今後詳細を検討予定である。

4. 結言　せん断流れ体系で発生するくぼみ渦型のガス巻込みを対象に、試験で得られた速度分布とガスコア形状を元に、渦モデルに基づくガス巻込み評価法の適用性を検討した。その結果、渦モデルに基づく減圧量評価により、保守側の評価ではあるが妥当なくぼみ量評価が可能であることがわかった。

参考文献 [1]大島ら，原子力学会和文誌, Vol.11, No.4, (2012), p.329-339.　[2]江連ら, 2009 秋の大会,C49
[3] K. Ito, et. al., Journal of Power and Energy System, Vol. 6, (2012), pp. 151-164.

*Toshiki Ezure[1], Kei Ito[2], Yuri Kameyama[3], Msaaki Tanaka[1], Akikazu Kurihara[1], Hiroyuki Ohshima[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Kyoto University, [3]NDD Corporation

縮尺水流動試験による高速炉の炉容器内自然対流崩壊熱除熱特性の把握
シビアアクシデント時における炉内冷却器の起動を模擬した流動可視化試験

Study on Cooling Process of Decay Heat Removal Systems
in a Reactor Vessel of Sodium-cooled fast Reactor by Scaled Water Experiments
Flow Visualization Experiments Simulating Operation of Decay Heat Removal Systems
under a Severe Accident

*小野　綾子[1]，栗原　成計[1]，田中　正暁[1]，大島　宏之[1]，
三宅　康洋[2]，伊藤　真美[3]，中根　茂[4]
[1]原子力機構，[2]NDD，[3]アセンド，[4]NESI

ナトリウム冷却高速炉の炉容器を模擬した縮尺水流動試験装置における可視化試験により、炉容器内浸漬型熱交換器からの低温流体挙動および炉心部や炉内の各所に配置した発熱体の冷却過程を調べた。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，シビアアクシデント，崩壊熱除去，水流動試験

1. 緒言　ナトリウム冷却高速炉の安全性強化に向けた炉内冷却機器の設計と運用の最適化に資するため、シビアアクシデント時を含む炉容器内の熱流動特性および崩壊熱除熱特性を把握する縮尺水流動試験を実施した。本報では、蛍光染料を用いた可視化試験と数値解析により、炉容器内の DHX(Direct heat exchanger)からの低温流体挙動および炉内の各所に配置した発熱体近傍の温度分布を調べた結果について報告する。

2. 実験　シビアアクシデント時を含む炉容器内の自然対流による熱流動挙動および崩壊熱除熱特性を把握するために縮尺水流動試験装置(PHEASANT)を製作した[1]。実験では、初期バルク温度を 40℃とし、炉心部ヒータおよびコアキャッチャ上の燃料デブリによる発熱を模擬したヒータについて、それぞれ炉心部 4kW、コアキャッチャ部 1kW で発熱させ、十分に炉心およびコアキャッチャ上からの上昇流が発達した後に浸漬型 DHX もしくは貫通型 DHX を起動した。DHX の 1 次側に蛍光染料を注入することで低温流体の挙動を可視化した。図 1 上段に、上部プレナム内の浸漬型 DHX からの低温流体可視化の一例を示す。DHX からの低温流体は、上部プレナムの底面部を容器壁面側に沿って対面側に流れ、一部は炉心の遮蔽体領域を模擬した非加熱領域に侵入し下部プレナムへ、一部は DHX の対面において合流する。炉心の遮蔽体領域を通過して下部プレナムへ流入した低温流体はコアキャッチャ上まで到達し、下部プレナム内を対流する流路が確立されることを確認した。

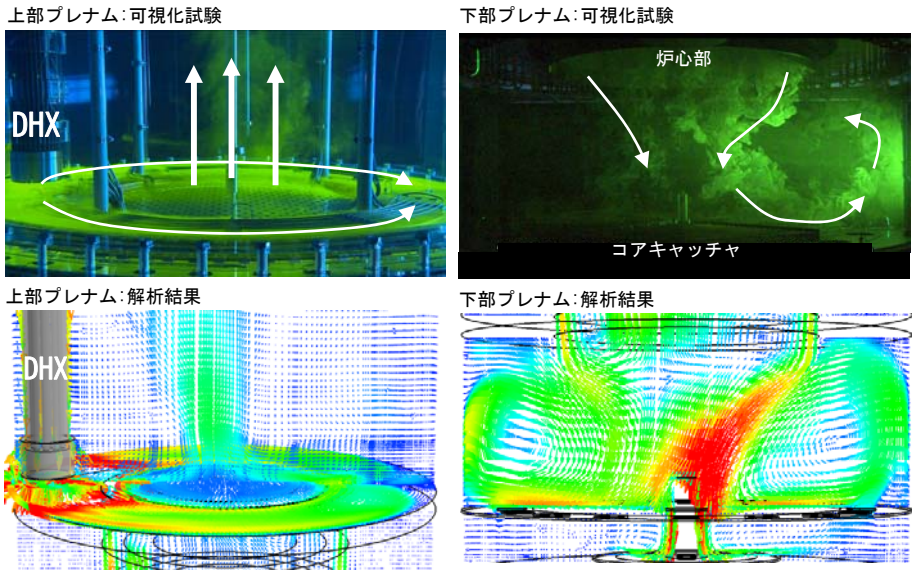


図 1 流動可視化試験結果と流速場の比較

3. 実験解析　実験と同様の条件において、FLUENT14.5 を用いた定常解析を行った。図 1 下段に流速場の計算結果を示す。可視化試験で観察された上部プレナム底面部での周方向の流れ、炉心中央部での上昇流、非加熱領域へのもぐりこみ、下部プレナム内において炉心の遮蔽対領域下端からコアキャッチャへ到達し再度上昇する同様の傾向を確認した。

4. 結論　縮尺水流動試験装置(PHEASANT)による DHX からの低温流体の可視化および FLLUENT による定常解析により浸漬型および貫通型 DHX 運転時の炉内熱流動挙動の特徴を把握した。

謝辞 本報告は、経済産業省からの受託事業である「高速炉国際協力等技術開発」の一環として実施した成果を含む。

参考文献　[1] Ono. A. et al., “Study on reactor vessel coolaility of sodium-cooled fast reactor under severe accident condition – Water experiments using a scale model-”, Proc. of ICAPP2017, Fukui & Kyoto, (2017).

*Ayako Ono[1], Akikazu Kurihara[1], Masaaki Tanaka[1], Hiroyuki Ohshima[1], Yasuhiro Miyake[2], Masami Ito[3], Shigeru Nakane[4]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]NDD, [3]ASCEND, [4]NESI

液噴流衝突時における飛散現象に関する研究

Study on splashing phenomenon of liquid jet collision

*Zhan Yi[1]，大箭直輝[1]，榎木光治[1]，大川富雄[1]，青柳光裕[2]，大野修司[2]，高田孝[2]
[1]電気通信大学，[2]日本原子力研究開発機構

ナトリウム冷却高速炉における冷却材漏えい時の燃焼解析手法の高度化に向け，鉛直下方へ噴出させた液体噴流が水平固体面に衝突する際の，液滴生成メカニズムおよび飛散液滴量相関式について検討した．

キーワード：液体噴流、液滴飛散、ナトリウム燃焼解析

1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉で冷却材が漏えい・燃焼する場合の熱影響解析評価では，漏えいした液体ナトリウムが構造物等へ衝突し，液滴となって飛散する際の挙動を把握することが重要となる．具体的には，燃焼評価を行う上で，衝突時の液滴飛散量や飛散液滴径について，定量的な実験情報が必要となる．このため，著者等は，ノズルから鉛直下方に噴出させた水噴流が水平固体面と衝突する事象について，実験的検討を実施した[1]．本報では，液体物性の影響を明らかにするため，試験流体を水からエタノール水溶液に変更して同様の実験を実施したので，その結果を報告する．

2. 実験

本実験では，文献[1]と同様に，噴流の流動及び液滴の飛散の状況を，高速度カメラを用いて観察する．また，飛散液滴を紙製のウエスに吸収させ，実験前後におけるウエスの重量変化より，噴流が固体面に衝突した際の液滴飛散量を計測する．

3. 結果・考察

液滴飛散率 Sp^*の計測結果を図 1 に示す．Sp^*は，衝突 Weber 数 We_p，ノズルから十分下流における液滴衝突頻度 f_{max}，衝突点における衝突頻度 f を用いてよく整理でき，図中に実線で示した水のデータに基づく相関式[1]ともよく一致している．各実験条件における最大飛散液滴径 d_{max} と 1 次液滴径 d_p の関係を図 2 に示す．d_{max} は，d_p の 0.25 倍程度であり，これも水の場合と同様の傾向である．液滴飛散率と飛散液滴径の両方について，エタノールを用いて得られた実験結果は，水のデータに基づいて作成した整理式とよく一致した．

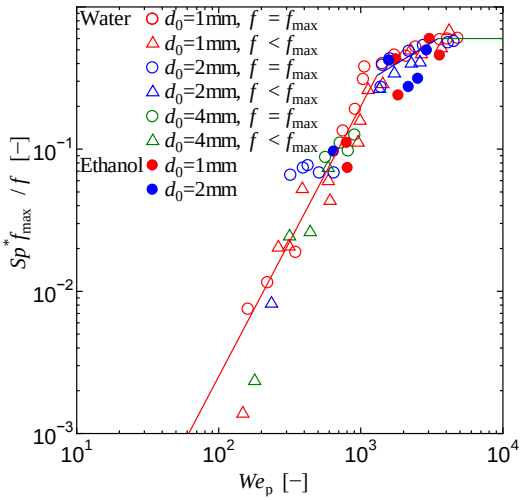


図 1　液滴飛散率の計測結果と相関式の比較

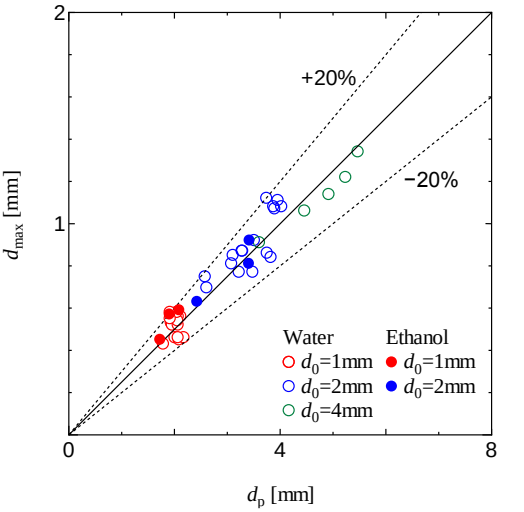


図 2　最大飛散液滴径と衝突液滴径の比較

4. 結論

水のデータに基づく既存相関式[1]の他の流体に対する適用性を検討するため，エタノール水溶液を用いて実験を行った．一致は概ね良好であり，既存相関式における無次元化手法の妥当性が確認できた．

参考文献　[1] Y. Zhan ら，原学会 2017 年春の年会, 2K19

*Yi Zhan[1], Naoki Oya[1], Koji Enoki[1], Tomio Okawa[1], Mitsuhiro Aoyagi[2], Shuji Ohno[2], Takashi Takata[2]
[1]The University of Electro-Communications, [2]Japan Atomic Energy Agency

ナトリウム冷却高速炉における損傷炉心内の冷却材挙動に関する研究 (1) 模擬デブリ内気液二相流の可視化計測

Study on coolant behavior in damaged core of sodium-cooled fast reactor
(1) Measurement of gas-liquid two-phase flow in a simulated debris bed

*伊藤 大介[1]，Milka Nava Rivera[1]，伊藤 啓[1]，齊藤 泰司[1]，
青柳 光裕[2]，松場 賢一[2]，神山 健司[2]
[1]京都大学，[2]原子力機構

ナトリウム冷却高速炉における炉心損傷事故評価において、炉心残留燃料の冷却特性を正確に評価することが重要である。本研究では、模擬デブリ体系における空気-水系二相流の二相差圧特性やボイド率分布挙動について実験的に調べる。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，インプレース冷却，球充填層，気液二相流，ボイド率，空隙率

1. はじめに

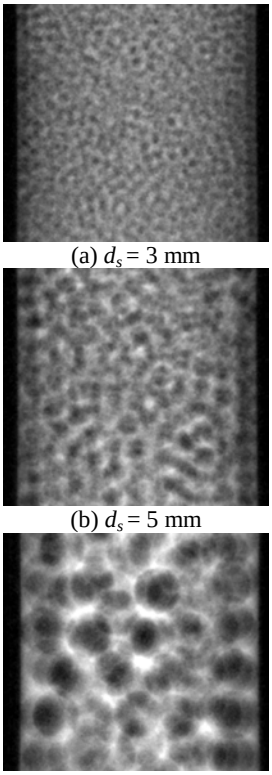
ナトリウム冷却高速炉の炉心崩壊事故においては、炉心下部の高いサブクール度を有する冷却材が損傷炉心部へ再流入することによって、損傷炉心部に残留した燃料（炉心残留燃料）が炉心部で安定的に冷却（インプレース冷却）される可能性がある。このため、そのようなインプレース冷却は IVR (In-Vessel Retention)達成のために重要な要素の一つである。青柳ら[1]はインプレース冷却に関連する物理現象の重要度を PIRT (Phenomena Identification and Ranking Table)手法により評価し、デブリ内における二相流特性についてのモデルの妥当性評価が重要であることを示した。そこで本報では、インプレース冷却に関連するモデル改良及びコード検証のため、X 線ラジオグラフィを用いた模擬デブリ体系における空隙率及びボイド率の空間分布測定に関して報告を行う。

2.実験装置および方法

実験では空気-水系二相流循環装置に球充填試験部を取り付け、X 線ラジオグラフィによる多孔質内二相流特性の可視化計測を行った。試験部配管は内径 50 mm、厚さ 2 mm のアクリル製であり、球径の異なる樹脂ビーズを充填することで多孔質体系を模擬した。用いた粒子のサイズ d_s は直径 3~10 mm である。流入させる空気及び水の流量を制御し、粒子サイズ及び流動条件の違いによる内部流動の変化を調べた。

3.実験結果

充填粒子サイズの違いによる空隙率分布の変化を調べるため、まず試験部において粒子のみの透過画像とそこへ水を満たした画像をそれぞれ取得し、局所的な空隙率を求めた。結果を図 1 に示す。色の濃い部分は X 線透過方向に多くの球が存在することを示す。粒子サイズの違いにより、得られる分布が大きく異なることが分かる。発表では、得られた空隙率分布及び二相流条件でのボイド率分布から多孔質内二相流の空間分布特性について報告を行う。



(a) d_s = 3 mm
(b) d_s = 5 mm
(c) d_s = 10 mm
図 1　試験部空隙率分布

参考文献

[1] 青柳他，日本原子力学会 2016 年秋の大会

---

*Daisuke Ito[1], Milka Nava Rivera[1], Kei Ito[1], Yasushi Saito[1], Mitsuhiro Aoyagi[2], Kenichi Matsuba[2] and Kenji Kamiyama[2]
[1]Kyoto Univ., [2]JAEA

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

Thu. Sep 14, 2017 4:05 PM - 5:10 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 7:05 AM - 8:10 AM UTC | Room E B32 - B3 Block

[2E15-18] Thermal Hydraulics in Fast Reactor 2

Chair:Masaki Morishita (JAEA)

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

[2E15] Development of multi-level, multi-scenario simulation systems for sodium cooled fast reactor

(1)Overall plan for development of simulations systems

*Hiroyuki Ohshima[1], Takashi Takata[1], Norihiro Doda[1], Shin Kikuchi[1], Nobuyoshi Koga[2], Yoshihiro Deguchi[3] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Hiroshima University, 3. Tokushima University)

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

[2E16] Development of multi-level, multi-scenario simulation systems for sodium cooled fast reactor

(2)Conceptual design of multi-level simulation system and development plan

*Norihiro Doda[1], Hideo Araseki[1], Kunihiko Nabeshima[1], Takashi Takata[1], Masaaki Tanaka[1], Hiroyuki Ohshima[1] (1. JAEA)

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

[2E17] Development of multi-level, multi-scenario simulation systems for sodium cooled fast reactor

(3)Conceptual design of multi-scenario simulation system and development plan

*Takashi Takata[1], Kei Ito[1], Akhirio Uchibori[1], Mitsuhiro Aoyagi[1], Hiroyuki Ohshima[1] (1. JAEA)

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

[2E18] Development of multi-level, multi-scenario simulation systems for sodium cooled fast reactor

(4)Experimental database construction for code V&V

*Shin Kikuchi[1], Akikazu Kurihara[1], Nobuyoshi Koga[2], Yoshihiro Deguchi[3], Takashi Takata[1], Hiroyuki Ohshima[1] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Hiroshima University, 3. Tokushima University)

5:05 PM - 5:10 PM JST | 8:05 AM - 8:10 AM UTC

Time reserved for Chair

ナトリウム冷却高速炉におけるマルチレベル・シナリオシミュレーション技術開発 （1）シミュレーションシステム構築全体計画概要

Development of multi-level, multi-scenario simulation systems for sodium cooled fast reactor
(1) Overall plan for development of simulation systems

*大島 宏之[1]，高田 孝[1]，堂田 哲広[1]，菊地 晋[1]，古賀 信吉[2]，出口 祥啓[3]
[1]原子力機構，[2]広島大学，[3]徳島大学

ナトリウム冷却高速炉を対象に、現象解明や設計最適化、革新技術開発を支える安全基盤技術として、マルチレベル・マルチシナリオプラントシミュレーションシステムの構築を開始した。本報ではその研究開発全体概要を示す。

キーワード：高速炉、数値シミュレーション、連成解析、マルチレベル、マルチシナリオ

1. 緒言　エネルギーセキュリティ強化、地球温暖化抑制、放射性廃棄物低減を同時に達成できる技術として、高速炉の実用化に向けた研究開発が世界的に進展している（仏、露、印、中など）。その実現には、高い安全性と他のエネルギー源に比肩する高い経済性を有する発電システムであることが必須であり、様々な革新技術の導入と高精度・高信頼の設計技術が鍵となる。本研究開発は、高い安全性と経済性を両立させる設計最適化や革新技術開発を支える安全基盤技術として、昨今の解析技術・計算機能力の飛躍的向上を背景に、通常運転からシビアアクシデント事象までをカバーするマルチレベル／マルチシナリオプラントシミュレーションシステムを構築するものである。本報では、研究開発全体の概要を報告する。

2. 研究開発全体概要　本研究開発では、2 種類のプラントシミュレーションシステムを開発する。１つはプラントの様々な設計オプションに柔軟に対応し、想定される運転状態、異常・事故事象に対して、高効率解析（パラメータ感度解析などに適用）から高精度予測解析（詳細現象解明や安全裕度最適化確認解析などに適用）までを１つのシステムで実現するマルチレベルシミュレーションシステム、もう１つは炉心溶融から炉外事象までを一貫して統一的に解析可能で、ユーザーが任意にシナリオを選択できるマルチシナリオシミュレーションシステムである。2 つのシステムの関係を図 1 に示す。前者は、炉心損傷開始以前について、プラント動特性解析コードをベースに複数のサブシステムとの連成解析を可能とする統合プラットフォームを構築するとともに、これにリンクする多次元サブシステム（核熱流動構造連成を含めた炉心部多次元詳細解析サブシステムなど）を開発する。後者はシビアアクシデント事象に至る炉内事象および炉外事象の物理モデルを整備するとともに、これらを統合するアルゴリズムを構築する。また、並行して解析モデル開発や検証・妥当性確認に資する実験も実施する。ここではナトリウム冷却高速炉に特有で安全上重要となるナトリウム燃焼およびナトリウムと構造コンクリートとの反応性に注目した基礎的な実験を実施し、従来知見の整理と併せて実験データベースを構築する。

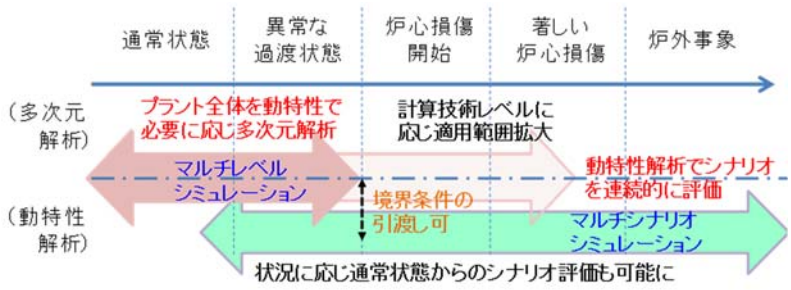


図 1 プラント状態とシミュレーションシステムとの関係

3. 結言　本研究開発は、次世代高速炉の設計・運用時における俯瞰的・統一的な数値解析評価を可能とし、高速炉開発プロセスの合理化に大きく寄与するものである。また、本研究開発はこれまでの技術知見・ノウハウをシミュレーションシステムに集約することも意味し、技術伝承手段としても活用できる。さらにシステムの開発や実験実施等を通して、基盤・応用技術開発や安全設計に関わる研究者・技術者の育成にも貢献するものである。

＊本報告は、エネルギー対策特別会計に基づく文部科学省からの受託事業として、原子力機構が実施した平成 28 年度「革新的ナトリウム冷却高速炉におけるマルチレベル・マルチシナリオプラントシミュレーションシステム技術の研究開発」の成果です。

*Hiroyuki Ohshima[1], Takashi Takata[1], Norihiro Doda[1], Shin Kikuchi[1], Nobuyoshi Koga[2] and Yoshihiro Deguchi[3]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Hiroshima University, [3]Tokushima University

ナトリウム冷却高速炉におけるマルチレベル・シナリオシミュレーション技術開発 （2）マルチレベルシミュレーションシステムの概念設計と構築計画

Development of multi-level, multi-scenario simulation systems for sodium cooled fast reactor
(2) Conceptual design of multi-level simulation system and development plan

*堂田 哲広[1]，荒関 英夫[1]，鍋島 邦彦[1]，高田 孝[1]，田中 正暁[1]，大島 宏之[1]
[1]原子力機構

ナトリウム冷却高速炉の安全基盤技術としてマルチレベル・シナリオシミュレーションシステムの開発を進めている。本報では、ナトリウム冷却高速炉の設計オプションに柔軟に対応し、設計で想定される運転状態に対して高効率解析から高精度な現象予測解析までを 1 つのシステムで実行できるマルチレベルシミュレーションシステムの概念設計及び今後の開発計画について報告する。

キーワード：Na 冷却高速炉、マルチレベルシミュレーション、連成解析、プラント動特性解析、CFD 解析

1. 緒言　高い安全性と経済性を両立させるナトリウム冷却高速炉の設計最適化・革新技術開発を支える安全基盤技術として、マルチレベル・マルチシナリオシミュレーションシステムの開発を進めている。高い安全性と経済性を両立できる発電システムの開発では、様々な革新技術の導入とプラント全体での安全裕度最適化を可能とする高精度・高信頼の設計技術が鍵となる。そこで本研究では、高速炉プラントの設計オプションに柔軟に対応し、設計で想定される運転状態に対して高効率解析（パラメータ感度解析等）から設計支援としての高精度な現象予測解析までを 1 つのシステムで実現するマルチレベルシミュレーション手法の開発を行っている。本報では、シミュレーションシステムの概念設計と構築計画について報告する。

2. 概念設計および構築計画

2-1. 概念設計　システムは炉心損傷開始以前（設計基準事象に相当）のプラント評価を対象に、核特性・熱流動・構造分野の既存解析コード群を連成可能とする統合プラットフォームを開発し、その上で評価目的に対して適切な物理現象の解像度及び計算コストの解析モデルを選択するものとした。統合プラットフォームは設計支援としての高速化を意識し、プラント動特性解析コード[1]をベースとすることにした。図 1 に高速炉プラント炉心部の物理現象と、それに関する解析モデルを詳細度レベルで整理した結果を示す。青色部分は統合プラットフォームのベースとなるプラント動特性解析コードで選択可能なモデル群を示し、赤色部分は本研究で新たに選択可能として構築するモデル群である。

簡易モデル ⟷ 詳細モデル

物理現象			Lv1	Lv2	Lv3	Lv4
プラント全体熱流動			フローネットワークモデル			
炉上部プレナム熱流動			完全混合モデル	フローネットワークモデル	CFD	
燃料集合体内熱流動	上部遮蔽体部		チャンネルモデル		CFD	
	燃料ピンバンドル部		チャンネルモデル（代表燃料集合体）	チャンネルモデル（全燃料集合体）	サブチャンネルモデル	CFD（一部の燃料集合体に適用）
燃料集合体間ギャップ部熱流動			等価熱伝導モデル	フローネットワークモデル	CFD	
炉心核特性	動特性		1点炉近似（時間非依存-反応度マップ）	1点炉近似（時間依存-反応度マップ）	準静的近似	厳密計算
	中性子束分布・反応度		拡散近似＋摂動（代表燃料集合体）	拡散近似＋摂動（全燃料集合体）	輸送計算＋摂動	モンテカルロ
		炉心変形	熱膨張モデル	ビーム要素モデル	シェル要素モデル	ソリッド要素モデル

図 1 高速炉プラント炉心部の物理現象と解析モデル

2-2. 構築計画　開発は 4 ヵ年を予定しており、H28 年度に統合プラットフォームの概念設計を行い、H29、30 年度に統合プラットフォームの構築及び核特性・熱流動分野の解析コードとの連成を行い、H31 年度に本シミュレーションシステムのプラント評価（自然循環現象及び核・熱カップリング現象を対象とする）への適用性を確認する予定である。

3. 結論　ナトリウム冷却高速炉の核特性・熱流動・構造分野の既存解析コード群を評価目的に合わせて選択し、連成解析することが可能なマルチレベルシミュレーションシステムの概念設計を実施し、4 ヵ年の構築計画を策定した。＊本報告は、エネルギー対策特別会計に基づく文部科学省からの受託事業として、原子力機構が実施した平成 28 年度「革新的ナトリウム冷却高速炉におけるマルチレベル・マルチシナリオプラントシミュレーションシステム技術の研究開発」の成果を含みます。

参考文献

[1] WATANABE, O., et al., J. Nucl. Sci. Technol., 52(9) (2015), pp.1102-1121.

*Norihiro Doda[1], Hideo Araseki[1], Kunihiko Nabeshima[1], Takashi Takata[1], Masaaki Tanaka[1] and Hiroyuki Ohshima[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

ナトリウム冷却高速炉におけるマルチレベル・シナリオシミュレーション技術開発 （3）マルチシナリオシミュレーションシステムの概念設計と構築計画

Development of multi-level, multi-scenario simulation systems for sodium cooled fast reactor
(3) Conceptual design of multi-scenario simulation system and development plan

*高田 孝[1]，伊藤 啓[1]，青柳 光裕[1]，内堀 昭寛[1]，大島 宏之[1]
[1]原子力機構

ナトリウム冷却高速炉の安全基盤技術としてマルチレベル・シナリオシミュレーションシステムの開発を進めている。本報では、シビアアクシデント事象を対象とし、炉内／炉外事象を統一的に扱うことを可能とすることを目的に開発を行っているマルチシナリオシミュレーション手法について、要求される機能の検討結果および今後の開発計画について報告する。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉、シビアアクシデント解析、炉内事象、炉外事象

1. 緒言　革新的原子力システムであるナトリウム冷却高速炉（SFR）を対象に、高い安全性と経済性を両立させる設計最適化・革新技術開発を支える安全基盤技術として、マルチレベル・マルチシナリオシミュレーションシステムの開発を進めている。シビアアクシデント事象では、燃料溶融挙動や系統内 FP 挙動等の炉内事象に加え、溶融燃料や冷却材の原子炉容器からの流出に伴うナトリウムーコンクリートーデブリ反応やナトリウム燃焼、FP の炉外側での挙動といった炉外事象へと進展する。軽水炉ではこれらを一貫して評価可能なシミュレーション手法があるものの、SFR では個々の事象に限定したコード群の利用が主となっている。そこで本研究では、SFR シビアアクシデント事象やナトリウム燃焼事象等を統一的に評価することを目的とし、マルチシナリオシミュレーション手法の開発を行っている。本報では、シミュレーションシステムの概念設計と構築計画について報告する。

2. 概念設計および構築計画

2-1. 概念設計　軽水炉におけるシビアアクシデント解析コード（MELCOR[1], Impact/SAMPSON[2]）並びに既存 SFR 関連コード（AZORES[3], CONTAIN-LMR[4]）の比較検討を行い、炉内側については Navier-Stokes 方程式をベースとし、溶融物質側は分散相扱いとすることとした。炉外側は従来とほぼ同様な手法であるが、これまで原子力機構で開発された物理モデルを統合することとした。炉内側と炉外側のカップリングは弱連成とし、ベースとなる熱流動モジュールは新規に作成する。図 1 に開発するシミュレーションシステムの概要を示す。

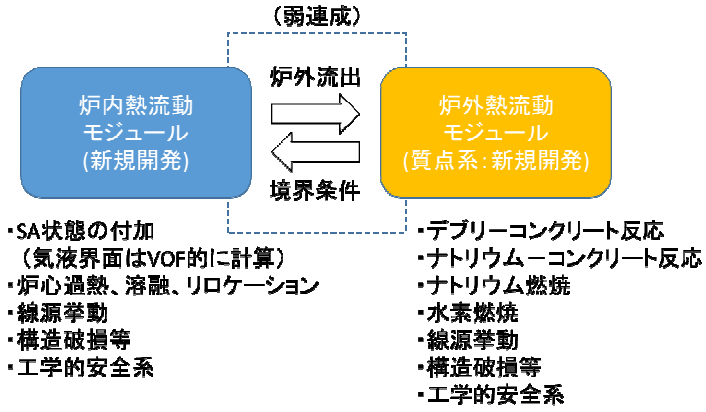


図 1 シミュレーションシステム概要

2-2. 構築計画　開発は 4 ヵ年を予定しており、H28 年度は熱流動モジュールの基本設計を、H29 年度に熱流動モジュール構築ならびにシステムに付加される物理モデルの選定、抽出を、H30,31 年度に物理モデルの組込ならびに基本的な妥当性評価を行い、システムとしての基本構成を完成させる予定である。

3. 結論　ナトリウム冷却高速炉におけるシビアアクシデント事象を統一的に扱うことが可能なマルチシナリオシミュレーションシステムの概念設計を実施し、4 ヵ年の構築計画を策定した。＊本報告は、エネルギー対策特別会計に基づく文部科学省からの受託事業として、原子力機構が実施した平成 28 年度「革新的ナトリウム冷却高速炉におけるマルチレベル・マルチシナリオプラントシミュレーションシステム技術の研究開発」の成果です。

参考文献

[1] SAND2015-6692R, USA, 2015.
[2] 原子力規制委員会, WS-1-7, 平成 23 年 11 月 30 日, 2010.
[3] JNES/NFGB11-0002, 2001
[4] K. K. Murata, et al., SAND91-1490/UC-610, SNL, USA, 1993.

*Takashi Takata[1], Kei Ito[1], Mitsuhiro Aoyagi[1], Akihiro Uchibori[1] and Hiroyuki Ohshima[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

ナトリウム冷却高速炉におけるマルチレベル・シナリオシミュレーション技術開発 （4）コード V&V のための実験データベース構築

Development of multi-level, multi-scenario simulation systems for sodium cooled fast reactor
(4) Experimental database construction for code V&V

*菊地　晋[1]，栗原　成計[1]，古賀　信吉[2]，出口　祥啓[3]，高田　孝[1]，大島　宏之[1]
[1]原子力機構，[2]広島大学，[3]徳島大学

ナトリウム（Na）冷却高速炉（SFR）の安全基盤技術としてマルチレベル・シナリオシミュレーションシステムの開発を進めている。本報告では解析コードの V&V に資するため、SFR の固有事象であり、安全評価上重要となる Na 燃焼と Na－コンクリート反応に関する基礎試験計画とその検討状況について述べる。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉、ナトリウム燃焼、ナトリウム－コンクリート反応

1. 緒言

革新的原子力システムであるナトリウム(Na)冷却高速炉（SFR）を対象に、高い安全性と経済性を両立させる設計最適化・革新技術開発を支える安全基盤技術として、マルチレベル・マルチシナリオシミュレーションシステムの開発を進めている。このシミュレーションシステムの検証と妥当性確認（V&V）を適切に実施するには、信頼性を確保した実験知見やデータベースの構築が必要不可欠である。本報告では、SFR 固有事象である Na 燃焼時に生成するエアロゾルの基礎的物性に加え、区画内対流や多区画間移行挙動の把握、ならびに Na と構造コンクリートとの反応に係る支配的現象の把握を目的とした基礎試験の計画とその検討状況について述べる。

2. 基礎試験計画の概要

基礎試験計画は Na 燃焼と Na－コンクリート反応（図 1）の 2 つから構成される。まず、Na 燃焼については、区画内の対流・移行挙動を把握するため、燃焼生成エアロゾルの模擬粒子を用いた区画内の自然対流による拡散挙動、区画間に設けた貫通部での模擬粒子移行挙動等に関する基礎試験を計画しており、試験装置の設計や計測方法の検討を進めている。また、Na と酸素を反応させる対向流拡散実験において、レーザー計測技術を駆使した反応場計測基礎試験を行う予定であり、その結果は模擬粒子の選定等に反映される。既存の対向流試験装置[1]に酸素供給系や多種のレーザー計測技術を新たに導入し、複数の計測位置で生成物の同定が同時計測可能となる改良を進めている。一方、Na－コンクリート反応では、高速炉構造コンクリートの一つであるパーライトコンクリートと漏えい Na との反応性を把握するためにアルゴン雰囲気で満たされたグローブボックス内に設置された熱分析装置を用いた基礎試験を計画している。パーライトコンクリートの主成分は水酸化カルシウムや炭酸カルシウム等のカルシウム化合物であり、これらと Na もしくは反応で副次的に生成する Na 化合物との反応に着目して、熱分析から得られるデータに基づく反応速度論的な評価を行うことにより、支配的な総括反応の導出を進めている[2]。また、これらの反応性を評価する上でのベースデータとして、パーライトコンクリート自体の熱的挙動を明らかにする必要があるため、コンクリートを加熱し、各温度域におけるコンクリートの分解挙動を把握する試験も進めている[3]。以上の基礎試験及び評価から得られる知見を集約して、数値解析モデルの開発・検証・妥当性確認に資するとともに、V&V に適した形でのデータベース化を行うことを最終的な目標としている。

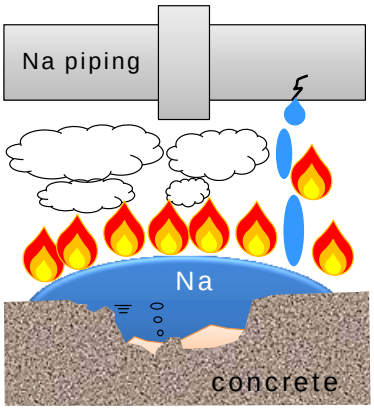


図 1　Na 燃焼と Na-コン反応の概念図

＊本報告は、エネルギー対策特別会計に基づく文部科学省からの受託事業として、原子力機構が実施した平成 28 年度「革新的ナトリウム冷却高速炉におけるマルチレベル・マルチシナリオプラントシミュレーションシステム技術の研究開発」の成果です。

参考文献

[1] Y. Deguchi et al., Appl Therm Eng 114 (2017) 1319–1324.
[2] S. Kikuchi et al., abst. of JTACC-V4-81 (2017).
[3] N. Koga et al., abst. of JTACC-V4-87 (2017).

*Shin Kikuchi[1], Akikazu Kurihara[1], Nobuyoshi Koga[2], Yoshihiro Deguchi[3], Takashi Takata[1], Hiroyuki Ohshima[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Hiroshima University, [3]Tokushima University

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

Thu. Sep 14, 2017 5:10 PM - 6:30 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 8:10 AM - 9:30 AM UTC | Room E B32 - B3 Block

[2E19-23] Equipments for Accidents

Chair:Hiroyuki Yoshida (JAEA)

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

[2E19] Developement of Passive Debris Cooling System

(5)Evalutation of phase diagrama of debris-refractory layer component (UO_2-ZrO_2-Zr)

*Yuya Takahashi[1], Satoru Kuboya[1], Yoshiro Nishioka[1], Isao Sakaki[2], Tadashi Fujii[3], Takafumi Tsuji[4] (1. Toshiba, 2. Retired Toshiba, 3. Hitachi-GE Nuclear Energy, 4. Chubu Electric Power)

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

[2E20] Development of Passive Debris Cooling System

(6)Erosion Resistance of Heat Resistant Materials by Molten Debris

*Satoru Kuboya[1], Yuya Takahashi[1], Yoshiro Nishioka[1], Isao Sakaki[2], Tadashi Fujii[3], Takafumi Tsuji[4] (1. Toshiba, 2. Retired Toshiba , 3. Hitachi-GE Nuclear Energy, 4. CHUBU Electric Power Co.)

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

[2E21] Developement of Passive Debris Cooling System

(7)Applicability evaluation of Heat Resistant Materials

*YOSHIRO NISHIOKA[1], HIDEKI HORIE[1], SATORU KUBOYA[1], TAKAHASHI TAKAHASHI[1], MIKA TAHARA[1], TAKAHUMI TSUJI[2], TADASHI FUJII[3] (1. TOSHIBA, 2. CHUBU Electric Power, 3. HITACHI-GE Nuclear Energy)

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

[2E22] Evaluation of cooling capability of isolation condenser under accident conditions

(1)Analyses for Fukushima Daiichi Unit 1

*Yasunori YAMAMOTO[1], Masayoshi MORI[1], Tadashi NARABAYASHI[1], Yuki KURA[1], Go CHIBA[1] (1. Hokkaido University)

6:10 PM - 6:25 PM JST | 9:10 AM - 9:25 AM UTC

[2E23] Evaluation of cooling capability of isolation condenser under accident conditions

(2)Experiments simulating isolation condenser at high pressure and temperature

*Masayoshi MORI[1], Yasunori YAMAMOTO[1], Tadashi NARABAYASHI[1], Yuki KURA[1], Go CHIBA[1] (1. Hokkaido University)

6:25 PM - 6:30 PM JST | 9:25 AM - 9:30 AM UTC

Time reserved for Chair

静的デブリ冷却システムの開発
（5）デブリ－耐熱材成分系状態図の検証（UO_2-ZrO_2-Zr）

Development of Passive Debris Cooling System

(5) Evaluation of phase diagram of debris-refractory layer component (UO_2-ZrO_2-Zr)

*高橋 優也[1]，窪谷 悟[1]，西岡 佳朗[1]，榊 勲[2]，藤井 正[3]，辻 隆文[4]

[1]東芝，[2]元東芝，[3]日立 GE，[4]中部電力

静的デブリ冷却システムは、圧力容器から落下した溶融炉心（デブリ）を格納容器底部に敷設した耐熱材により安定的に保持・冷却できる手段を提供する。そのために、高温でデブリの接触に耐える耐熱材が必要である。これらの開発のためデブリと耐熱材との共晶試験を計画した。この一環として、UO_2-ZrO_2-Zr の状態図の検証を実施した。

キーワード：デブリ，耐熱材，状態図，ZrO_2

1. 緒言　原子炉の過酷事故において、格納容器の破損による放射性物質の環境への放出を防ぐために、デブリを安定させ、コンクリート浸食を防ぐ安全系として静的デブリ冷却システムの開発に取り組んでいる[1]。格納容器底部のペデスタル内壁に耐熱材を敷設することにより、デブリによる格納容器バウンダリの破損や、コンクリート浸食による水素発生などを抑制し、シビアアクシデントの事象緩和を行う。この耐熱材の候補として、Al_2O_3, MgO, ZrO_2 等を検討しており、これらの評価に必要な状態図の取得を行っている。デブリ（UO_2, ZrO_2）と耐熱材（Al_2O_3, ZrO_2）の状態図の評価を行っており、状態図解析と良く一致している[2]。本稿ではさらに、金属ジルコニウムを考慮したデブリ（UO_2, ZrO_2, Zr）を想定した状態図の解析及び検証試験を実施した。

2. 実験　耐熱材の有力な候補である ZrO_2 を敷設した場合を想定し UO_2-ZrO_2-Zr の状態図解析及び検証試験を実施した。代表的なシビアアクシデント解析結果などに基づき、ZrO_2 と 43mol%UO_2-57mol%Zr とを交差する擬似二元系状態図を作成した。状態図解析は熱力学平衡解析コード FactSage6.4 の原子力関連データベース（TDnucl）を用い、状態図検証試験では、タングステン坩堝にデブリ成分と耐熱材成分を添加し、昇温試験で観察されたプラトーから液相線、固相線を決定した。

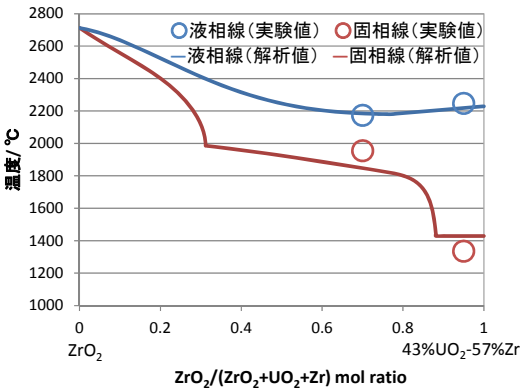


図 1 UO_2-ZrO_2-Zr の状態図の解析と試験結果

3. 結論　状態図右側では固相線が低温になっており、金属成分に起因する低温化が確認できる。また、ZrO_2 割合が多くなると金属成分は酸化物に固溶していき、固相線が高温になってくる。これらの傾向は、金属と酸化物が混合しているにも関わらず、状態図解析と試験結果は良く一致していることが分かる（図 1）。本状態図を用いることで、デブリと耐熱材との共晶温度を反映した浸食評価を可能とした。

なお、本件は中部電力㈱、東北電力㈱、東京電力ホールディングス㈱、北陸電力㈱、中国電力㈱、日本原子力発電㈱、電源開発㈱、(一財)エネルギー総合工学研究所、㈱東芝、日立 GE ニュークリア・エナジー㈱が実施した共同研究の成果の一部である。

参考文献

[1] 栗田智久，他，“静的デブリ冷却システムの開発(1)耐熱材”，日本原子力学会「2014 年春の年会」，N15,2014

[2] 高橋優也，他，“静的デブリ冷却システムの開発(2)擬似二元系状態図(UO_2-ZrO_2-Al_2O_3)”，日本原子力学会「2014 年秋の大会」，I12,2015

---

*Yuya Takahashi[1], Satoru Kuboya [1], Yoshiro Nishioka [1], Isao Sakaki[2], Tadashi Fujii[3] and Takafumi Tsuji[4]

[1]Toshiba Corporation, [2]Retired Toshiba Corporation, [3]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., [4]Chubu Electric Power co., Inc.

静的デブリ冷却システムの開発
（6）耐熱材の溶融デブリ耐浸食性評価

Development of Passive Debris Cooling System

(6) Erosion Resistance of Heat Resistant Materials by Molten Debris

*窪谷 悟[1]，高橋 優也[1]，西岡 佳朗[1]，榊 勲[2]，藤井 正[3]，辻 隆文[4]

[1]東芝，[2]元東芝，[3]日立 GE，[4]中部電力

静的デブリ冷却システムは、圧力容器から落下した溶融炉心（デブリ）を格納容器底部に敷設した耐熱材により安定的に保持・冷却することを目的としており、高融点の耐熱材の敷設が必要である。2000℃超の溶融デブリと耐熱材との反応性の差異を明らかにするとともに、有力な候補材である ZrO_2 耐火材の耐浸食性を評価した。

キーワード：溶融炉心，耐熱材料，耐浸食性，二酸化ジルコニウム

1. 概要

溶融炉心の保持・冷却のため敷設する耐熱材については、融点や溶融炉心成分との反応性等から、MgO、BN、ZrO_2 等の候補材を選定している[1]。還元性の高い UO_2 並びに Zr を含む溶融デブリと各候補材の反応性の差異を明らかとし、有力な候補材である ZrO_2 耐火材の耐浸食性を評価した。

2. 実験方法

本試験ではカザフスタン国立原子力センターの VCG-135 を使用し[1]、図 1 に示す、るつぼの底部に耐熱材候補材の試験片を設置し、その上部に UO_2、ZrO_2 と Zr からなるデブリ粒子を充填した。誘導加熱によりデブリを 2000~2200℃程度まで加熱溶融し、加熱中の状態をるつぼ上部の孔より観察した。

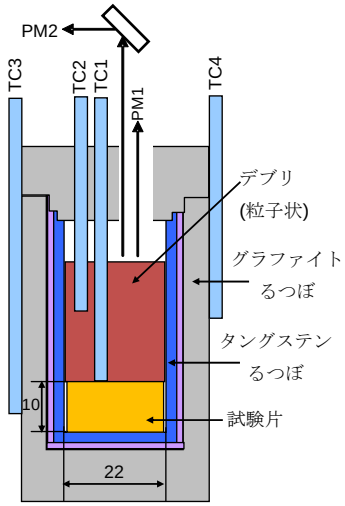


図 1 試験系模式図

3. 反応性，耐浸食性評価結果

MgO 耐熱材や BN においては、試験後のるつぼ外にデブリが漏洩している状況が確認され、デブリとの反応性が高いことが確認された。一方で ZrO_2 耐熱材においては、デブリの漏洩や、加熱中の明瞭なガス発生は確認されず、デブリとの反応性が低い事が明らかとなった。2000~2150℃程度で約 15 分保持した後の ZrO_2 耐火材の試験結果を図 2 に示す。試験片の厚さに変化は見られず、分析評価によっても試験片が浸食されていないことを確認した。解析手法[2]による平衡状態図に依れば、デブリ中には Zr を多く含む、酸化度が低い液相が形成される温度条件であるが、浸食が確認されなかったことから、ZrO_2 耐火材が溶融デブリに対して、高い耐浸食性を有する事が明らかとなった。

図 2 ZrO_2 耐火材の試験結果

なお、本件は中部電力㈱、東北電力㈱、東京電力ホールディングス㈱、北陸電力㈱、中国電力㈱、日本原子力発電㈱、電源開発㈱、(一財)エネルギー総合工学研究所、㈱東芝、日立 GE ニュークリア・エナジー㈱が実施した共同研究の成果の一部である。

参考文献

[1] KURITA, T., et al.," Test and Evaluation Plan for Passive Debris Cooling System", ICNRP2013, 2013

[2] TAKAHASHI, Y., et al., “Development on Applying Phase Diagram to Evaluation Method of Refractory Layer Erosion for Passive Debris Cooling System”, ICAPP2016, 2016

*Satoru Kuboya[1], Yuya Takahashi[1], Yoshiro Nishioka[1], Isao Sakaki[2], Tadashi Fujii[3] and Takafumi Tsuji[4]

[1]Toshiba Corporation, [2]Retired Toshiba Corporation, [3]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., [4]Chubu Electric Power co., Inc.,

静的デブリ冷却システムの開発
（７）耐熱材の適用性評価

Development of Passive Debris Cooling System

(7) Applicability evaluation of Heat Resistant Materials

*西岡　佳朗[1]，堀江　英樹[1]，窪谷　悟[1]，高橋　優也[1]，田原　美香[1]，藤井　正[2]，辻　隆文[3]

[1]東芝，[2]日立 GE，[3]中部電力

静的デブリ冷却システムは、圧力容器から落下した溶融炉心（デブリ）を格納容器底部に敷設した耐熱材により安定的に保持・冷却できる手段を提供する。本報では、耐熱材の各種要素試験をもとに構築したデブリ－耐熱材相互作用モデルと、それを用いて評価した耐熱材の実機適用性について述べる。

キーワード：溶融炉心，耐熱材，相互作用，ジルコニア

1. 緒言

原子炉の過酷事故においても、格納容器の破損による放射性物質の環境への放出を防ぐために、MCCI(Molten Core Concrete Interaction)を抑制する安全系として静的デブリ冷却システムの開発に取り組んでいる[1]。静的デブリ冷却システムは、耐熱材を用いることで、溶融炉心による浸食から格納容器を防護する。本報では、既往知見及び本開発における要素試験による知見に基づきデブリ－耐熱材相互作用モデルを構築し、実機条件での耐熱材浸食・熱伝達挙動を評価した。

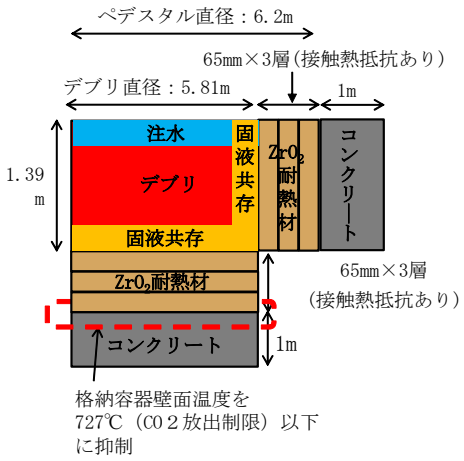


図１ 解析体系

2. 解析モデル

図１に解析体系を示す。側壁と底壁方向のそれぞれについて、１次元伝熱方程式を解いた。デブリ内部から耐熱材への自然対流熱伝達は、Mayinger 相関式[2]で与えた。耐熱材間の接触熱抵抗、および物性値は、試験で取得した高温域データをもとに温度の関数として与えた。耐熱材の固－液相線温度は、溶融炉心成分（UO_2、ZrO_2、Zr）について熱力学平衡解析にて得られた状態図をもとに与えた。デブリ落下後、耐熱材１層あたりの厚さは、要素試験で使用した ZrO_2 耐熱材と同じ 65mm とし、耐熱材層数、注水遅れ時間等をパラメータに、格納容器壁面温度を評価した。

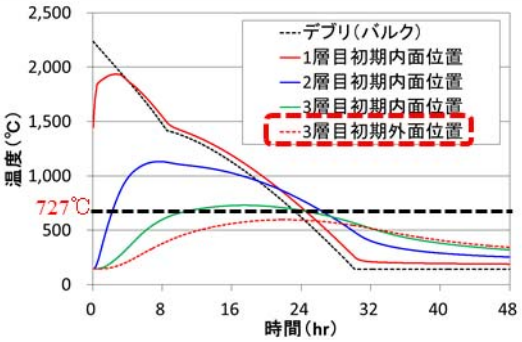


図２ 側壁方向温度挙動

3. 結言

BWR5/Mark－Ⅱ型の格納容器底部に ZrO_2 耐熱材を３層敷設し、溶融デブリ落下５分後に注水したケースの耐熱材、および格納容器壁面温度（3 層目初期外面位置）の時間変化を図２に示す。解析開始後、各領域の温度は上昇するものの、耐熱材の敷設により、格納容器壁面温度をコンクリート成分分解温度（CO_2 放出開始温度）である 727℃以下に維持できる見込みを得た。

なお、本件は中部電力㈱、東北電力㈱、東京電力ホールディングス㈱、北陸電力㈱、中国電力㈱、日本原子力発電㈱、電源開発㈱、(一財)エネルギー総合工学研究所、㈱東芝、日立 GE ニュークリア・エナジー㈱が実施した共同研究の成果の一部である。

参考文献

[1] 栗田智久，他，“静的デブリ冷却システムの開発(1)耐熱材”，日本原子力学会「2014 年春の年会」，N15,2014

[2] G. A. Greene et al. “Advances in HEAT TRANSFER,” Volume 29 (1997)

*Yoshiro Nishioka[1], Hideki Horie[1], Satoru Kuboya[1], Yuya Takahashi[1], Mika Tahara[1], Tadashi Fujii[2], Takafumi Tsuji[3]

[1]Toshiba Corporation, [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., [3] Chubu Electric Power co., Inc.

非常用復水器の事故時冷却性能評価
（1）福島第一原発 1 号機の実機解析

Evaluation of Cooling Capability of Isolation Condenser under Accident Conditions

(1) Analyses for Fukushima Daiichi Unit 1

*山本 泰功[1]，森 正義[1]，奈良林 直[1]，倉 佑希[1]，千葉 豪[1]

[1] 北海道大学

原子炉過渡解析コード TRAC-BF1 を用いた解析を実施し、福島第一原発 1 号機における事故時の非常用復水器の動作を考慮した実機解析を実施した。

キーワード：非常用復水器，炉心冷却，福島第一，TRAC-BF1

1. 緒言

東日本大震災では、福島第一原発の 1 号機から 4 号機において、外部電源及び非常用電源が全て失われ全交流電源喪失の事態に陥った。1 号機（以下,1F-1）には非常用復水器（IC）が設置されており、津波が来襲するまでは、炉心冷却機能を維持できていた。同日 18 時 18 分に IC の再起動を試みた際には、水タンクから蒸気が発生した後すぐに停止している。IC は静的冷却系として先進的な原子炉の設計にも採用されており、IC の確実な作動条件や事故時の冷却性能について正しく理解する必要がある。本研究では、TRAC-BF1 コードによる解析結果を分析し、研究課題を抽出した。

2. 解析条件

福島第一原発 1 号機を模擬した解析体系を作成し、原子炉過渡解析コード TRAC-BF1 による実機解析を実施した。IC の起動と停止については政府報告書[1]に記載されているイベントを参考にして設定した[3]。

3. 結果・考察

測定値の記録[2]が残っている地震発生 30 分後までの期間については IC の作動と停止に伴う原子炉圧力容器の圧力変動の傾向が解析結果と一致しており、炉心冷却に必要な除熱能力を十分に有していたことを確認した。**図 1** に地震発生後の原子炉容器圧力・水位の解析結果を示す。IC 停止後に炉心が冷却できず原子炉容器水位が低下して、17 時 30 分には炉心露出に至っている。仮に、16 時 10 分に IC を再起動した場合、炉心は冠水維持され、1MPa 以下に減圧される。しかし、18 時 18 分に運転員が再起動を試みた際には IC はすぐに停止し、正常に作動しなかった。これは炉心から発生する水素による伝熱管内での熱伝達率の低下や IC の自然循環が阻害される等の影響によるものである可能性がある。この時の IC の冷却性能や作動可能な状態であったかどうかを正しく評価するためには、高圧条件下における水素影響を適切にモデル化するための検討が必要である。

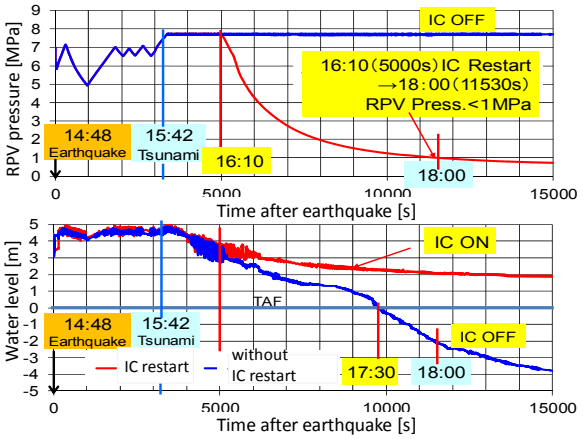


図 1. 1F-1 原子炉容器圧力・水位の解析結果[3]

参考文献

[1] 原子力災害対策本部，“原子力安全に関する IAEA 閣僚会議に対する日本国政府の報告書”，2011.

[2] JNES 原子力システム安全部，“福島第一原子力発電所 1 号機非常用復水器（IC）作動時の原子炉挙動解析”，2011.

[3] 奈良林，下江，秋本ら，”非常用復水器を用いた原子炉減圧・冷却システム”、保全学会学術講演会、1-2-B-2、2014.

*Yasunori Yamamoto[1], Masayoshi Mori[1], Tadashi Narabayashi[1], Yuki Kura[1] and Go Chiba[1]

[1]Hokkaido Univ.

非常用復水器の事故時冷却性能評価
（2）高温高圧模擬実験

Evaluation of Cooling Capability of Isolation Condenser under Accident Conditions
(2) Experiments Simulating Isolation Condenser for High Pressure and Temperature

*森 正義[1]，山本 泰功[1]，奈良林 直[1]，倉 佑希[1]，千葉 豪[1]
[1]北海道大学

非常用復水器を模擬した高温高圧条件における実験を実施し、IC 模型部での除熱データを取得すると共に実験体系で自然循環による継続的な除熱が行われることを確認した。

キーワード：非常用復水器，炉心冷却，高圧実験，TRAC-BF1

1. 緒言

BWR の非常用復水器（IC）は電源を必要とせず、炉心から上がってくる蒸気を凝縮させて重力で凝縮水を炉心に戻すことで炉心冷却を維持することができる。そのため、静的安全設備として全交流電源喪失時にも炉心冷却機能を担うことが期待でき、ESBWR などの先進的な原子炉の設計にも採用されている。IC を今後も重要な安全対策設備として活用していくためには、炉心から発生する水素の影響や実機で想定される高温高圧条件を考慮して事故時の IC の冷却性能や動作可能な条件について明らかにする必要がある[1]。本研究では、高圧蒸気を供給できるアキュムレータを使用した可視化実験を実施し、高圧条件下における IC の除熱能力を評価するための基礎的なデータを取得した。

2. 実験方法

実験装置はアキュムレータと IC 模型部を組み合わせた図 1 のような構成になっている。IC 模型部は冷却水タンクと A 系と B 系の 2 本の U 字型伝熱管から構成されており、伝熱管には長さ 1m、内径 10.9mm ステンレス鋼の管が使用されている。IC の自然循環を模擬するために、IC 模型部はアキュムレータの約 4m 上方に設置した。アキュムレータから飽和蒸気を供給して冷却実験を行い、圧力、伝熱管の管内温度等を測定した。

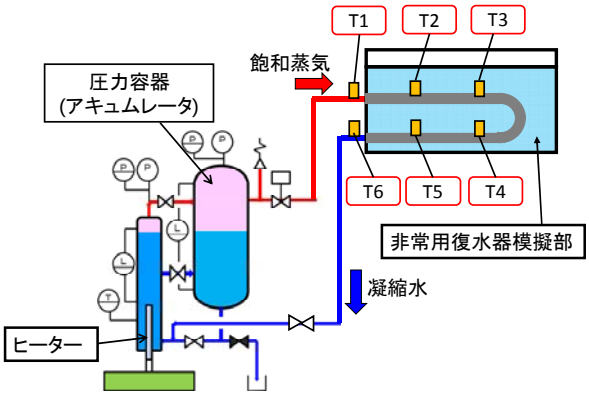


図 1. 実験装置概略図

3. 結果・考察

アキュムレータから約 3MPa の蒸気を供給した際の IC 模型部の伝熱管内の温度変化を図 2 に示す。伝熱管入口温度は飽和温度とほぼ一致しており時間の経過と共に IC での除熱によって温度と圧力が低下している。一方、伝熱管出口温度は飽和温度を大きく下回っており、伝熱管内で蒸気が全量凝縮していると考えられる。また、IC のリターンラインに水が無いと IC が起動しないことも確認した。今後は、TRAC-BF1 コードによる二相流解析により、高圧実験によって得られた冷却性能データを再現可能なモデルについて検討していく。

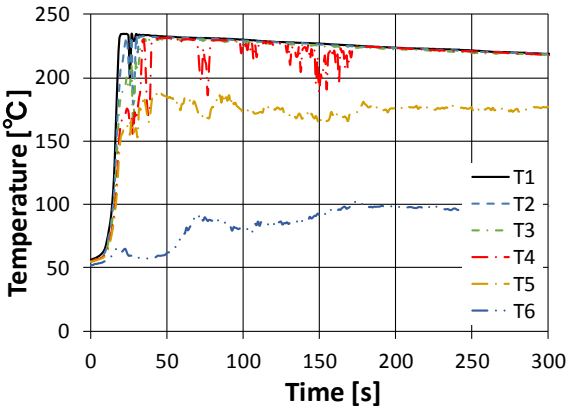


図 2. 伝熱管内温度の時間変化

参考文献：[1]小林正英、奈良林　直ら、原子力学会和文論文誌　Vol.14, No.1（2015),PP12-24.

* Masayoshi Mori[1], Yasunori Yamamoto[1], Tadashi Narabayashi[1], Yuki Kura[1] and Go Chiba[1]
[1]Hokkaido Univ.

Oral presentation | I. General Issues：General Issues

Thu. Sep 14, 2017 9:30 AM - 10:35 AM JST | Thu. Sep 14, 2017 12:30 AM - 1:35 AM UTC | Room F C214 - C Block

[2F01-04] Nuclear Energy policy

Chair:Masafumi Akiyoshi (OPU)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2F01] An Approach to the Fundamental Aspect of Energy and the Art of Commissioning

(6)The Essence of the Speech at the Fourth Memorial Party of Ex-manager Masao Yoshida

*Kazuo Watanabe[1] (1. WNR-Cx Watanabe Lab.)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2F02] Public Policies Building of Energy Security

(3)Study on a consensus building process of the Atomic Energy Policy post the Fukushima accident

*Yuko Koito[1], Akira Yamaguchi[1], Sunghyon Jang[1] (1. Tokyo Univ.)

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

[2F03] Investigation of Enhancement in Nuclear Energy Acceptability of Japan

*Toshikazu Yano[1] (1. Yano Environment and Energy Research Institute)

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

[2F04] Proposal of a new nuclear fuel cycle

*Tadao Takahashi[1] (1. FBR Senior research Laboratory)

10:30 AM - 10:35 AM JST | 1:30 AM - 1:35 AM UTC

Time reserved for Chair

エネルギー基本理念への認識とコミッショニングの役割
（６）第４回吉田昌郎元所長を偲ぶ会にみる顕彰の論理的基盤への視点

An Approach to the Fundamental Aspect of Energy and the Art of Commissioning

(6) An Aspect to the Logistic Bases to Honor Masao Yoshida the Ex-Manager at the 4th Memorial Party

*渡邊一男 [1],　　[1] WNR-Cx 渡邊研究処

「吉田昌郎元所長を偲ぶ会」（理事長・杉山勝行）では、「第４回吉田昌郎元所長を偲ぶ会」を命日である７月９日に品川区民会館「きゅりあん」で催し、筆者が講演を依頼され、原産協関連者にもご相談して受諾した。企画への反応は良好でり、現状における顕彰への論理的基盤への視点につき考察し報告する。

キーワード：福島第一事故，吉田昌郎所長，第４回顕彰会，論理的基盤，電力･原爆･原発推移への全歴史的視点

1. 緒言

顕彰会はミッションとして「原発事故史上最悪の事態の緊急対応を通じて、日本と世界を救った吉田昌郎元所長の勇気ある決断と行動と実績に対して敬意を払い、これを広く顕彰する。」を第１に掲げている。

2. 現状における顕彰の意義

2-1. 顕彰の論理的基盤の客観的把握

顕彰会幹部の方々は熱心に吉田所長の功績を論じている。依頼講演者は運転管理技術者として如何に論じるべきの基本的視点がすべてである。惟うに、福一の如き極限的状況にリーダーが直面する事象は日本の電力開闢以来見当らない。

即ち、電力進展の歴史的経過における問題事項を並挙し、その中の素因的要件の重点的認識とそれらとの関連性の把握にその根拠となる視点を求めるのみであろう。

2-2. 電力産業の原初的矛盾

電力事業も端緒からの矛盾を探ると、50・60 c/s 併存から始まる。ガス灯から電灯への推移にロンドン市民は競合条件の公平を唱え地下埋設となり資本主義原則を貫徹した。日本市民は電柱乱立を許容した。

2-3. 原爆被爆への科学者の責任の認識と対応

原爆では、被爆被曝者を除いてのことであるが、廣島・長崎市民がアメリカを向いて恨み言のイメージである。一般市民は当然であるが、科学技術者がそれでよいかと思う。軍政の責任問題は別として、科学技術分野での自己責任的視点としては、原爆被爆に至った過程の内在的抑止への科学者の責任がまず問われねばなるまい。他方で市民においても、直前に沖縄県民の戦場被害があり、それらとの連帯的認識の表出を先行させ、沖縄・廣島・長崎トリニティ会議的の共同意識があって然るべきと考える。

2-4. 原子力発電の発展と関連矛盾

「原子力」との基本用語自体が非国際的・非科学的の最大の「安全神話」である [1)]。東電では、2002 年のシュラウド問題以降、愛社精神が戦陣訓となり、吉田元所長も時には能動的となり、終には受動者となって、戦中のリーダーに続く未経験かつ極度の制約条件下での事態への対応を迫られることとなった。地震・津波間の１号機 IC 作動の記述は福島ストーリーの出だしから誤った記述のままで放置されている [2)]。

3. 結論

電力・原爆・原発とみて、吉田元所長はその歴史的諸矛盾の集積である施設において地震・津波に遭い、対応の指揮をとった。マニュアル・訓練も不充分であった。吾々の学ぶべきは、まずは全歴史的に状況を見定める視点であり、対応の意義を理解し、システムカルチャーが試されるケースと自覚すべきである。

参考文献

[1] 今こそ原発の廃止を，日本カトリック司教協議会『今こそ原発の廃止を』編纂委員会, 2016-1-4, カトリック中央協議会
[2] 福島第一・１号機 IC 非常用復水器作動の考察，渡邊一男，空気調和・衛生工学会大会論文集, 2016-9, pp.37-40

*Kazuo Watanabe [1],　　[1] WNR-Cx Watanabe Lab.

エネルギー安全保障をめぐる合意形成
（3）福島事故後の原子力政策における合意形成過程の考察

Public Policies Building of Energy Security
(3) Study on a consensus building process of the Atomic Energy Policy post the Fukushima accident

*小伊藤　優子[1]，山口　彰[1]，張　承賢[1]
[1]東京大学

本研究では、エネルギー安全保障をめぐる原子力政策に関し、東京電力福島第一原子力発電所事故（以下、福島事故と略記）以降の国民的合意形成過程を基地政策の場合との比較を通して合意形成要因を特定し、評価軸を検討した。

キーワード：エネルギー安全保障，原子力政策，高速炉，合意形成，基地政策

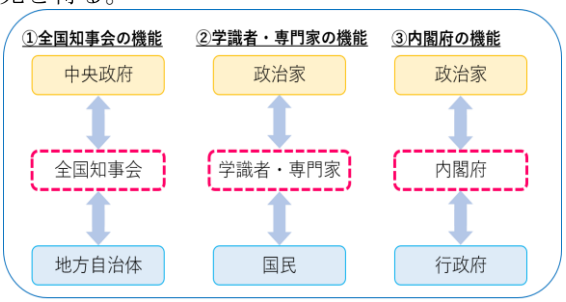
1. 緒言

日本政府は、2016 年 12 月に高速増殖原型炉もんじゅ（以下、「もんじゅ」と略記）の廃止措置を決定する一方で、高速炉サイクルの実用化に向けた研究開発を推進する方針を明示した。「もんじゅ」については、前報にてナトリウム漏洩事故後の国民的議論の枠組みにおいて核燃料サイクルの全体的な議論から高速炉サイクルの議論が独立したために国民の理解が十分に浸透しなかった可能性を指摘した[1]。本研究では、基地政策との比較を通して、原子力政策に関する合意形成要因を特定し評価軸を検討するとともに、高速炉サイクル実用化に向けた政策の合意形成過程に関する知見を得る。

2. 安全保障政策に関する国民的合意の形成

2-1. 3 つの合意形成要因

多様な行為主体の活動に着目して原子力政策と基地政策の政策合意に至る政治過程を比較した結果、政策決定構造や行為主体間の相互作用等において基本的な相似性があることを示した[2]。図に示すように、国民的合意を形成する要因として①全国知事会の機能②学識者・専門家の機能③内閣府の機能が重要であると考えられる。



【図】安全保障政策に関する合意形成要因

2-2. 全国知事会の機能

社会科学の手法を用いて基地政策に関する合意形成過程を考察すると、①全国知事会の機能に特徴がある[2]。基地政策に関して全国知事会は、立地県と非立地県間の共通の利益（国民的ベネフィット）に伴うリスクとコストの認識共有及び中央政府と地方自治体間における国家的要請に伴うリスクとコストのバランスを調整・監督する場として機能した。原子力政策は、立地県が各々異なる性質の施設を有するため、共通の利益の認識に差異が生じやすいことを指摘できる。そのため基地政策の場合と同様に、立地県と非立地県間の共通の利益に伴うリスクとコストの認識を共有し、中央政府と地方自治体間において国家的要請に伴うリスクとコストのバランスを調整・監督する全国知事会の機能が重要であると考えられる。

2-3. 高速炉研究開発への知見

高速炉の研究開発に関しては、限られた立地県が国家的要請を受け、それに伴う利益と共にリスクとコストを受容してきた。しかし、福島第一原子力発電所をめぐるシビアアクシデントのインパクトは、従来以上に政策判断に伴う政治的リスクを高めることになった。今後の政策推進に際しては国家的要請に伴う政治的リスクを低減させる取り組みが重要になるが、限られた立地県のみの努力に頼ることは、国策の目的に鑑みて過重負担であり、立地県の行政を停滞させる可能性があると考えられる。

2-4. 高速炉サイクル実用化に向けた国民的合意の形成

全国知事会が、高速炉サイクルに関する立地県と非立地県間の共通の利益とリスクそしてコストの認識共有と共に、中央政府と地方自治体間の国家的要請に伴うリスクとコストのバランスを調整・監督する役割を果たすことは、地域性をこえた国民の理解醸成を促し、その結果として限られた立地県が過重に負担してきた政治的リスクの低減が期待できる。また、原子力利用について電力消費地と生産地という垣根をこえたボトムアップ的な国民的合意の形成を可能にし、社会的議論の成熟に貢献し得ると考えられる。

3. 結論

緒言を受けて、原子力政策に関する合意形成要因は行為主体間の相関関係であると特定した。評価軸は、原子力関連施設の政策目的や事業者が異なるため原子力利用に関する認識に差異が生じやすいことに鑑みて、国家的要請に伴う共通の利益とリスクそしてコストのバランスと考えられる。また高速炉サイクル実用化に向けた政策の合意形成過程においては、全国知事会の機能が重要であると考えられる。

参考文献

[1]小伊藤優子，日本原子力学会 2017 年度春の大会, 1E07. [2]小伊藤優子,日本原子力学会 2016 年度秋の大会, 2M12.

*Yuko Koito[1], Akira Yamaguchi[1], Sunghyon Jang[1].
[1]Tokyo Univ.

我が国の原子力許容の増進に関する考察

Investigation of Enhancement in Nuclear Energy Acceptability of Japan

*矢野歳和

[1]YEERI

It is considered the lack of understanding for the radiation, the social and technical factors that is the cause of backwardness of the atomic energy permission of our country, and it is expected to connect the restoration of atomic energy utilization and rich social realization.

Keywords: lack of understanding for radiation, backwardness of the atomic energy permission, energy security, greenhouse gas reduction

1. 緒言

エネルギーセキュリティと温室効果ガス削減や経済活性などの観点から重要であるにも拘わらず、原子力利用の復旧は進んでいない。我が国の原子力許容の後進性の原因である放射線に対する無理解と社会的および技術的要因などについて考察し、原子力利用の復興と豊かな社会の実現に繋げる。

2. 原子力利用の再認識

原子力学会の会員にとっては既知であるが、エネルギー問題と原子力は不可分である。国家のエネルギー安全保障、温室効果ガス削減、コスト削減と地域と国全体の経済の活性化にとり原子力は必要不可欠でありその有用性と国家的価値は大きい。

3. 阻害要因は何か

3-1. 原子炉の安全対策と無理解

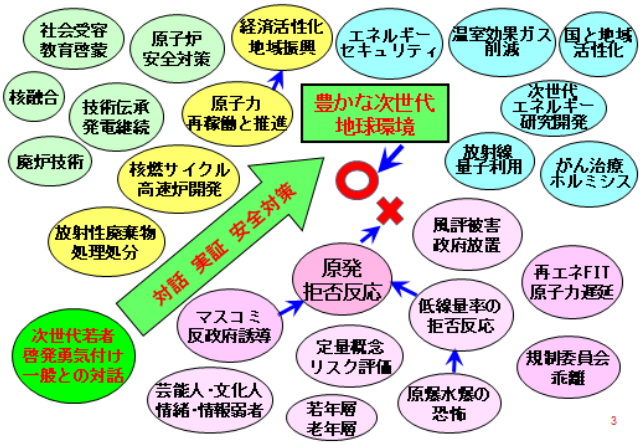
福島第一の事故の主原因は津波による電源喪失であるが､その後の安全対策は理解されていない。

3-2. 放射線リスク評価の認識不足と忌避

原爆の被害者意識が強調され、放射線低線量のリスクを定量的に認識できず、放射線を忌み嫌う忌避症に陥っている。

3-3. マスコミの反社会的な驕りと現状放置

椿事件、サンゴ事件、慰安婦問題、ＮＨＫほかの恐怖報道などに現れた意図的な反社会報道が放射線リスクを過剰に煽り、原子力利用を疎外している。



4. 許容増進のための方策

原子力の許容増進のための方策として (1)安全の技術的な裏付けと認知、(2)放射線リスクの理解拡大と教育や対話の推進、(3)官民一体のエネルギー問題の迅速な解決と対応、(4)マスコミを含む反社会的活動の是正と政治主導による推進、などが必要である。

5. 結言

豊かな生活を維持しつつエネルギー問題を解決する必要がある。原子力利用の共通認識を持つため放射線に対する無理解の克服が求められ、現状を認知し早急に復興し安全対策を常に進化させる必要がある。

参考文献

[1] 日本原子力学会 SNW 連絡会、NHK スペシャル（2014.12.21 日放送）へ抗議　http://www.aesj.or.jp/~snw/

[2] 宮健三ほか、原子力国民会議 2016「原子力の誤解を考える」2016.7.20 発行

[3]日本医療・福祉協議会、坂本澄彦先生のがん治療法、http://j-mwc.or.jp/04sakamoto.html　2017.7.19 アクセス

*Toshikazu Yano[1]

[1]YEERI (Yano Environment and Energy Research Institute)

新しい核燃料サイクルの提案

Proposal of a new nuclear fuel cycle

FBR 高等研究所　　*高橋忠男

旧来資源の枯渇により近未来におけるエネルギー供給危機が予測されることから、これに対応することを目的として最近の知見と社会情勢を考慮した検討をおこない、これらの観点から新しい核燃料サイクルの提案を行う。

キーワード：核燃料サイクル、エネルギー計画、資源、高速炉、プラント設計

1. エネルギー長期需給計画と高速炉の位置づけ

まず、石炭、石油、天然ガスなどの旧来資源や水力、風力、太陽光などの自然資源、プルトニウム(高速炉)、重水素等(核融合炉)などの開発資源などを対象として、供給機能に注目したエネルギー長期需給計画を検討した。資源量が無限あるいは大量、新資源生産が可能な資源として、太陽光、プルトニウム、重水素等を取り入れたエネルギー供給計画を考察した結果として、供給不足を解決するためには、高速炉の位置づけ明確にして、プルトニウム利用の実用化時期の更なる促進と表１に示すような開発技術目標の向上が不可欠との観点から、これらを取り入れたエネルギー需給計画は図１の実線のようになり、当面 2040 年頃までのバランスを図り、その後の不足分を少なくすることができた。

表１　高速炉の現在と促進・向上の目標

計画値	電気利用率	発電 効率	発電規模 kWe/基	建設期間 年	寿命 年	発電所建設費 万円/kWe	運転維持費+燃料費 円/kWh	炭酸ガス発生量 gCO2/kWh
現在の技術開発目標	1.00	0.40	1.50E+06	1.00E+01	4.00E+01	2.50E+01	3.55E+00	2.00E+01
向上による技術開発目標値	1.00	0.40	1.50E+06	**6.00E+00**	4.00E+01	**2.00E+01**	**2.13E+00**	2.00E+01

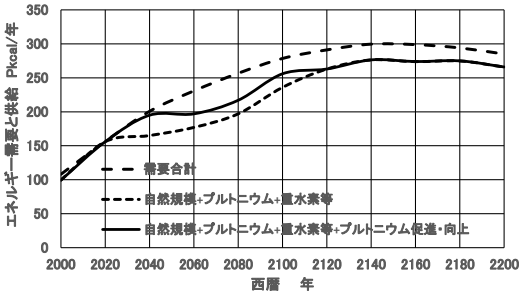


図１　長期エネルギー需給計画

2. 高速炉のプラント設計

ここで高速炉は、社会情勢の変化も取り入れて、旧来の核燃料サイクルとは異なる燃料等の採用を試みた。社会的に不適合な物質と考えられながら蓄積量が多くなっているもの、すなわち、すでに生産済みで蓄積されている熱中性子炉使用済燃料からのプルトニウム、大量の民生用放出を期待したい核兵器解体プルトニウム、それに、各プラントで蓄積されつつある軽水炉使用済燃料そのものを表２のように使用することである。高速炉プラント設計プログラム[1)]に機能を追加して、これらを適用したプラントの設計をおこなったが、その結果は、従来の高速炉の燃料を交換だけでそのまま適用できることがわかり、さらに、図２に示すように最高中性子束の低減、増殖比の向上、燃料や被覆管の最高温度の低減など、プラントとしてより良好な特性を持つことがわかった。

表２　高速炉の新設計

		もんじゅ原設計	新設計
電気出力	MW	280	←
燃料被覆管外径	mm	6.5	←
炉心外径	m	1.75	←
炉心高さ	m	0.93	←
炉心内集合体数	–	217	←
取出燃料燃焼度	MWd/t	80000	←
冷却系統数	–	1	←
系統当たりIHX基数	–	1	←
系統当たりSG基数	–	1	←
タービン入口蒸気温度	℃	483	←
タービン入口蒸気圧力	kg/cm2g	127	←
MA添加	–	なし	LWR使用済燃料に含有
燃料富化材	–	プルトニウム（蓄積）	プルトニウム（蓄積50% + 兵器解体50%）
燃料ベース素材	–	劣化ウラン	LWR使用済燃料

記号	仕様(単位)
e1	内側炉心 Pu 富化度(-)
e2	外側炉心 Pu 富化度(-)
φmax	最高中性子束(1/m2s)
Breed	増殖比(-)
Qlpeak	燃料最高線出力(W/m)
Tfuelmax	燃料最高温度(℃)
Tcladmax	被覆管最高温度(℃)
Tnamax	冷却材最高温度(℃)

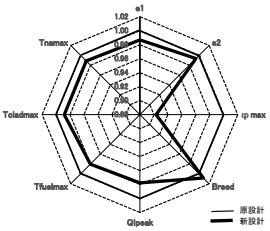


図２　新設計プラントの特性

3. 新しい核燃料サイクルの提案

エネルギー長期需給計画から選定された位置づけと技術目標を持ち、社会的に不適合とされている物質の低減を図ることができる高速炉を軸とした新しい核燃料サイクルを提案する。この新しいサイクルの適用により、エネルギーの需給バランスを図るとともに、原子力の生み出した負の遺産を消滅する自浄効果を持つことが期待できる。

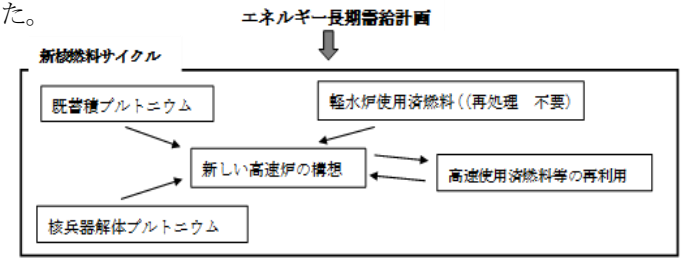


図３　新しい核燃料サイクルの概念

文献　1. 笠原、高橋　“教育用 FBR プラント設計プログラム FR-Design の開発”　原学論文誌 Vol.14, No.3、2015

* Tadao Takahashi　　FBR Senior Research Laboratory

Oral presentation | I. General Issues：General Issues

Thu. Sep 14, 2017 10:35 AM - 12:00 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 1:35 AM - 3:00 AM UTC | Room F C214 - C Block

[2F05-09] Nuclear Non-proliferation & Nuclear Security

Chair:Hironobu Unesaki (Kyoto Univ.)

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

[2F05] Interface between Safety and Security

Training simulator for sabotage protection

*Mitsutoshi Suzuki[1], Yo Nakamura[1], Yoshiki Kimura[1], Kazuyuki Demachi[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. The University of Tokyo)

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

[2F06] Study on Discrimination Methodology for Material Attribution in Nuclear Forensics

(3)Study on Material Discrimination based on Nuclear Material Particle Shape

*Yoshiki Kimura[1], Nobuo Shinohara[1], Tetsuya Matsumoto[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. AYUU)

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

[2F07] A study on how to simultaneously promote and strengthen nuclear nonproliferation and nuclear security

(2)Synergy effect for nuclear security

*kazunori suda[1], ryo shimizu[1], makiko tazaki[1], hiroshi tamai[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

[2F08] A study on how to simultaneously promote and strengthen nuclear nonproliferation and nuclear security

(3)Effective utilization of NMAC (Nuclear material accounting and control)

*Makiko TAZAKI[1], Kazunori SUDA[1], Ryo SHIMIZU[1], Hiroshi Tamai[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

[2F09] A study on how to simultaneously promote and strengthen nuclear nonproliferation and nuclear security

(4)NMAC Application properties consideration to MOX fuel fabrication facility

*simizu ryo[1], tazaki makiko[1], tamai hiroshi[1], suda kazunori[1] (1. JAEA, ISCN, Policy Research Office)

11:50 AM - 12:00 PM JST | 2:50 AM - 3:00 AM UTC

Time reserved for Chair

安全とセキュリティのインターフェース
サボタージュ防護訓練シミュレータ

Interface between Safety and Security
Training Simulator for Sabotage Protection

*鈴木 美寿[1]，中村 陽[1]，木村 祥紀[1]，出町 和之[2]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]東京大学

SS 検討会においては、安全とセキュリティのインターフェースについての検討を進めている。本発表では、原子炉プラントシミュレータにサボタージュ攻撃による被害進展を取り入れたサボタージュ防護訓練用のシミュレータ構想について報告する。

キーワード：2S インターフェース，原子炉シミュレータ，サボタージュ防護，訓練用シミュレータ

シミュレータ構想

1. 目的

サボタージュ攻撃に対する深層防護対策を、ハード（施設設計への反映）及びソフト（対抗部隊との連携訓練）の両面から進める為に、防護耐性及び防護能力の向上を目的として、施設・設備の配置設計の検討及び深層防護対策として対抗部隊と施設運転者との連携等を訓練するツールとして、サボタージュ防護訓練シミュレータを開発する。これを用いて、高いサボタージュ耐性を有する原子力発電所の設計検討を行い、優れたサボタージュ防護能力を実現する為の訓練を、仮想空間の中で行う。

2. 特徴

・枢要区域特定手法(VAI)による、ターゲットセットとプロテクトセットの表示。[1)]
・3D_CG による仮想空間の表示と CAD データを用いた位置構造情報の把握。[2)]
・攻撃を受けた原子力発電所の被害進展を原子炉シミュレータによって模擬。
・侵入した攻撃者と、対抗部隊との間の鎮圧活動の模擬及び両者の情報の非対称性の考慮。
・確率論的なモンテカルロ法によりシナリオサーベイが可能。

3. 構成

(1) 原子炉シミュレーション：原子力発電所の運転管理の教育、原子炉物理及び熱流動特性等の学習の目的で既に開発・市販されているソフトウエアを用いて、サボタージュ攻撃を受けた後の事象進展を把握。

(2) 対抗活動シミュレーション：サボタージュ犯と対抗部隊との鎮圧活動を、両者の武器・破壊装備の携行状況を仮定した確率論的戦闘ゲームのソフトウエアによって調べる。

(3) サボタージュ防護訓練シミュレータ：上記の(1)及び(2)を包含し、サボタージュ攻撃側と防護側とが互いにブラインドの状態で、近実戦状況を仮想空間で実現し、設計検討及び訓練等に用いる。

参考文献

[1] 鈴木美寿他、「安全とセキュリティのインターフェース(2)VAI とセキュリティ起因の重大事故」、2017 年春の年会
[2] The Visual Interactive Site Analysis Code software suite, http://visac.ornl.gov/.

---

*Mitsutoshi Suzuki[1], Yo Nakamura[1], Yoshinori Kimura[1] and Kazuyuki Demachi[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]The University of Tokyo

核鑑識の属性評価における核物質異同識別手法の研究
(3) 核物質粒子形状パラメータに基づく異同識別方法の検討

Study on Discrimination Methodology for Material Attribution in Nuclear Forensics

(3) Study on Material Discrimination based on Nuclear Material Particle Shape

*木村 祥紀[1]，篠原 伸夫[1]，松本 哲也[2]

[1]日本原子力研究開発機構,[2]有限会社アユー

原子力機構では、核鑑識分析における分析・測定手法に関する技術開発と、分析データと核鑑識ライブラリと呼ばれるデータベースの情報を比較することで核物質の異同識別を行い、サンプルの起源や履歴といった属性を特定する属性評価手法の開発を進めている。本発表では、JAEA で開発を進める顕微鏡画像解析ツールで定量化した核物質粒子の形状パラメータによる異同識別方法について検討した結果を報告する。

キーワード：核鑑識、核セキュリティ、顕微鏡画像、形態学

1. 緒言

原子力機構では、犯罪現場や不法移転等の現場から押収された核物質等の出所・履歴といった属性を特定する核鑑識技術に関する研究開発の一環で、核鑑識分析で得られた分析データと核鑑識ライブラリと呼ばれるデータベースの情報を比較することで核物質の異同識別を行い、サンプルの起源や履歴といった属性を特定する属性評価手法の検討を進めている。

2. 粒子形状パラメータに基づく異同識別解析手法

原子力機構で開発を進めている核鑑識顕微鏡画像解析ツールを使用し[1]、電子顕微鏡で取得した核物質粒子の画像を解析することで粒子形状パラメータを定量化した。また、定量化した粒子形状パラメータに基づいた粒子形状の異同識別解析手法として、①統計検定による確率分布比較、②ヒストグラム比較解析による粒子形状パラメータ分布の類似度評価、③多変量解析手法による形状パラメータの多次元解析、について検討した。

3. 核物質粒子形状による異同識別解析

核物質粒子による異同識別解析のケーススタディの例として、走査型電子顕微鏡で取得した 2 種類の異なるウラン試料粒子（イエローケーキ：YC、二酸化ウラン：UOX）の画像をもとに核物質粒子の形状パラメータを解析し、統計検定（KS 検定）とヒストグラム比較解析手法で異同識別解析を行った結果を表に示す。本検討により、統計検定で粒子形状パラメータの確率分布をもとにした異同識別が可能であることが示され、ヒストグラム比較解析手法により粒子形状分布の類似度を定量的に評価できることが示された。また多変量解析手法を用いた粒子形状パラメータの多次元解析によって、異同識別解析の指標として重要となるパラメータを抽出できることが示された。

形状パラメータ	KS-Test (α=0.05)	Histogram Interception
等価円直径	Not Match	0.59
縦横比（近似楕円）	Match	0.90
Compactness（形状複雑性）	Match	0.68

参考文献

[1] 木村祥紀 他、日本原子力学会 2017 春の年会.

*Yoshiki Kimura[1], Nobuo Shinohara[1]and Tetsuya Matsumoto[2]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]AYUU.

核不拡散、核セキュリティの推進方策に関する研究
（2）核セキュリティへの相乗効果

A study on how to simultaneously promote and strengthen nuclear nonproliferation and nuclear security

(2) Synergy effect for nuclear security

*須田　一則[1]，清水　亮[1]，田崎　真樹子[1]，玉井　広史[1]

[1]日本原子力研究開発機構

原子力の平和利用を推進していく上で不可欠な核不拡散（保障措置や計量管理の情報等を含む）、核セキュリティの双方を推進するため、核不拡散から核セキュリティへの相乗効果について検討する。

キーワード：核不拡散，保障措置，核セキュリティ，相乗効果

1. 緒言

核不拡散（保障措置 Safeguards）・核セキュリティ（Security）（以下双方をまとめて「2S」という）に係る国際動向を踏まえ、核燃料サイクル施設における計測・監視の技術及び情報を 2S 間で共有すること等の相乗効果や課題の抽出等、2S の強化や推進方策を検討している。本報告では、特に内部脅威対策のうちの核物質の盗取対策に関して、核不拡散から核セキュリティへの相乗効果の有無について検討する。

2. 相乗効果の検討

従来 2S は、条約、協定又は国内法令に応じて、個別に対応してきた。近年特に、核セキュリティのうち、内部脅威対策が取り上げられており、国は内部脅威者に対する不法行為防止対策として、物的防護、出入管理、人的管理、また、これらを組み合わせて実効性を確保している。

本研究では、更なる内部脅威対策として、技術的な観点から、国際原子力機関で検討が行われている NMAC を参考にしつつ、2S の相乗効果について検討した。なお、対象範囲としては核燃料サイクル施設とするが、そのうち核物質を取扱う工程とした。保障措置、計量管理、運転情報の内部脅威（盗取）への効果については、核物質の計量や運転監視の観点で、測定箇所が多い工程になるほど、相乗効果が期待できる。ただし、保障措置情報については、有意量の核物質を適時に探知することを目的としているため、盗取に係る適時性の観点から、そのままの利用には課題がある。また核物質の極少量の欠損については、検出に限界があることから、従来の出入管理機器との組み合わせによる対応が重要と考えられる。図に、内部脅威対策と相乗効果の範囲を示す。

各施設への導入にあたっては、核物質等が有する放射線や発熱等を考慮すべきであり、計量管理情報等の利用による効果のみならず、内部脅威の可能性及びコストを含め評価することが重要である。

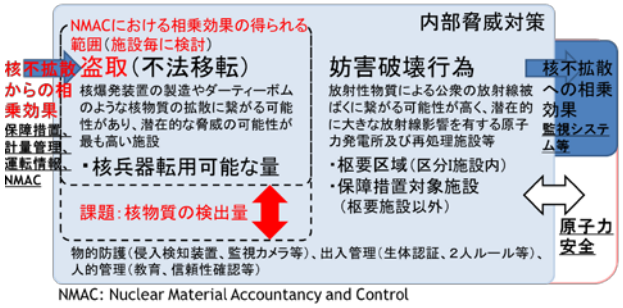


図　内部脅威における 2S の相乗効果の範囲

3. 結言

内部脅威対策のうち核物質の盗取については、計量管理・運転管理の情報を活用することで、内部脅威者に対する新たな抑止効果として期待できるとともに、従来の出入管理対策等と組み合わせることにより、更なる効果が期待できることを明らかにした。

参考文献

[1] 日本原子力学会 2016 年秋の大会 2M16

---

*Kazunori Suda[1], Ryo Shimizu[1], Makiko Tazaki[1], Hiroshi Tamai[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

核不拡散、核セキュリティの推進方策に関する研究
（3）NMAC (Nuclear material accounting and control)の効果的な活用に向けて

A study on how to simultaneously promote and strengthen nuclear nonproliferation and nuclear security
(3) Effective utilization of NMAC (Nuclear material accounting and control)

*田崎　真樹子[1]，須田　一則[1]，清水　亮[1]，玉井　広史[1]
[1]日本原子力研究開発機構

原子力施設の内部脅威者による核物質の不法移転（盗取）の抑止と早期検知の手段の一つとして注目されている NMAC（Nuclear Material Accounting and Control）をより効果的に活用する方策を検討した。

キーワード：核不拡散，保障措置，核セキュリティ，相乗効果，NMAC

1. 緒言：

原子力施設の内部脅威者による核物質の不法移転（盗取）は、核セキュリティ上の大きな課題の一つである。昨今、IAEA を中心に議論されている NMAC（Nuclear Material Accounting and Control）は、施設内の核物質の場所、量及び特性に係る情報の維持・報告を行う「計量」と、核物質に係る知識の連続性の維持・管理を行う「管理」の 2 つのシステムの構築・運営により、上記の課題に有効の一つとされている。この NMAC は、米国で 40 年以上前から核セキュリティ目的で開発されてきたシステムであり、一方で米国では、エネルギー省と原子力規制委員会の規則が、Safeguards と呼ばれる核物質の計量管理と核物質防護措置の双方によって核セキュリティを担保してきたことを鑑みると、種々の見解はあろうが、NMAC は、米国で言う Safeguards と同様の思想の下にある、あるいはそれに由来するものと考えられる。

2. 考察：

NMAC の活用を考慮する際、既に、核物質防護措置と、施設の運転管理や保障措置の観点から計量管理が適確に実施されている場合、今後必要となるのは、内部脅威者による核物質の不法移転の抑止と検知の強化というスペシフィックな目的にも合致できるよう、既存の計量管理を効果的に活用することである。ここで視点を変えて、保障措置と核物質の不法移転（盗取）を含む核セキュリティの顕著な相違点に着目すると、前者には転用の量的基準として有意量があり、適時性の基準として数週間～1 年が認められる一方で、後者では国家が種々の要素を勘案して不法移転の検知目標値を設定し、適時性としては即時性が求められることである。したがって、NMAC の活用に際しては、計量管理を、国家が定める検知目標値と即時性に合致するようその精度を高めること、もしそれが物理的に不可能であれば、代替可能な技術的手段や、制度的な手段(例：信頼性確認や 2 人ルール、あるいは核セキュリティ文化の醸成等)で、それを補完していくことも必要となるであろう。

3. 結果：

上記の考察は一例であるが、NMAC をより効果的に活用する方策の検討を開始した。今後は、これらのより具体的な対策について、さらに精査と検討を進めていく。

参考文献

[1] International Atomic Energy Agency, “Use of Nuclear Material Accounting and Control for Nuclear Security Purposes at Facilities”, IAEA Nuclear Security Series No. 25-G, May 2015

---

*Makiko Tazaki[1], Kazunori Suda[1], Ryo Shimizu[1] and Hiroshi Tamai[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

核不拡散、核セキュリティの推進方策に関する研究
（4）MOX 燃料加工施設への適用検討

A study on how to simultaneously promote and strengthen nuclear nonproliferation and nuclear security
(4) NMAC Application properties consideration to MOX fuel fabrication facility

*清水 亮[1]，田崎 真樹子[1]，玉井 広史[1]，須田 一則[1]
[1]日本原子力研究開発機構

核不拡散（保障措置や計量管理の情報等を含む）と核セキュリティの相乗効果を検証するため、日本原子力研究開発機構（JAEA）の MOX 燃料加工施設を対象にその適用性を検討した。

キーワード：核不拡散，保障措置，核セキュリティ，相乗効果

1. 緒言

原子力施設への「核セキュリティ目的のための核物質の計量及び管理の利用（NMAC）」の適用性検討のために、実際の核燃料サイクル施設を想定した検討を実施した。検討にあたっては、JAEA の MOX 燃料加工施設を例として、施設に設置されている封じ込め監視機器（C/S 機器）及び計量管理情報をセキュリティ側と共有することによる、内部脅威に対する効果を評価した。

2. MOX 燃料加工施設の概要

JAEA の MOX 燃料加工施設（プルトニウム燃料第三開発室）は、「常陽」、「もんじゅ」用の MOX 燃料の製造する工学規模の試験施設である。受け入れた MOX 粉末から燃料ペレットを製造し、燃料棒、燃料集合体へ組み立てる一連の工程は、独立した多くの工程設備で構成されている。特に、核物質である MOX を直接取り扱う工程では、全ての核物質及び設備は工程設備毎に気密されたグローブボックス内に収納されている。工程間の計量点で非破壊検査による計量が行われるとともに、作業毎に保管庫からグローブボックスへの核物質の受け払いが行われ、その都度核物質の秤量が行われる。

3. NMAC 適用性

MOX 燃料加工施設で想定される内部脅威としては、核物質である MOX の盗取が最も懸念される。しかし、計量情報がセキュリティ側と共用されていた場合、たとえ少量であっても盗取の検知は容易である。ただし、計量は作業終了後、核物質が保管庫に戻されるタイミングで実施されるので適時性の点で課題が残るが、臨界管理上の制約から工程内の核物質量は制限されているため、有意量の核物質の盗取には複数回の盗取を行う必要があり、それを阻止するには十分有効であると評価された。

4. 結言

原子力施設における 2S の相乗効果に係る NMAC の適用性について、MOX 燃料加工施設を対象に検討を行った結果、効果が期待できることを明らかにした。

---

*Ryo Shimizu[1], Makiko Tazaki[1], Hideki Tamai[1], Kazunori Suda[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

General Meeting

Thu. Sep 14, 2017 12:00 PM - 1:00 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room F C214 - C Block

[2F_GM] 「核不拡散，保障措置，核セキュリティ連絡会」第19回全体会議

[2F_GM] General Meeting

General Meeting

[2F_GM] 「核不拡散，保障措置，核セキュリティ連絡会」第19回全体会議

Thu. Sep 14, 2017 12:00 PM - 1:00 PM Room F (C214 - C Block)

[2F_GM]General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network：Nuclear Non-Proliferation, Safeguard, Nuclear Security Network

Thu. Sep 14, 2017 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room F C214 - C Block

[2F_PL] International Trends and Challenges regarding Nuclear Non-proliferation and Nuclear Security

Chair: Hironobu Unesaki (Kyoto Univ.)

[2F_PL01] Efforts to implement non-proliferation through security trade control and sanctions imposed by UN

*Kazuto Suzuki[1] (1. Hokkaido Univ.)

[2F_PL02] Readiness for Nuclear Terrorism

Nuclear Forensics Framework in Advanced Nations

*Hiroshi Tamai[1] (1. JAEA)

2017年秋の大会

核不拡散・保障措置・核セキュリティ連絡会セッション

核不拡散・核セキュリティに係る国際動向と諸課題
International Trends and Challenges regarding Nuclear Non-proliferation and Nuclear Security

安全保障貿易管理を通じた核不拡散の取り組みと、国連による核拡散に対する制裁

Efforts to implement non-proliferation through security trade control and sanctions imposed by UN

*鈴木　一人
[1] 北海道大学

1. はじめに

国際社会における原子力技術の管理は、NPT（核不拡散条約）に基づく不拡散レジームが基礎となっている。主権国家は平等であるという大原則と矛盾する核保有国と非保有国の不平等な関係は、核兵器の拡散を NPT 成立当時の核保有国に留め、それ以上の核保有国を生み出さないことで、国際秩序を安定させることを目的としていた。インド・パキスタン・イスラエルという例外は存在しつつも、NPT 体制は国際システムに埋め込まれたレジームとして定着し、国際秩序の維持の基盤をなすようになった。

この国際秩序の維持を実効的にしてきたのは、IAEA（国際原子力機関）による保障措置だけでなく、核関連技術の国際的な拡散を、とりわけ核関連技術を保有する国家の管理によって拡散しない、という強いコミットメントがあったからと言える。

しかしながら、そうした国際秩序の基盤である NPT 体制に挑戦し、それを破壊しようとする試みをなした国がいくつかあり、中でも本格的な核技術の獲得を目指した国が二つあった。それがイランと北朝鮮である。

本報告では、NPT 体制を安定させ、機能させてきた核不拡散の取り組みを、安全保障貿易管理という観点から捉え直し、その延長線上にある国連による核技術拡散に対する制裁措置について検討する。本報告は、2015 年まで国連においてイランに対する制裁を監視し、安保理決議の履行を確保するための専門家パネルで勤務した経験に基づき、安全保障貿易管理の実情と国連制裁の効果・問題点について論じる。

2. 不拡散の手段としての安全保障貿易管理

NPT 体制を実効性のあるものとして機能させているのは、平和目的での原子力利用を進める国における保障措置だけでなく、核兵器の開発の懸念のある国に対して核関連技術の移転を阻止し、核開発の能力を獲得することを妨げることである。この中核にあるのが核供給国グループ（Nuclear Suppliers Group: NSG）である。NSG は 1974 年のインドの核実験をきっかけに発足し、現在では 48 ヶ国が参加しているが、これらは原子力技術を保有する国であり、他の大量破壊兵器不拡散レジームに参加していない中国も参加しているというのが特徴である（ただしインドやパキスタン、イスラエルなど NPT 不参加国は参加していない）。

この NSG は毎年、核開発に関連する技術を見直し、核開発に必要な技術や物質を特定してリスト化している。この NSG リストにはトリガーリストと呼ばれる、核兵器開発にもっぱら使用される技術や物質のリストの他、デュアルユースリストと呼ばれる工作機械やアルミニウムなどの核・原子力開発以外でも使われる技術や物質などが含まれる。

この NSG リストに基づき、各国は輸出管理当局が自国からの輸出に際し、リストに該当する製品の輸出を許可するかどうかを判断する。しかし、どこに何を輸出すべきか、させないべきかを判断するのは各国の政治的状況に依存する。たとえば明白に核開発が疑われている訳ではないが、その可能性がある国に対し、ある国（A）はその可能性を高く評価し、他の国（B）はその懸念がないと判断すると、A が輸出すべきでないとして判断した製品に対し、B が輸出許可を与えるといったことが起こりうる。これは A に所在する企業にとっては不利益になるため、その企業は A ではなく、B から輸出しようとするであろう。この

ようにして、NSG リストがあっても、その仕向地の核開発の可能性を巡って各国の認識が異なる場合、齟齬が生まれる。また、製品そのものに関しても、その製品が NSG リストに該当するのかどうかの判断も各国によって異なりうる。NSG リストではスペックによって規制対象製品が定められているが、そのスペックを下回る品目であっても、核開発に利用されると思われる場合は、「キャッチオール規制」と呼ばれる、NSG リスト外の品目を規制することが出来るが、ある国がキャッチオール対象と判断しても、他の国はそうしない場合もある。ここも同様に各国の判断によって齟齬が生じることになる。

また、NSG に参加する 48 ヶ国以外にも、リストに掲載される品目を生産している国はあるが、NSG に参加していない場合、そのリストを厳格に適用することを求めることは難しい。NPT に不参加のため NSG に参加していないインド・パキスタン・イスラエルは自発的に NSG リストを適用しているが、デュアルユースリストに記載されている品目は原子力技術を持たない国であっても生産していることが多く、これらの国にリストの適用を徹底させることは難しい。

このように、安全保障貿易管理を通じた不拡散の仕組みは確立しているものの、そのシステムには様々な齟齬があり、不拡散を確実なものにしているわけではない。そのため、明白な核開発の意図を持つ国に対して、国連安保理による制裁が科されることになるのである。

3. 国連による不拡散制裁

国連による制裁は国連憲章第 39 条に基づく「国際の平和と安全に対する脅威」として認定された場合、憲章第七章に基づいて「強制措置」として安保理決議が採択され、全ての加盟国が憲章第 25 条に基づいてその決議を履行することで各国がバラバラに履行する状態を回避し、NSG 不参加国も不拡散に関与することが求められる。また、各国ごとにスペックや仕向先を判断することを避けるため、国連安保理の元に制裁委員会を設置し、専門家パネルがそれを支援することで、核開発に関連する品目を判断する仕組みを整備している。

こうした国連による不拡散制裁は、NSG 三ヶ国による不拡散レジームよりもより強力な措置として核開発国懸念国を制約することを目指している。しかし、それも完全な仕組みとは言い切れない。第一に、NSG 不参加国は、輸出管理を徹底する仕組みをもっておらず、また国連安保理決議を履行するための国内法の整備が進んでいない。安保理決議だけで国内における法執行を可能にする仕組みを持つ国もあるが、それが実際に徹底されることを保証することは難しい。しばしば北朝鮮制裁で東南アジア諸国が抜け穴として使われることがあるが、その背景にはこうした問題がある。

第二に、国連安保理が全ての貿易を監視することは不可能であるため、各国からの報告に基づき、調査・判断することになるが、しばしば実際に制裁違反の事例であっても報告されることはなく、他の情報ソースによって発覚するケースも多く存在する。国連加盟国からすれば、こうした制裁破りの事案は、国際社会において自国の国内統治の能力を疑問視させるものであり、また、自国産業に不利益になる問題でもあるため、報告しない場合が見られる。そうなると、国連安保理がチェックをするという仕組みが機能しなくなるという問題がある。

第三に、国連安保理決議は全ての加盟国が履行することが求められているが、国家の戦略的・外交的な観点から、その履行を徹底しないケースも少なからず見られる。イランや北朝鮮に対して経済的・政治的利益を持つ国々は、しばしば安保理決議を歪めて解釈し、とりわけデュアルユースリストに掲載されている品目については、その履行を徹底しないケースがある。

その一つの問題は、安保理による制裁が「スマート制裁」ないしは「ターゲット制裁」と呼ばれる方式を採用していることにある。これは、過去に全面的な経済制裁を科し、それによって国民生活が困窮する結果をもたらしつつも、政権の政策は変更しなかったということがあり、国連が基本的人権を侵害するような制裁を取ることの倫理的な問題が問われたため、不拡散制裁は、核関連技術に限定した制裁を科すというコンセンサスがあることが背景にある。「ターゲット制裁」では、NSG リストに基づき、核関連技術に限って、その輸出を禁止することにしているが、同じ品目であっても、もしそれが核開発に関連しないものであれば、輸出を許可することが可能となる。具体的には NSG リストのデュアルユースリストに記載さ

れている品目であっても、それが他の産業（たとえば高強度のアルミニウムやチタンが航空機産業）で利用されると申請された場合、それを許可することが可能になる。

安保理による制裁はNSGによる不拡散レジームよりは強い不拡散の仕組みにはなっているが、そこにも抜け穴はあり、それらを徹底することは難しい。さらには、こうした核開発を困難にするため、核開発に関連する企業や技術者などを制裁対象とし、資産凍結や旅行禁止といった措置をとったり、また、核開発の資金を集める手段となっている経済活動を制裁対象とするなど、補助的に様々な措置がとられているが、これらに関しても、上記のような齟齬が存在しており、徹底することは難しい状況にある。

4. 国連による不拡散制裁の効果

国連による不拡散制裁は上記のように様々な問題を抱えてはいるが、それでもイラン、北朝鮮の核開発に対し、国際社会が取り得る選択肢として重要な位置づけとなっている。とりわけ、イラン制裁においては、2006年に安保理決議1737号は採択されて以来、2010年の安保理決議1929号まで4度の制裁強化が行われ、最終的には2015年7月に核合意が成立した。これは国連を通じた制裁が不拡散を阻止し、イランが核兵器開発に進むことを食い止めたNPT体制の成功の象徴として見られている。他方、北朝鮮への不拡散制裁は見事に失敗し、北朝鮮の5回の核実験を止めることは出来ず、同じく安保理制裁の対象であるミサイル開発も止まらない状況が続いている。

こうした違いはいかにして生まれるのか。第一に、国連制裁だけ見ればイランと北朝鮮に科せられている制裁の内容は大きく異なっていない。いずれも「ターゲット制裁」の形式を取り、北朝鮮には奢侈品の制裁はあるが、2016年まで石炭や鉄鉱石と言った経済制裁に近い制裁は取られてこなかった。しかし、それでも異なる結果に結びついたのは、国連安保理制裁に連動した各国制裁があったからである。特にアメリカによる金融二次制裁（米国外の企業や個人であっても、イランとの取引がある場合、米国市場から閉め出すという罰則を受ける）と、EUによる石油禁輸、銀行間通信ネットワークであるSWIFTからイランの金融機関を閉め出すといった制裁が効果を発揮した。これらはイラン国民にも大きな影響を与えたが、それが後に制裁解除を求める世論を作っていった。他方、北朝鮮に対しても米国やEUが独自制裁を科しているが、その効果は限定的である。

それは、第二の理由である、北朝鮮の閉鎖性と中国の存在の大きさである。イランの場合、石油輸出によって国家経済を運営し、外国資本を積極的に受け入れてきた経験から、非常に開放的な経済の仕組みを取っていた。そのため、日本や欧州、インド、中国、韓国、ロシアなど、アメリカ以外の主要な経済との関係が著しく深かった。そのため、国連制裁、各国制裁が科されたことで、イラン経済は大きな影響を受けることとなった。他方、北朝鮮は閉鎖的な経済制度を取っているため、他国への依存度が低く、外国、とりわけ西側諸国からの圧力に抵抗出来る余地が大きい。その最大のポイントは中国の存在であり、中国が経済的な支援をする限り、北朝鮮への制裁効果は限られてしまう。また、「ターゲット制裁」であっても、中国の業者が「核目的以外の用途」としてデュアルユースリストに記載されている品目を扱う限り、北朝鮮は制裁対象品であっても入手が可能である。

第三に、民主主義的な制度の存在が大きな意味を持つ。イランは選挙で選ばれない最高指導者が統治の頂点に立つが、実質的な政策の執行を行う大統領は国民からの直接選挙で選ばれる。そのため、国民が制裁によって日々の生活にストレスを感じれば、それが選挙結果として反映されることになる。他方、北朝鮮はそうしたメカニズムが一切なく、制裁で国民が苦しんだとしても、体制維持を目標に掲げ、独裁的な政治システムを取っている北朝鮮においては、国民の不満によって政策を変更したり、政権交代したりすることが出来ない。

これらの理由から、国連による不拡散制裁の効果はまちまちとなる。一方ではイランのような効果を発揮することもあれば、北朝鮮のようにその効果が極めて限定的な場合もある。

5. 終わりに

このように、安全保障貿易管理も国連を通じた制裁も、不拡散を完全なるものたらしめるわけではない。

しかし、NSG 参加国の自発的な努力と、国連安保理による制裁がなければ、イランの核開発は一層進んでいたものと思われるし、北朝鮮の核開発はより速いペースで進んだ可能性もある。その点では、これらの努力が無であったということはできない。

しかし、同時に、これらの努力があれば安心というわけではなく、不断の努力によって核拡散を防止し、第二、第三の北朝鮮を生まないようにしていくことが求められる。その点で今後の動向として重要になってくるのが、不拡散をリードしてきたアメリカの対応である。

トランプ政権が発足して以来、不拡散レジームの成功例であるイラン核合意を敵視し、イランが核合意を遵守していることを認めつつも、その合意は「悪い取引（Bad Deal）だ」として批判し、核合意の放棄を常に前面に押し出している。確かにイラン核合意にはイランのミサイル開発や武器輸出の問題を制御せず、核兵器開発を阻止するということに特化したことで、トランプ大統領がフラストレーションをためているのは理解できるが、しかし、核不拡散という観点から言えば、この合意を「悪い取引」としてしまうなら、他にイランへの核拡散を阻止する方法は武力によるイランの制圧くらいしか選択肢はない。果たしてそれが今後の NPT 体制の維持にどんな影響をもたらすのか、定かではない。

また、北朝鮮に対しては、20 年間続く「戦略的忍耐（Strategic patience）という戦略が実を結ばず、北朝鮮は 5 度の核実験と数十回に及ぶミサイル発射実験を繰り返している。既に大陸間弾道弾級の射程を持つミサイルも開発している状況にあり、核不拡散だけでなく、大量破壊兵器の不拡散レジームに正面から挑戦している。これに対してトランプ政権は軍事的な圧力は高めつつも、効果的に北朝鮮の行動を変容させる手段を持たず、手詰まり状態となっている。トランプ政権は北朝鮮制裁の抜け穴となっている中国を非難し、同時に中国が努力をすれば北朝鮮の行動を変容させることが出来ると信じているようであるが、それも実現困難な状況にある。

こうした中で、トランプ政権は次にどのような行動に出るのか、イランに対してこのまま緊張を高め、核合意を放棄するのか、もしくは武力行使のコストとその後の混乱を考えて核合意の維持を続けるのかが問題になる。また北朝鮮に対しては、これまで中国への配慮から控えてきた二次制裁を強化し、中国と対立してでも北朝鮮制裁を強化する政策をとるのか、それともこのまま北朝鮮の核保有を前提とした対話路線に移るのか、それとも武力行使による解決を取るのか、様々な選択肢がありうる。いずれも、アメリカの出方次第で、今後の核不拡散をめぐる国際秩序のあり方も変わってくるであろうし、国連や各国の不拡散への考え方にも影響が出てくるであろうと思われる。NPT 体制を保持し、核の拡散を防ぐことを最優先に考えると、これからのアメリカの対応次第では、NPT 体制自体が揺らいでいく可能性も考えておく必要があるだろう。

---

*Kazuto Suzuki
[1]Hokkaido Univ.

2017年秋の大会

核不拡散，保障措置，核セキュリティ連絡会

核不拡散・核セキュリティに係る国際動向と諸課題
International Trends and Challenges regarding Nuclear Non-proliferation and Nuclear Security

核テロへの備え ―主要国の核鑑識体制整備の動向―

Readiness for Nuclear Terrorism: Nuclear Forensics Framework in Advanced Nations

*玉井 広史、木村 祥紀、大久保 綾子、篠原 伸夫、富川 裕文
日本原子力研究開発機構 核不拡散・核セキュリティ総合支援センター

核鑑識は核セキュリティ強化の一環として、犯罪捜査で押収された核物質・放射性物質（RI）を分析してその出所・由来を解明し、犯人・犯罪組織の摘発・裁判に有用な物的証拠を提供するものである。核鑑識能力を高めるために、核物質・RI の物理的・化学的分析を行いその特徴を明らかにする核鑑識ラボラトリの整備と、分析結果の照合を行って当該物質の出所を同定するための核鑑識ライブラリの構築が必要である。その上で、犯罪捜査や裁判に資するため「管理の連鎖」と呼ばれる証拠保全が求められ、法執行機関等の関係機関との緊密な連携が重要である。こうした一連の核鑑識を体系的に実施するため、関連機関の枠組みや所掌について定めた国内対応計画の策定が各国の果たす責務とされている。現在、核鑑識対応能力の強化は IAEA を始め国際的な協力のもとに進められており、参加各国の着実な体制整備が図られている。今後の更なる強化の観点から、特に整備の進んでいる欧米主要国の事例から、核鑑識体制の向上に向けた課題の抽出と検討を行った。

1. はじめに

近年の国際的なテロの懸念の高まりの中で、核テロの抑止、発生後の影響緩和、および犯罪者等の摘発のそれぞれの分野での対応体制の整備が進められている。核鑑識は、税関等の輸出管理の窓口あるいはテロ等の犯罪現場で押収された核物質・放射性物質の核分析を行ってその特徴や由来を明らかにし、並行して行われる警察のいわゆる伝統的鑑識（指紋、DNA 等の照合）の結果と合わせて総合評価を行い、その後の捜査活動、犯人検挙、裁判への証拠提示に資するものである。また、こうした対応体制の確立を示すことによってテロ等の犯罪を抑止する効果も期待されている。2010 年の第 1 回核セキュリティサミットを契機として、都合 4 回のサミットプロセスを経て核鑑識に係る対応は技術及び制度の両面において強化・整備が進んできた。核鑑識においては技術的な核分析とともに警察・司法などの法執行機関との協調が期待されるため、両者の情報・知見の共有が不可欠であり、そのための制度整備が重要である。

原子力機構では、体制整備が進んでいる主要国の動向調査を行い、調査結果を踏まえた核鑑識体制の整備の望ましい進め方の検討を行った。本稿は、調査と検討の結果を紹介するもので、核鑑識に求められる要件を提示し、主要国の動向とそれを踏まえた整備の課題をまとめる。

2. 核鑑識に求められる要件

押収された証拠品の分析は「核鑑識ラボラトリ」と呼ばれる施設で行われ、破壊分析及び非破壊分析を通じて同位体組成、微細形状、製造・精製年代、含まれる不純物の同定等の詳細な特徴が明らかにされる。こうして核鑑識ラボラトリで見出された詳細な特徴からその核物質・RI 等の起源を割り出すために「核鑑識ライブラリ」と呼ばれるデータベースとの照合が行われる。核鑑識ライブラリは原則として各国が整備し、登録内容は自国の原子力活動の規模に応じて独自に設定することとされている。また、場合によっては、他国で押収・分析された核物質等について求めに応じて照合を行うこともあるため、その照会の窓口並びに情報伝達ルートの整備も必要である。

以上の分析・照合結果は犯罪の訴追のための法廷証拠として採用される可能性があるため、証拠の保全

及び分析の正当性の観点から、司法用語で「管理の連鎖 "Chain of Custody"」と呼ばれる特別な取り扱いをそれらの核鑑識のプロセスを通じて要求される。この要求を満たすため、核鑑識ラボラトリでは正当な施設・設備・人員の配置による厳正な品質管理が必要となる。

「管理の連鎖」を確立するためには、核鑑識ラボラトリのみならず、捜査及び司法を含めた関係者の一致した協調あるいは協力が不可欠であり、体制づくりが重要である。この目的で各国は技術開発、体制整備及び運用について国内対応計画を策定することが求められており、IAEA はそのための指針を発行して支援している。

なお、原子力機構は現在、核物質の分析技術の対応能力の向上、核鑑識ライブラリ整備のための研究開発を進め、テロに対抗する国際的な連携を進める枠組みである核鑑識国際技術作業グループ（ITWG）及び核テロリズムに対応するためのグローバル・イニシアティブ（GICNT）が実施する演習等に積極的に参加し、技術レベルの維持・向上、協力体制の構築を図っている。

3. 主要国の動向

冷戦時代及びその後の混乱期を通じ、核セキュリティ強化を主導している欧米において核鑑識対応体制の整備が最も進んでおり、以下に代表的な国々の国内対応計画の整備状況を紹介する。

3.1 米国

核鑑識ラボラトリは、多彩かつ高度な分析技術を有する国立研究所数ヶ所に設置され、これらの調整と核鑑識ライブラリの整備をエネルギー省（DOE）が所掌している。テロ等の犯罪現場等における初動対応は州警察が行うが、核物質・RI の関与が判明した場合、その後の対応の主導権は連邦捜査局（FBI）に移管され、証拠品の押収を始め捜査全般を FBI が指揮し、その管轄下で核鑑識ラボラトリが証拠品としての核物質・RI を分析・保管することになっている。更に、応用問題として、生物/化学物質等で 複合汚染された遺留品の分析は、国立衛生研と共有する実験施設を使用する段取りが定められている。

核鑑識ライブラリは、現在、民生用の核物質等については特許・知的財産権の観点からライブラリに特化したデータベース化はされておらず、国がデータを保有している核兵器関連の核物質に対してのみ整備が進められている。仮に、民生用の核物質等について照合の要請があった場合は、民間会社に照会を行って照合することが想定されている。

国内対応計画は国家戦略 5 ヶ年計画（2010 年に大統領名で発出）において策定され、上記の現場の対応や核物質の照合方法等のほか、広くテロ事象発生前後の関係機関の役割・責任が明記され整備が進められている。それによると、国家情報長官室（ODNI）がインテリジェンスと国家テロ対策を担当し、大規模テロ等が発生した場合は国防省（DOD）が事後対応に当たることとなっている。国土安全保障省/国内核検知局（DHS/DNDO）は、これらの関係機関間の全体的な機能調整を行うとともに、緊急対応チームの編成や税関及び国境取締りを所掌している。また、司法省（DOJ）が裁判を担当、国務省（DOS）は国際関係の窓口となっている。更に、関係機関間の緻密な協力体制のネットワークが構築され、担当者間のオンライン、オフラインを通じた円滑な知見・情報の共有が図られている。

3.2 欧州

核鑑識ラボラトリは、欧州域内における共同の原子力研究所である超ウラン元素研究所（ITU、2016 年より The JRC in Karlsruhe と改称）が中心的な存在として位置づけられ、この他に設置された各国の研究所のラボラトリと協力しつつ域内の核物質等の分析を実施している。

分析に当たって、管理の連鎖を確保する観点から、当該試料の取扱い経路、責任の所在の文書化、分析後の保管方法の確立等を定めた試料の取扱規則の整備を行うとともに、伝統的鑑識との協力、演習等、警察をはじめ捜査機関との連携を積極的に進めている。例えば、封印、アクセス者の限定、警察官立会いの下での核物質等の試料からの指紋採取、生物・化学・爆発性物質が含まれた試料は除染した上で受入れる、

などの手順が取決められている。この結果、実際に域内で発見された不法移転の核物質に対する分析・照合を行って年代測定及び由来解明に成果を上げ、核鑑識の有効性を実証している。また、核鑑識ラボラトリが有する高精度・高機能の分析機器は、機器の有効活用の観点から通常の保障措置業務の分析にも併用され、この方面でも効果を上げている。一方、核鑑識ライブラリの整備はEURATOMが所掌し、現在、域内の核物質等のデータ収集に努めているところである。

国内対応計画は国毎に整備が進められており、例えば、ドイツでは事象発生時の現場における初動対応から核鑑識ラボラトリに至るまでのとるべき行動及び責任官庁の役割を規定し、この計画に基づいた対応者の訓練・演習が行われている。またJRCは域内の各国の国内体制整備への支援・協力として、計画立案や緊急時対応の訓練等を実施している。

3.3 カナダ

核鑑識に必要な分析技術を有する数ヶ所の研究所が核鑑識ラボラトリに指定され、ラボラトリのネットワークを構築するとともに、そのうちの1ヶ所の研究所に高精度・高機能の分析機器を集積して中心的役割を持たせている。きわめて特徴的なことは核鑑識ライブラリの集中管理であり、カナダ国内の全ての 核物質・RIのデータをカナダ原子力安全委員会（CNSC）において統合・整備している。これは、CNSCに原子力事業の許認可権限があることから産業界からの情報収集がスムーズに行えるためであるが、データ照合の基本的なスタンスとして、発見された規制外の核物質・RIが「カナダ国内を起源とするものであるか否かを明らかにする」という明確な目的のもとに行われている。

国内体制は、規制、研究、法執行を所掌する8省庁及び研究所の11機関で構成されるカナダ国内核鑑識能力構築プロジェクト（2012年に開始）において、定期的な演習・訓練を通じた関係機関相互の情報交換・知見共有を実施している。更に、これらの活動を通じて得られた様々な知見から「管理の連鎖」における認識ギャップを精査し、次のステップであるカナダ国内核鑑識プロジェクト（2016年に開始）に移行した。これらのプロジェクトはCNSCが主導し、関係官庁間の緊密なネットワークを構築している。

4. 抽出された課題

4.1 核鑑識ラボラトリと関係機関との連携

「管理の連鎖」を確保する観点から、捜査機関から受領した証拠試料を輸送中及び保管施設において保全するための確実な措置が核鑑識ラボラトリにおいて必須である。また、伝統的鑑識と核鑑識の双方の専門家間で証拠保全に関する知見を共有して認識ギャップを埋めるため、両者間の協力と連携を進めていくことが必要である。例えば、原子力の世界では、核物質・RIの試料収去のため布等で拭き取るスミアという方法が一般的であるが、これによって指紋が逸失するため伝統的鑑識では行ってはならないとされている。また、放射線被ばく量の増加とともに指紋やDNAの形状が変化し、証拠としての価値が損なわれることも起こり得る。

このように、証拠保全の観点から、行うべきこと、行ってはならないこと等について十分な認識を持つことが重要である。そのためには、例えば双方の専門家が合同で核物質・RIの分析を行うなど、情報の共有、演習・訓練の実施の総合計画が必要となろう。更に、初動対応等の現場における放射線障害の防止と核物質・RIの適正な取り扱いに関する情報共有も必要であり、そのためには、例えば現場で関係機関の担当者が参集して演習を行うことも有効であろう。

核鑑識ラボラトリについては、機能を集中させた中核的なラボラトリ構想のほか、ラボラトリ機能を数ヶ所に分散させネットワーク化するような構想も分析活動のスピードアップやリスク緩和など効率化の観点から一考に値するであろう。

4.2 核鑑識ライブラリの開発

一般的に民生用の核物質・RI については特許あるいは知的財産権がかけられている可能性があり、核鑑識ライブラリのためのデータ収集に支障となる可能性が高い。従って、核鑑識ラボラトリの分析結果との照合あるいは他国等からの照会に的確に対応するための工夫が必要である。前章に紹介した主要国の現状を踏まえ、以下の 3 通りの対応窓口(POC)を考えられよう。

i) 集約型

データの収集と管理を 1 ヶ所に集中させ、POC の機能もここに置くもので、カナダや欧州がこのタイプである。利点は集中管理することにより、責任の所在が明確になるとともに、データ照合の照会に迅速に対応できることが期待される。

ii) 分散型

対象となる核物質・RI を所有する事業者等がデータベースの整備とライブラリの構築を行い事業者毎に POC を指定するものである。核鑑識の所掌機関に対してデータ照合の要請があった場合、各 POC を通してデータ照合を行う。これにより、特許・知財の課題をクリアしつつ核鑑識ライブラリ機能を果たすことが期待できるもので、米国がこのタイプである。

iii) 代替型

核物質・RI に関する既存の情報管理システムあるいはデータベースを活用して核鑑識ライブラリを整備するもので、POC は事前に指定しておくものである。既存の法規に基づく事業者からの告知等の情報を有効利用することにより、新たにライブラリを構築する手間が省け、かつ国内の対象物質を網羅できることが期待される。我が国に適したタイプと考えられる。

以上のどのタイプにおいても、効果的かつ効率的なデータ収集及びデータ照合を迅速に行うためには、関連法規の整備と国際的な紹介に対応し得る的確なネットワークの構築が重要である。

4.3 人材育成

核鑑識ラボラトリの機能を強化する上で、高度な分析技術を有する人材のニーズは今後、高まってくるものと考えられる。現在、中心になって活動している世代が有する豊富な知識・技術を継承していくためにも、スキルを持った優秀な人材の育成は極めて重要であり、各国共通の課題として GICNT や ITWG の場においても指摘がなされている。核鑑識の対象となる核物質・RI は、国の広範な原子力活動を反映して多岐に渡るため、核鑑識ラボラトリの研究者のみならず製造工場等、現場の専門家の知見を採り入れることも重要と考えられることから、こうした広範な専門家も組み込めるような体制の構築も必要であろう。

また、継続的な人材育成を可能とするには、大学等の教育・研究機関との連携を密にしていくことも有効な方策と考えられよう。実際、米国では、核鑑識を含む核セキュリティの政策と技術をカリキュラムに採用している大学がいくつかあり、修士・博士課程において学位を授与する教育プログラムが確立されており、卒業後は、国立研究所や関係官庁に専門職として採用されるキャリアパスも開けている。

一方、大学における教育・研究との関係でしばしば指摘されることは成果の公開に関する懸念であり、核セキュリティの性格上、論文や学会発表に制限が設けられることもあり、自由な活動の支障となるのではないか、という点である。これについては双方の得失を上手にバランスさせる手立てを考えて連携強化を図っていくことが必要と考えられる。

4.4 多国間協力

前章で紹介した先行国に比し、国内の原子力活動が小規模の新興国では国際的な支援を必要としているケースが多い。例えば東南アジアでは、近隣諸国における事象やテロが発生した場合への対応の一環として各国で核鑑識能力の整備が進められているものの、総じて分析技術及び制度の両面において立ち遅れて

いる感が否めない。IAEA、ITWG、GICNT への演習・訓練を通じた国際協力のほか、ITU や米国等の支援プログラムによる分析能力の向上が図られているものの、更なるテコ入れが必要とされている。アジア原子力協力フォーラム（FNCA）等の枠組みで日本が積極的に協力して行くことが地域全体の核鑑識能力の底上げに貢献し、ひいては核テロ対策の強化につながるものと期待できる。

5. まとめ

核鑑識ラボラトリにおいて要求される「管理の連鎖」を確保する観点から、証拠試料の保全と関連機関との連携強化の重要性について議論した。また、核鑑識ライブラリの構築に当たって核物質・RI のデータ収集及び管理上の課題と POC の在り方について考察した。以上の諸点を国内対応計画に的確に位置づけ、核鑑識ラボラトリ及び関連機関とのインターフェイスを確立して両者の連携強化を図ることが期待される。更に、核鑑識能力と核検知能力の拡充によってテロへの対応能力を強化するとともに、今後懸念される複合的な CBRNe（化学、生物学、放射線、核物質、爆発物）事象への認識を高め、総合対応能力を構築していくことも必要となろう。

参考文献

[1] “Nuclear Forensics in Support of Investigations (Implementing Guide)”, IAEA Nuclear Security Series No.2-G (Rev.1), Austria, September 2015.
[2] “Radiological Crime Scene Management (Implementing Guide)”, IAEA Nuclear Security Series No.22-G, Austria, November 2014.
[3] “Application of Nuclear Forensics in Combating Illicit Trafficking of Nuclear and Other Radioactive Material”, IAEA TECDOC Series No.1730, Austria, January 2014.
[4] “Response to Events Involving the Inadvertent Movement or Illicit Trafficking of Radiological Materials”, IAEA TECDOC Series No.1313, Austria, September 2002.
[5] J. F. Wacker et al., Proposed Framework for National Nuclear Forensics Libraries and International Directions, PNNL-SA-70589 (2011).
[6] J. D. Borgardt and F. M.G. Wong, Galaxy Serpent: A Web-based Table Top Exercise Utilizing the Concept of Nuclear Forensics Libraries, J. Nuclear Materials Management Vol. XLII, No. 4 (2014) 4.

---

*Hiroshi Tamai, Yoshiki Kimura, Ayako Okubo, Nobuo Shinohara and Hirofumi Tomikawa

Integrated Support Center for Nuclear Nonproliferation and Nuclear Security, Japan Atomic Energy Agency

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

Thu. Sep 14, 2017 2:45 PM - 4:40 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 5:45 AM - 7:40 AM UTC | Room F C214 - C Block

[2F10-16] Thermal Hydraulics at Accidents

Chair:Yasuo Koizumi (JAEA)

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

[2F10] Experiments on Influences of Injecting Seawater and Boric Acid under Severe Accident Conditions

(7)Boiling concentration of sea water and blockage with precipitated salt in 5x5 bundle geometry

*Masahiro Furuya[1] (1. CRIEPI)

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

[2F11] Experiments on influences of injecting seawater and boric acid under severe accident conditions

(8)Characterization of salt deposit layer growth and cladding temperature of heated rod bundles

*miyuki akiba[1], akitoshi hotta[1], retsu kojo[1] (1. NRA)

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

[2F12] Evaluation of Fission Product Release during the NPP Severe Accident

(19)Improvement of Molybdenum Release Model in the SAMPSON Code

Ayumi Itoh[1], *Hidetoshi Karasawa[1], Marco Pellegrini[1], Masanori Naitoh[1] (1. Institute of Applied Energy)

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

[2F13] Evaluation of Fission Product Released during the NPP Sevier Acccident

(20)Evaluation of Cs Deposition Distribution in the Primary Circuit by Phebus FPT1 Test Analysis

*Hidetoshi Karasawa[1], Ayumi Itoh[1], Marco Pellegrini[1], Masanori Naitoh[1] (1. The Institute of Applied Energy)

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

[2F14] Study on the influence of internal structures of reactor containment vessel on density stratified layer erosion during a severe accident

*Satoshi Abe[1], Masahiro Ishigaki[1], Yasuteru Sibamoto[1], Taisuke Yonomoto[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

[2F15] The CIGMA facility experiment on containment vessel outer surface cooling

Effect of initial gas composition (2)

*Masahiro Ishigaki[1], Satoshi Abe[1], Yasuteru Sibamoto[1], Taisuke Yonomoto[1] (1. JAEA)

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

[2F16] Study on Air Ingress Phenomena during a Depressurization Accident of VHTR

(2)Discussion on Onset Time of Natural Circulation

*Tetsuaki Takeda[1] (1. University of Yamanashi)

4:30 PM - 4:40 PM JST | 7:30 AM - 7:40 AM UTC

Time reserved for Chair

軽水炉のシビアアクシデント下の海水・ホウ酸注入時の影響に関する試験
(7) 5×5 バンドル流路内での海水沸騰濃縮と析出塩による閉塞

Experiments on Influences of Injecting Seawater and Boric Acid under Severe Accident Conditions

(7) Boiling concentration of sea water and blockage with precipitated salt in 5x5 bundle geometry

*古谷 正裕[1]

[1]一般財団法人 電力中央研究所

BWR の 5×5 部分模擬燃料バンドル流路内で海水のプール沸騰試験を行った。最上部のスペーサ内で析出閉塞し、その下部がドライアウトして温度が上昇した。一方、上部はプール沸騰により冷却が継続した。

キーワード：海水, プール沸騰, 沸騰濃縮, 析出, 閉塞, BWR 燃料, 5×5 バンドル

1. 緒言 軽水炉の最終冷却源である海水が炉心に注入されるアクシデントマネジメント(AM)策において、流路閉塞や伝熱劣化の影響を把握することは重要である。前報までに BWR の炉心燃料を模擬した 5×5 部分バンドルヒータに、人工濃縮海水（第 3 報）又は人工海水とホウ酸水との混合溶液（第 4 報）を注入して沸騰濃縮試験を行い、X 線 CT 撮影によりプール沸騰濃縮による析出塩の三次元分布を取得し、スペーサ狭隘部や流動沸騰が塩析出に与える影響を把握した。第 5 報では析出量を系統的に予測するための解析手法を、第 6 報では解析に必要な海水及び混合溶液のプール沸騰時ボイド率の三次元分布を報告した。本報では沸騰を継続して発生する析出塩による閉塞と被覆管表面温度上昇について実験結果を述べる。

2. 実験装置及び方法 矩形チャンネルボックス内に BWR の炉心燃料を模擬した 5×5 部分バンドルヒータを挿入した。ヒータの有効発熱長は 3.7 m である。高さ 30 mm の丸セルスペーサを有効発熱部に 7 箇所設置した。人工海水は海水濃度の 2.5 倍の濃縮溶液とした。コラプスト液位は発熱部上端から 1.2 m 低い位置とした。熱流束は 3 kW/m^2 である。

3. 実験結果及び考察 Fig. 1 に沸騰濃縮試験中の 5×5 部分バンドル中央ヒータの表面温度を時間経過に対して示す。Fig. 1 右側に温度計測高さを対応するプロット色で示した。336 分後に第 1 スペーサ内で沸騰濃縮した析出塩による温度上昇が観測された。392 分後に同スペーサ内で完全閉塞して蒸気が蓄積し、同スペーサ以下の領域を上方から下方へとドライアウトさせた。一方、第 1 スペーサ上部は閉塞後もプール沸騰により冷却が継続した。

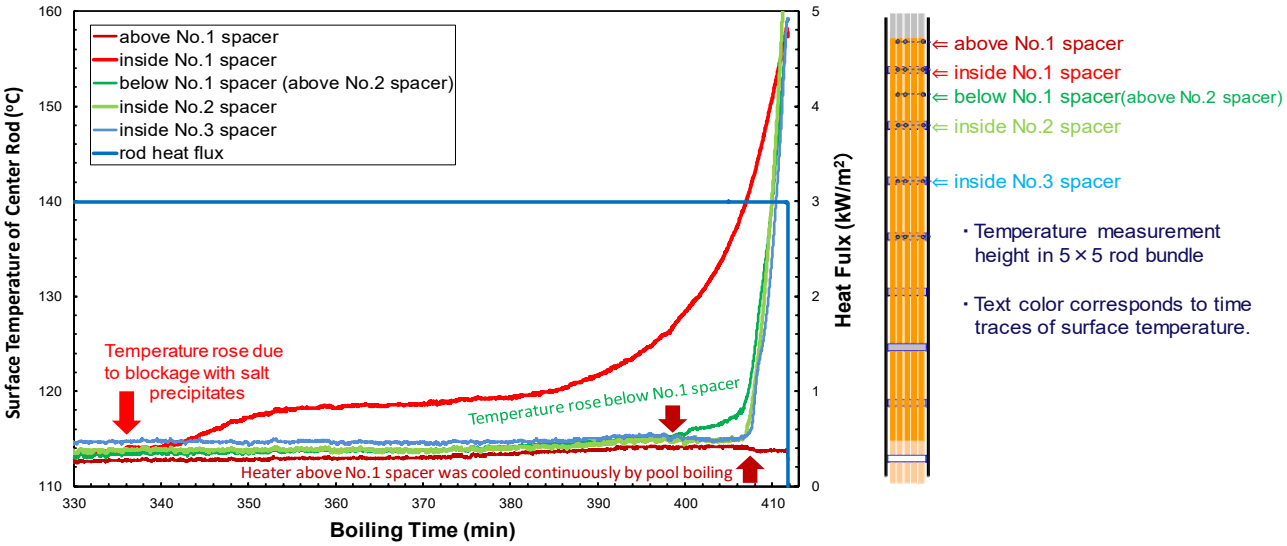


Fig. 1 Time Traces of Surface Temperature of Center Rod (Height Variation)

4. 結論 BWR 炉心燃料を模擬した 5×5 部分バンドルヒータを用いて海水沸騰濃縮・析出試験を行った。最上部のスペーサ内で析出塩により流路が閉塞し、その下部がドライアウトして温度が上昇した。一方、上部はプール沸騰により冷却が継続した。

---

*Masahiro Furuya[1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

本試験は平成 28 年度原子力施設等防災対策等委託費（海水及びホウ酸注入影響評価試験）事業の一部として行ったものである。

軽水炉のシビアアクシデント下の海水・ホウ酸注入時の影響に関する試験
(8) 燃料バンドルにおける塩析出成長と被覆管表面温度の挙動検討

Experiments on influences of injecting seawater and boric acid under severe accident conditions

(8) Characterization of salt deposit layer growth and cladding temperature of heated rod bundles

*秋葉　美幸，堀田　亮年，小城　烈

原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

軽水炉の重大事故等対処設備等で代替水源とされている海水注入について、燃料集合体における析出による伝熱劣化を予測するための手法構築検討を行った。短尺模擬燃料バンドルで得られたデータから析出挙動と被覆管温度挙動の関係について検討し、実機の伝熱劣化予測評価につなげるための手法を検討した。

キーワード：海水注入、塩析出、Ｘ線ＣＴ撮影、３次元評価、沸騰濃縮

1. はじめに　PWR 及び BWR の重大事故等対処設備等では、海水を代替水源として位置付けている。炉内、特に燃料集合体内では崩壊熱による塩析出で流路閉塞し伝熱劣化が発生する可能性がある。そのため、本研究では、伝熱劣化予測手法を検討している。本報告では、第 6 報までに報告した加熱長さ 1/7 の 5×5 短尺模擬燃料バンドル試験で得られた、析出分布の X 線 CT スキャナ画像データ及び被覆管温度挙動データを基に伝熱劣化の予測手法[1]を構築し、析出と被覆管温度挙動の相関について詳細検討を行った結果を報告する。加えて、本手法の実機への適用に向けた検討結果を報告する。

2. 伝熱劣化予測手法　本手法は事故時に比較的簡易に計算可能とすることを前提に作成し、伝熱劣化が発生した目標塩分濃度 60 wt%での X 線 CT 撮影による析出分布と被覆管温度履歴を用いた。加熱時間による塩分の過飽和度から析出量を算出し、撮影時刻の析出量に一致するように析出層の成長速度を調整した。また、被覆管表面温度は、沸騰熱伝達率（核沸騰及び蒸気単相の熱伝達率をボイド率で重みづけ）と析出層内の熱伝導を用いて算出した。析出層の熱伝導率は塩化ナトリウム単結晶の値 1.15 W/m/K を用いた。

3. 析出挙動と被覆管表面温度挙動の相関検討　上記手法の計算結果を用いて伝熱劣化発生の要因を検討した。図 1 に被覆管表面温度挙動と計算された模擬燃料ロッドギャップ閉塞の時間変化を示す。計測温度位置は最も高温になるセンターロッドの加熱上端(TAF)-20mm であり、ロッドギャップの計算値は温度計測と同じ位置である。図より、熱流束 3, 6, 9 kW/m^2 の 3 ケースとも、被覆管表面温度が急激に上昇し始める時刻は、ロッドギャップが閉塞する時刻にほぼ一致する。ロッドギャップが閉塞すると、析出層表面の流体との接触面積の減少に伴い除熱量が減少し、これ以降急激に被覆管表面温度が上昇すると考えられる。図 2 に被覆管表面温度の計算値を実験と比較して示す。若干低めではあるが、本手法ではロッドギャップ閉塞まではほぼ良好に予測できている。ただし、本手法では、析出層厚みをロッド平均としており、ロッドギャップ閉塞による析出層と流体との接触面積の減少を考慮しておらず、温度の急上昇は模擬できていない。今後改良の予定である。

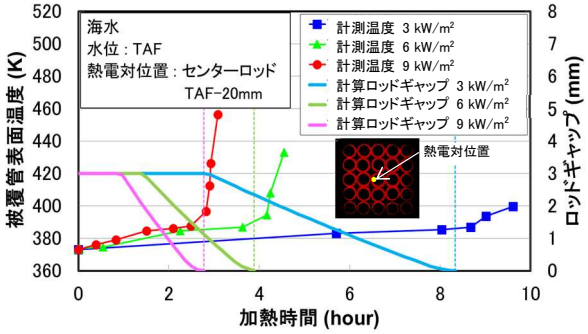


図 1 被覆管表面温度計測値とロッドギャップ計算結果の比較

4. 実機体系への拡張検討　実験では軸方向の析出が下流側の沸騰による液面の上下振動範囲に多く析出しており、流路閉塞もこの範囲で発生している。これは液面振動により加熱壁が濡れと乾きを繰り返しているためと考えられる。実機においてもこの現象は同様であると考えられることから、液面振動範囲を計算することにより、本手法を適用し、伝熱劣化を予測することは可能であると考えられる。ただし、第 7 報で報告された液面振動範囲にスペーサがある場合に関しては、別途それを考慮するモデルを組み入れる必要がある。

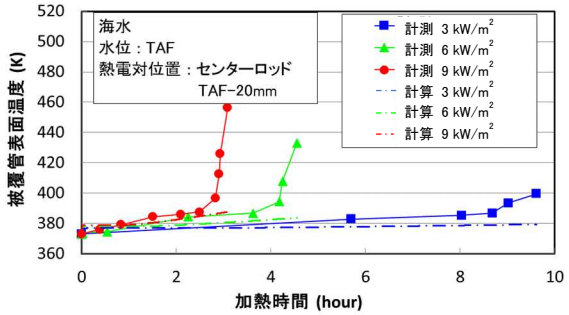


図 2 被覆管表面温度の計算結果と計測結果の比較

参考文献　[1] 秋葉ら，第5報 バンドル流路内における塩析出挙動の解析手法検討，原子力学会 2016 年春の年会

*Miyuki Akiba, Akitoshi Hotta, Retsu Kojo
S/NRA/R

原子炉過酷事故における放射性核分裂生成物放出挙動の評価
（19）SAMPSON コードにおけるモリブデン放出モデルの高度化

Evaluation of Fission Product Released during the NPP Sevier Accident
(19) Improvement of Molybdenum Release Model in the SAMPSON Code

*伊藤　あゆみ[1]，唐澤　英年[1]，ペレグリニ　マルコ[1]，内藤　正則[1]
[1]エネルギー総合工学研究所

SAMPSON コードの放射性核分裂生成物放出モジュール（FPRA）を改良し、燃料表面付近の雰囲気依存性が放出挙動に与える影響を考慮できるようにした。

キーワード：SAMPSON，モリブデン，セシウム，福島第一原子力発電所，放射性核分裂生成物

1. 緒言

揮発性 FP は結晶粒内を拡散して結晶粒界面の析出相に気泡を形成して気相へ放出される。従来の SAMPSON コードは、拡散速度が燃料温度と燃料内の酸素ポテンシャルの関数として与えられる Lewis モデル[1]を用いて、モリブデンの放出率を評価していた。しかし、モリブデンは Mo-Tc-Ru-Rh-Pd 合金中で安定した六方最密充填（HCP）相として析出することが報告されており[2-3]、放出挙動は燃料表面における析出相と雰囲気の蒸発反応によって律速されると考えられる。モリブデンは、炉内におけるセシウム化合物の化学形に影響を与えることから、モリブデンの放出率評価モデルを改良した。

2. モデル改良

析出相中のモリブデンが酸化されることによってモリブデン酸ガスが発生する反応が、燃料表面において化学平衡に達すると仮定して、モリブデン酸ガス蒸気圧を雰囲気中の酸素濃度と温度の関数としてモデル化した。蒸発反応に寄与する合金中のモリブデン活量は、HCP 相 Mo-Tc-Ru-Rh-Pd 合金中を仮定した熱力学的評価に基づいて、燃料温度域における平均活量を用いた。気相への放出質量流量は、蒸気圧と燃料表面における質量移動係数によって評価する。

3. 結論

モリブデンの放出挙動を、燃料固体中の拡散律速から燃料表面における蒸発律速とする改良を実施した。この改良により、水－ジルコニウム反応からの水素発生に伴う気相の酸素ポテンシャル変動の影響を反映させることが可能となった。しかし、燃料表面付近の酸素ポテンシャルという局所的な特性を、福島実機解析のスケールに適用することの不確かさについては、解析結果を解釈するにあたり考慮するべきである。

なお、本研究は経済産業省「平成 28 年度廃炉・汚染水対策事業費補助金（総合的な炉内状況把握の高度化）」の一部として実施した。

参考文献

[1] B.J.Lewis et al., “Modelling the release behaviour of cesium during severe fuel degradation”, J.Nucl.Mater., 227(1996)83-109.

[2] H.Kleykamp, “The chemical state of the fission products in oxide fuels”, J.Nucl.Mater., 131(1985)221-246.

[3] Y.Ohishi et al, “Thermodynamic equilibrium calculations on the oxidation behavior of the Mo-Ru-Rh-Pd alloys”, 日本原子力学会和文論文誌, vol.11(2012)30-36.

*Ayumim Itoh[1], Hidetoshi Karasawa[1], Marco Pellegrini[1] and Masanori Naitoh[1] , [1]The Institute of Applied Energy.

原子力過酷事故における放射性核分裂生成物放出挙動の評価
（20）Phebus-FPT1 試験解析による一次系内 Cs 沈着分布の評価

Evaluation of Fission Product Released during the NPP Sevier Accident

(20) Evaluation of Cs Deposition Distribution in the Primary Circuit by Phebus FPT1 Test Analyses

*唐澤英年[1]，伊藤　あゆみ[1]，ペレグリニ　マルコ[1]，内藤　正則[1]

[1]エネルギー総合工学研究所

SAMPSON コードを用いて Phebus-FPT1 試験での一次系における Cs 沈着分布を評価した。今回は、Cs と Mo の沈着分布を比較し、Cs の沈着・移行に及ぼす Cs 化学形と Mo の影響を調べた。

キーワード：Cs 沈着分布、Phebus-FPT1 試験、SAMPSON コード

1. 緒言

Phebus-FP 試験では、1/1000 スケールの PWR 模擬試験装置を用い、炉心から格納容器に至る FP の移行・沈着過程を調べた[1)]。先回は、Cs の化合物として CsOH の他に Cs_2MoO_4 を考慮することにより、Cs の沈着量の妥当性を確認した。今回は、試験で観測された沈着した Cs_2MoO_4 からの CsOH の生成過程に関し、モデル化の必要性を検討した。

2. 試験解析

2-1. 解析条件

FP の移行・沈着を計算する FPTA モジュールを用い、ガス流量、ガス温度、壁温度、燃料からの FP 放出量を入力とした。

2-2. 解析結果

核種毎の沈着挙動の解析結果を、表 1 に示す。燃料から放出された FP 核種は、ガス温度降下に伴いエアロゾルとなり、主にガスと壁との温度差の大きい上部プレナムと蒸気発生器上流に熱泳動により、そして曲管部では慣性により沈着した。また、Cs の一部は CsOH となり、CsOH は蒸気発生器に入るまでは蒸気として凝縮し、蒸気発生器ではエアロゾルとして熱泳動により沈着した。なお、表中の通過割合は蒸気発生器下流における試験結果で、解析結果のエアロゾル割合に相当する。

表 1 核種毎の沈着挙動

核種	ｴｱﾛｿﾞﾙ	壁沈着	床沈着	通過割合
Cs-137	40.31	44.08	0.02	43.80
I-131	62.58	24.38	0.01	64.10
Te-129m	5.94	75.91	1.00	52.50
Mo	28.36	27.72	0.00	23.00
Ba-140	0.00	0.01	0.00	0.65
Ru-103	0.00	0.01	0.00	0.50

*数値は初期インベントリーに対する割合(%)

上部プレナムに沈着した Cs_2MoO_4 は、水蒸気と反応して CsOH を放出することが Phebus 試験で確認されている。また、Phebus では壁材がインコネルのため CsOH の化学吸着は観測されなかったが、1F 解析では SUS 製のセパレータやドライヤーへの化学吸着を考慮する必要がある。これら事象の重要性について、定量評価結果を紹介する。

なお、本研究は経済産業省「平成 28 年度廃炉・汚染水対策事業費補助金（総合的な炉内状況把握の高度化）」の一部として実施した。

参考文献

[1] B. Clement and R. Zeyen, Annals of Nuclear Energy, 61, 4-10(2013).

---

*Hidetoshi Karasawa[1], Ayumim Itoh[1], Marco Pellegrini[1] , and Masanori Naitoh[1]

[1]The Institute of Applied Energy..

シビアアクシデント時における原子炉格納容器内部構造物の密度成層侵食・崩壊に与える影響に関する研究

Study on the influence of internal structures of reactor containment vessel on density stratified layer erosion during a severe accident

*安部　諭[1]，石垣　将宏[1]，柴本　泰照[1]，与能本　泰介[1]
[1]日本原子力研究開発機構

原子力機構では、シビアアクシデント時の格納容器内熱水力挙動の詳細把握を目指して、ROSA-SA プロジェクトを進めている。本プロジェクトの一つとして、格納容器内水素リスクに着目した小型可視化実験装置 VIMES による多成分気体の密度成層侵食・崩壊実験を行っている。本報告では、流れを妨げるような内部構造物が、成層侵食・崩壊に与える影響について報告する。

キーワード：シビアアクシデント，原子炉格納容器，密度成層，内部構造物

1. 緒言

シビアアクシデント時には、水-ジルコニウム反応等で発生した水素による爆発が生じ、原子炉格納容器等の健全性が脅かされる可能性がある。原子力機構で進めている ROSA-SA プロジェクトでは、格納容器内での各種気体の挙動や分布を把握し、水素リスクに関する現象的理解の向上を目指して、小型密度成層挙動可視化装置 VIMES による実験を行っている[1]。本報告では、VIMES 内に設置したグレーチング型内部構造物が、多成分気体で形成された密度成層の侵食・崩壊挙動に与える影響について報告する。

2. VIMES 装置と内部構造物

本装置は 1.5(L)×1.5(W)×1.8(H) m の小型直方体容器で、3 つのノズルから任意の流量の空気およびヘリウムを容器内に噴入することで、さまざまな強さの成層や噴流を形成することができる(図 1)。本検討では図 1 に示すような密度成層を初期状態として形成し、下方の鉛直ノズルから平均 4.7 m/s で空気を上向きに放出して、成層侵食・崩壊実験を行った。容器内に設置したグリッド型構造物関して、開口率 75.2%のものを容器底部から 0.6 m の高さに設置した。計測は Particle Image Velocimetry(PIV)測定、気体の組成分布についてはローテーションバルブ付四重極質量分析計(QMS)を用いて、多点計測を実施した。

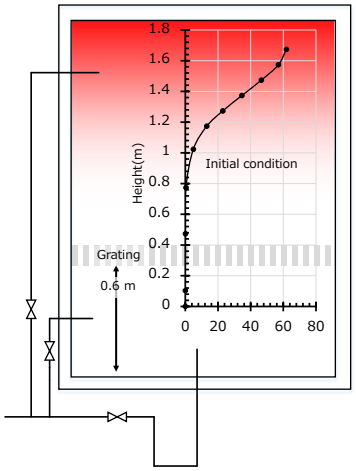


図 1 VIMES 装置

3. 結果

図 2 に PIV 測定で得られた鉛直ジェットの成層貫入付近での平均速度ベクトルを示す。両者とも、中心部での上向きの噴流とその両端での下降流が確認できた。しかし、グレーチング型構造物を設置した場合は、水平方向の拡がりが抑制された。その結果、構造物がある場合は、密度成層の崩壊・浸食速度が小さくなった(図 3)。これは、成層へ貫入するジェットの拡がり幅が、グレーチングの整流効果により小さくなったことで、噴流の成層内への突入で生じる乱流混合領域が小さくなったためと考えられる。

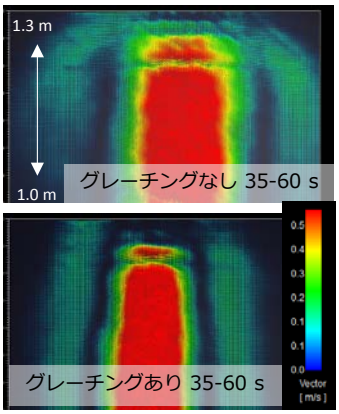


図 2 成層化部の速度分布

4. 結論

内部構造物を有する小型容器内での、鉛直ジェットによる密度成層侵食・崩壊に関する可視化実験を行い、グレーチング型構造物は成層浸食速度に影響することが確認できた。今後は、グレーチングの配置高さや開口面積などをパラメータとして調査を進める。

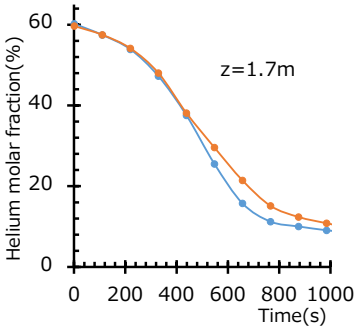


図 3 容器上部の He 濃度変化

参考文献

[1] S. Abe et al., Nuclear Engineering and Design, Volume 303, 2016, Pages 203-213

本研究成果は、原子力規制委員会からの受託事業「平成 29 年度 原子力施設等防災対策等委託費（軽水炉のシビアアクシデント時格納容器熱流動調査」の一部として得られた。

*Satoshi Abe[1], Masahiro Ishigaki[1], Yasuteru Sibamoto[1], Taisuke Yonomoto[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

格納容器外面冷却に関する CIGMA 実験　初期ガス組成の影響（2）

The CIGMA Facility Experiment on Containment Vessel Outer Surface Cooling
Effect of Initial Gas Composition (2)

*石垣　将宏[1]，安部　諭[1]，柴本　泰照[1]，与能本　泰介[1]
[1]原子力機構

シビアアクシデント時の格納容器内における熱水力挙動を検討するため，原子力機構では大型格納容器実験装置 CIGMA を用いた実験を行っている。本発表では，ヘリウムガスの局在化に注目し，初期成層内のヘリウム濃度を変化させた場合の容器外面冷却時熱水力挙動について報告する。

キーワード：格納容器，CIGMA，外面冷却，ROSA-SA

1. はじめに　シビアアクシデント時の格納容器内蒸気凝縮挙動は，ガス温度及び濃度の空間分布や減圧挙動に強く影響することから，格納容器健全性に関連する重要な現象と認識されており，これまでに様々な実験的・解析的研究がなされている。これに関連して原子力機構では，大型格納容器実験装置 CIGMA を用いた研究を実施している。本発表では格納容器外面冷却実験における初期成層内のヘリウム（He）濃度を変化させた場合の熱水力挙動について報告する。

2. 実験内容　CIGMA 装置は直径 2.5m，高さ 11m の円筒形の試験容器を持ち，容器内部の気体温度，濃度，流速分布を計測できる。また冷却系として内部スプレイ及び外面冷却系を備える。既報[1]で，蒸気・空気が容器内にほぼ均質に分布し，上部に高濃度の He が成層化した条件で，容器頂部を外面冷却した際の結果(CC-PL-10)について報告した。本研究では，初期の上部成層の He 濃度を変化させ，それ以外の実験条件については CC-PL-10 と同様とした実験 CC-PL-13G, CC-PL-14 を実施した。パラメータである上部成層の He 濃度は CC-PL-10, 13G, 14 でそれぞれ 13%, 15%, 25%（成層内非凝縮ガス中の He の割合はそれぞれ 44%, 52%, 77%）であった。以下 CC-PL-10, 13G, 14 をケース A, B, C と表記する。

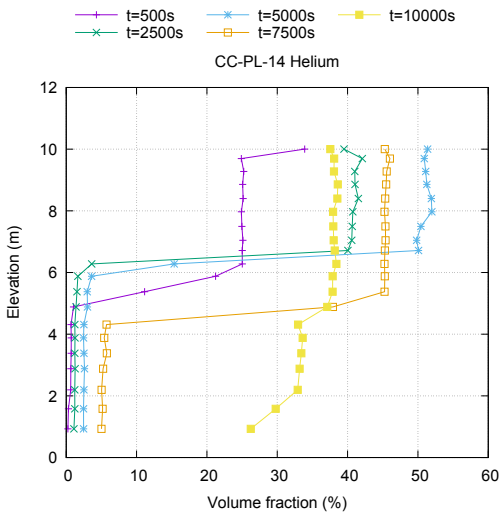


図 1. CC-PL-14 の He 濃度の鉛直分布

3. 実験結果　容器頂部での蒸気凝縮により，ケース A, B, C で上部の成層内での He 濃度の増加が見られた。それぞれ成層内における He 濃度は最大で約 18%, 25%, 50%まで増加したが，どのケースにおいても最終的に上部の密度成層は崩壊し，容器内ガス濃度は一様となった。成層が崩壊するまでの時間は成層内 He 濃度に依存しており，ケース A では冷却開始から約 2000 秒で崩壊したが，ケース C では約 10000 秒で成層が崩壊した。上部成層が長時間維持されたことから，長時間にわたり自然循環は上部の成層内のみで局所的に生じていたと考えられる。図 1 にケース C での冷却開始後の He 濃度の鉛直分布を示す。ケース C では，他のケースでは見られなかった，冷却開始初期（冷却開始から約 500 秒から約 2000 秒まで）の頂部近傍の狭い領域での He 濃度の上昇が見られた。この頂部近傍における高濃度の He 層により，伝熱効率が低下したと考えられる。講演では，比較結果の詳細や He の局在化の影響等について発表する予定である。

参考文献　[1]　柴本ら，日本原子力学会 2017 年春の大会，2K08

本研究は，原子力規制委員会原子力規制庁より受託した「平成 29 年度原子力施設等防災対策等委託費（軽水炉のシビアアクシデント時格納容器熱流動調査）事業」の一部として実施した。

*Masahiro Ishigaki[1], Satoshi Abe[1], Yasuteru Sibamoto[1] and Taisuke Yonomoto[1], [1]Japan Atomic Energy Agency

超高温ガス炉減圧事故時の空気浸入挙動の研究
（2）自然循環流発生時刻の考察

Study on Air Ingress Phenomena during a Depressurization Accident of VHTR
(2) Discussion on Onset Time of Natural Circulation

*武田 哲明[1]
[1]山梨大大学院

第四世代原子炉の一つである超高温ガス炉の減圧事故時には，配管破断により空気が浸入する場合を想定しなければならないが，事故後直ちに空気が浸入する可能性は低いとされているが，圧力容器内外の状態に依存して大量の空気が浸入する可能性がある自然循環流の発生時間について考察した．

キーワード：VHTR，減圧事故，空気浸入，多成分気体混合，自然対流，分子拡散

1. 緒言

超高温ガス炉の原子炉設計を行う際に想定事象の一つである一次冷却系主配管破断時の空気浸入事象においては原子炉内の高温高圧のヘリウムガスが格納容器内に破断口から噴出し，原子炉内外の圧力が均圧した後，多成分気体の分子拡散と局所的な自然対流及び原子炉内を一巡する混合気体の自然循環流，あるいは不安定密度成層下での密度置換流など，密度の異なる気体の複雑な混合現象が生じる．今後の超高温ガス炉の安全設計に関して，これらの現象が重畳する場合の空気浸入過程を明らかにしておくことは，設計上の安全裕度を確定する上でも重要である．

2. 破断口位置及び炉内構造物による現象の考察

JAEA が所有する高温工学試験研究炉（HTTR）に代表されるような原子炉の下部に一次冷却系配管が位置する場合に配管が破断すると，一般的には破断口上部の炉内には密度の小さい気体が，破断口下部には密度の大きい空気とヘリウムの混合気体が存在するため，炉内外が均圧後，直ちに混合気体が浸入する可能性は低い. この場合, 炉内の流路構成は逆 U 字型流路となるが, 単純な流路の場合，高温側が並列流路の場合，局所的に自然対流が発生している場合については，実験及び数値解析を行い，黒鉛が酸化する場合についても同様に考察してきた[1-7]．例えば，炉心内に温度の異なる流路が存在する場合の空気浸入事象として，全体として逆 U 字型を構成する流路を用いて，加熱側は 3 本の鉛直円管流路，冷却側には 1 本の鉛直流路を用いて，3 本の温度が等しい場合，2 本の温度が等しい場合，全て温度が異なる場合に対して，配管破断後直ちに鉛直流路間で密度の小さい成分気体の自然循環流が発生し，流路下部から密度の大きい成分気体が分子拡散により移動する場合において，図 1 に示すように配管破断後の自然循環流が発生する時間について報告してきた．ここでは，超高温ガス炉の減圧事故時における炉内への空気浸入挙動をこれまでの実験研究から考察し，自然循環流の発生時刻の考察結果を報告する．本研究は JSPS 科研費 JP16K14535 の助成を受けたものである．

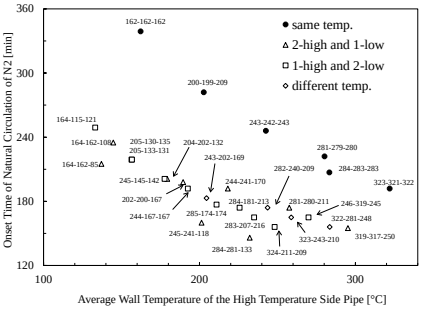


図 1 自然循環流の発生時間

参考文献 [1] T. Takeda and M. Hishida, *Nucl. Eng. Des.*, **135**, 341 (1992), [2] *Int. J. of Heat and Mass Transfer*, **39**, 527 (1996), [3] *Nucl. Eng. Des.*, **200**, 251 (2000), [4] T. Takeda, et al., *Nucl. Eng. Des.*, **240**, 2443 (2010), [5] *Nucl. Eng. Des.*, **271**, 417 (2014), [6] *Nucl. Eng. Des.*, **306**, 108 (2016), [7] Proc. of HTR 2016-18632

*Tetsuaki Takeda[1]
[1]University of Yamanashi

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

Thu. Sep 14, 2017 4:40 PM - 6:30 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 7:40 AM - 9:30 AM UTC | Room F C214 - C Block

[2F17-23] Filter and Scrubbing 1

Chair:Hide Okada (IAE)

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

[2F17] Development of a high efficiency multi-nuclide aerosol filters for radiation protection during a process of cutting core

(4)Investigation of Raduation Protection Technology based on the capture test

*Tadashi Narabayashi[1], Akinori Ishii[1], Yuta Watanabe[1], Go Chiba[1], Yasunori Yamamoto[1], Masanobu Sato[2], Takao Masuda[1] (1. Hokkaido Univ., 2. Tohoku Univ.)

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

[2F18] Depelopment of a high efficiency muiti-nuclide aerosol filters for radiation protection during a process of cutting core

(5)Improvement of Decontamination Factor by using steam injection

*Yuta Watanabe[1], Tadashi Narabayashi[1], Akinori Ishii[1], Yasunori Yamamoto[1], Go Chiba[1], Takao Masuda[1], Masanobu Sato[2] (1. Hokkaido University, 2. Tohoku University)

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

[2F19] Development of a high efficiency multi-nuclide aerosol filters for radiation protection during a process of cutting core

(6)Measurement of Iodomethane diffusivity within MFI and FAU type Zeolite

*Noriki Hayakawa[1], Yuta Nakasaka[2], Yuta Ishizu[3], Takuya Yoshikawa[2], Takao Masuda[2] (1. Hokkaido University Graduate School of Chemical Sciences and Engineering, 2. Hokkaido University Graduate School of Engineering , 3. Hokkaido University Faculty of Engineering)

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

[2F20] Development of a High Efficiency Multi-nuclide Aerosol Filters for Radiation Protection during a Process of Cutting Core

(7)Evaluation of Sorption Performance of Methyl Iodine by Silver doped Zeolite under Steam Environment

*Daisuke Akiyama[1], Yutaka Masaki[1], Nobuaki Sato[1], Akira Kirishima[1], Tadashi Narabayashi[2] (1. Tohoku univ., 2. Hokkaido univ.)

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

[2F21] Development of a high efficiency multi-nuclide aerosol filters for radiation protection during a process of cutting core

(8)Development of a simple tool to estimate radioactivity trapped by filter element

*Go Chiba[1], Akinori Ishii[1], Tamotsu Kozaki[1], Tadashi Narabayashi[1], Nobuaki Sato[2] (1. Hokkaido university, 2. Tohoku university)

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

[2F22] Development of a high efficiency multi-nuclide aerosol filters for radiation protection during a process of cutting core

(9)Estimation of radioactivity of short half-lived fission product nuclides trapped by filter element

*Akinori Ishii[1], Go Chiba[1], Tamotsu Kozaki[1], Tadashi Narabayashi[1], Yasunori Yamamoto[1] (1. Hokkaido Univ.)

6:10 PM - 6:25 PM JST | 9:10 AM - 9:25 AM UTC

[2F23] Development of Evaluation Method for Decontamination Performance of Venturi Scrubber Based on Mechanistic Two-phase Flow Model

(1)Understanding of Two-phase Flow behavior by Water-air and Water-vapor Visualization Experiments

*Shinichiro Uesawa[1], Naoki Horiguchi[1], Takayuki Suzuki[1], Mitsuhiko Shibata[1], Hiroyuki Yoshida[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

6:25 PM - 6:30 PM JST | 9:25 AM - 9:30 AM UTC

Time reserved for Chair

多核種高除染性空気浄化システム開発による作業被曝低減化研究
(4)吸着実験に基づく被曝低減技術の基本コンセプトの検討

Development of a high efficiency multi-nuclide aerosol filters for radiation protection during a process of cutting core
(4) Investigation of Radiation Protection Technology based on the Capture Test

*奈良林直[1]，石井亮憲[1]，渡邊優太[1]，千葉豪[1]，佐藤修彰[2]，増田隆夫[1]
[1]北海道大学，[2]東北大学

抄録：福島第一原子力発電所の原子炉建屋や格納容器内の汚染は深刻で，廃炉作業を実施するためには，作業者の被曝低減や敷地外の放射性物質の漏洩防止が必要で、このための基本コンセプトをまとめた。

キーワード：廃炉作業、福島第一原子力発電所、多核種、空気除染システム、作業被曝低減

1.緒言　福島第一原子力発電所の廃炉においては、原子炉建屋や格納容器内の汚染は深刻で、廃炉作業を実施するためには、作業者の被曝低減と敷地外の放射性物質の漏洩防止を徹底しなくてはならない。本報では、吸着実験に基づく基本コンセプトの検討を実施した。

2.基本コンセプトの検討　図１は空気浄化システムの基本コンセプトである。スクラビングノズルを用いた湿式フィルターに続いて乾式のメタルファイバーフィルターを設置し、更に最終段に銀ゼオライトのヨウ素フィルターを設けている。ヨウ素フィルターは、廃炉作業をすすめる上で溶融していないペレット中に含まれる半減期 1600 万年のヨウ素 129 が炉内にまだ 2kg 近くあると考えられるためである。

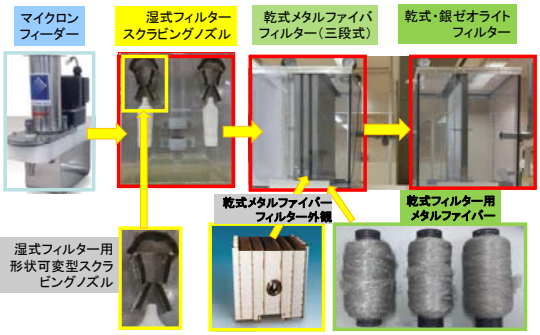


図１空気浄化システムの基本コンセプト

3.メタルファイバー試験結果による基本コンセプトの見直し
メタルファイバーを用いた吸着試験ででは、図２に示すように 0.5μm 以下の微粒子の吸着性能（除染係数 DF）が良くない。粒子径が小さい場合、投入粒子 100g に対してその質量は 0.1g 以下で非常に少ないが、内部被曝を防ぐためにも、吸着性能を上げることにした。図３に加湿装置を追加した空気浄化システムを示す。これは蒸気加湿により粒子を凝集させて大粒化するコンセプトである。

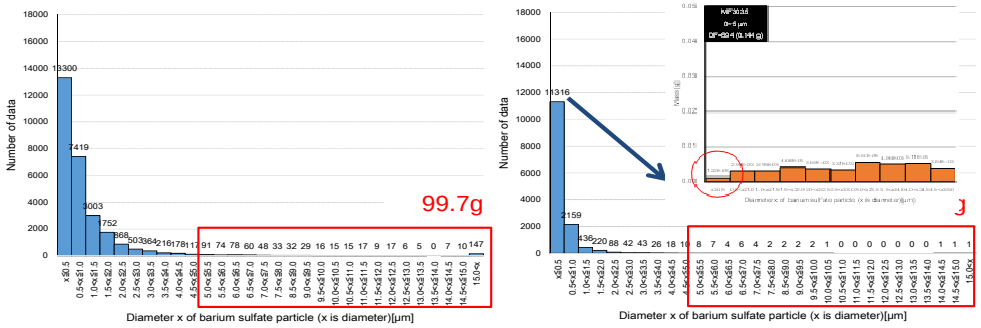


図２吸着実験結果（フィルター通過前後の $BaSO_4$ 粒子径分布の比較）

４.フィルターの高性能化　ファイバー径をより細かくして、メタルファイバーフィルターの吸着性能を更に向上させることも検討している。これらのフィルターを多層構造として、フィルターの高性能化を推進する。

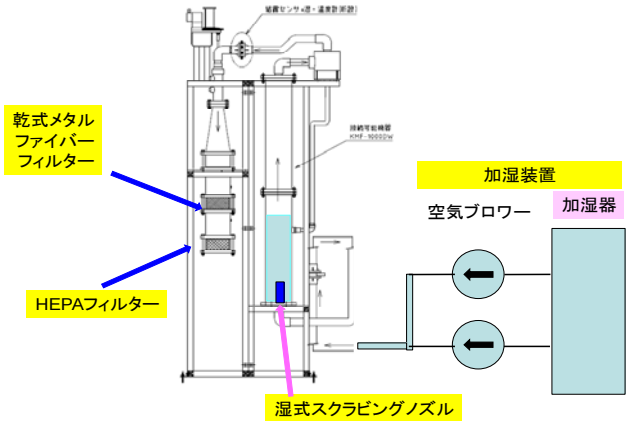


図３蒸気加湿凝集装置付空気浄化システム

5.結言　廃炉作業を実施するためには、作業者の被曝低減と敷地外の放射性物質の漏洩防止を徹底しなくてはならない。吸着実験結果では 0.5μm 以下の微粒子の吸着性能を上がるために、蒸気加湿凝集装置付き空気浄化システムの基本コンセプトをまとめた。

謝辞：本研究は、文部科学省の英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業による委託業務、平成 28 年度「多核種高除染性空気浄化システム開発による作業被曝低減化研究」の一部として実施した。

参考文献　[1] 奈良林ら、2016 春の年会 1D20.　[2]秋山ら、2016 春の年会 1D21 、[3]奈良林ら、2017 春の年会 1K07

---

*Tadashi Narabayashi[1], Akinori Ishii[1], Yuta Watanabe[1],Go Chiba[1], Nobuaki Sato[2], Takao Mmasuda[1]
[1]Hokkaido Univ., [2]Tohoku Univ.

多核種高除染性空気浄化システム開発による作業被曝低減化研究
(5)蒸気凝集装置による吸着試験結果

Development of a high efficiency multi-nuclide aerosol filters for radiation protection during a process of cutting core
(5) Improvement of capture efficiency by using steam injection

*渡邊優太[1], 石井亮憲[1], 奈良林直[1], 千葉豪[1], 佐藤修彰[2], 増田隆夫[1]
[1]北海道大学, [2]東北大学

抄録：福島第一原子力発電所の廃炉作業を実施するための多核種高除染性空気浄化システムの高性能化を推進するため、蒸気加湿凝集装置を追加して、粒子の大粒化を図り、吸着性能を向上させた。

キーワード：廃炉作業、福島第一原子力発電所、多核種、空気除染システム、作業被曝低減

1.緒言　多核種高除染性空気浄化システムの高性能化を推進するため、蒸気加湿凝集装置を追加して、蒸気凝集による微粒子の大粒化を図り、吸着性能を向上させる。

2.実験装置　図１に蒸気加湿凝集装置付空気浄化実験装置を示す。スクラビングノズルを用いた湿式フィルターの下流に乾式のメタルファイバーフィルターを設けている。ヨウ素フィルターは、別途東北大学で試験を行っている。数十 nm のヒュームをフィルター捕捉するために、図 1 に示すように、霧上のミストや蒸気を注入して、湿度を上げるヒュームの凝集装置を追加した。

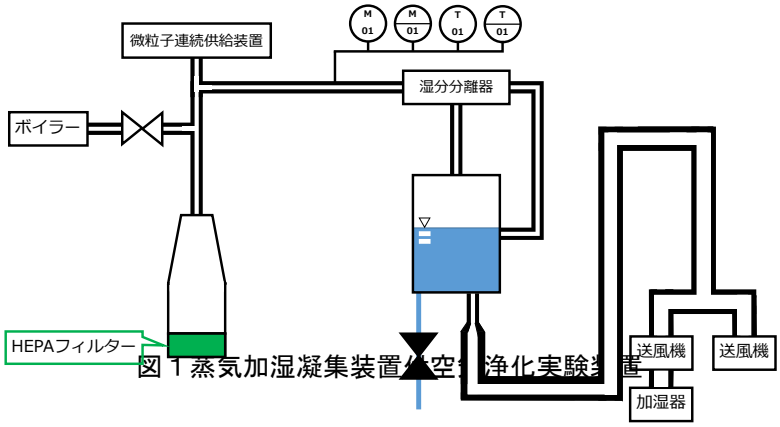
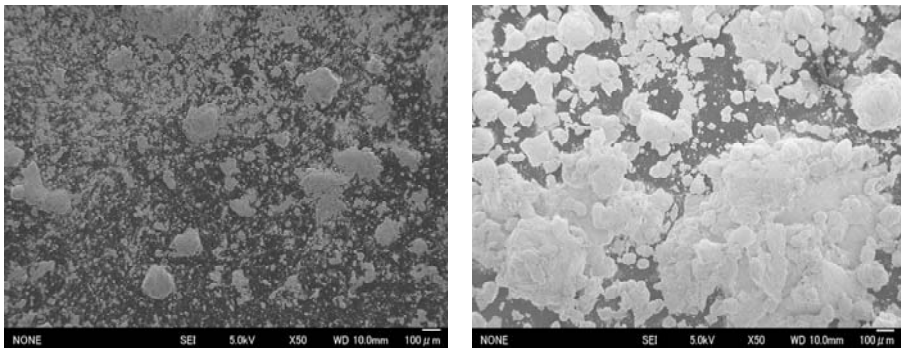


図１蒸気加湿凝集装置付空気浄化実験装置

3.蒸気凝集試験結果
試験結果の SEM 画像を図 2 に示すが、蒸気凝縮に伴う数十 nm の粒子が凝集して、大粒径化している様子が確認できた。ヒュームを除去することが可能であることが確認できた。
また、図３に示すように、湿度も十分に高くして安定した特性を確認した。



(a) 蒸気凝集なし　　(b) 蒸気凝集あり

図２吸着実験結果（フィルター通過前後の $BaSO_4$ 粒子径分布の比較）

４.フィルターの高性能化
ファイバー径をより細かくして、メタルファイバーフィルターの吸着性能を更に向上させている。

5.結言　廃炉作業を実施するためには、作業者の被曝低減と敷地外の放射性物質の漏洩防止を徹底しなくてはならない。吸着実験結果では 0.5μm 以下の微粒子の吸着性能を上がるために、蒸気加湿凝集装置付き空気浄化システムの試験を実施し、模擬粒子である硫酸バリウムの蒸気凝集効果を確認した。

謝辞：本研究は、文部科学省の英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業による委託業務平成 28 年度「多核種高除染性空気浄化システム開発による作業被曝低減化研究」の一部として実施した。

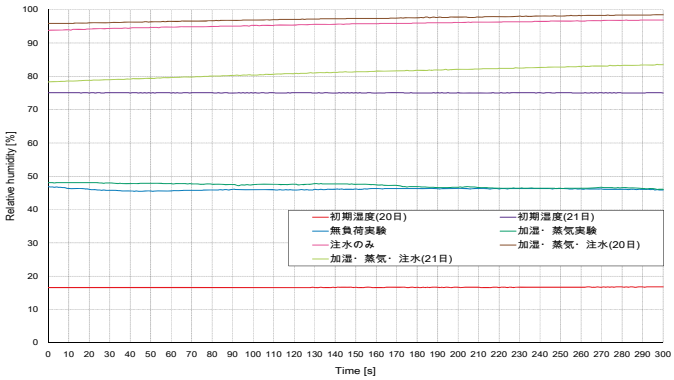


図３実験装置各部の湿度の測定結果

参考文献　[1] 奈良林ら、2016 春の年会 1D20.　[2]秋山ら、2016 春の年会 1D21 、[3]奈良林ら、2017 春の年会 1K07

* Yuta Watanabe[1], Tadashi Narabayashi[1], Akinori Ishii[1], Go Chiba[1], Nobuaki Sato[2], Takao Mmasuda[1]
[1]Hokkaido Univ., [2]Tohoku Univ.

多核種高除染性空気浄化システム開発による作業被曝低減化研究

(6)MFI 型ゼオライトおよび FAU 型ゼオライトの結晶内拡散係数測定

Development of a high efficiency multi-nuclide aerosol filters for radiation protection during a process of cutting core

(6)Measurement of Iodomethane diffusivity within MFI and FAU type Zeolite

*早川　矩生[1]，中坂　佑太[1]，石津　佑太[1]，吉川　琢也[1]，増田　隆夫[1]

[1]北海道大学

MFI型およびFAU型ゼオライトを用い，これらゼオライト結晶内におけるヨウ化メチルの拡散係数測定を行った．結晶内拡散係数はFAU型ゼオライトよりMFI型ゼオライトの方が高い値を示した．よって，拡散速度の観点からはヨウ化メチルの吸着剤には，MFI 型ゼオライトが有利であることが示唆された．

キーワード：ヨウ化メチル，結晶内拡散係数，MFI 型ゼオライト，FAU 型ゼオライト

1. 緒言

廃炉を実施する際には，作業環境中のヨウ化メチルの除去が必須であり，吸着剤としてゼオライトの利用が期待されている．ゼオライトが有する吸着サイトのほとんどが，ゼオライトの細孔表面に存在するため，ヨウ化メチルはゼオライト細孔内を拡散し，吸着する．よって，合理的なゼオライト設計を行う上で拡散の情報は重要である．本研究では，MFI 型および FAU 型ゼオライト結晶内におけるヨウ化メチルの気相拡散係数を測定し，結晶構造および酸量の違いが吸着量や拡散係数に及ぼす影響を検討した．

2. 実験方法

MFI 型(Si/Al=100)および FAU 型ゼオライト(Si/Al=1.7)を用いた．試料の結晶性，細孔特性，結晶サイズはそれぞれ XRD，窒素吸着測定，FE-SEM により評価した．結晶内拡散係数は定容法[1)]により，100~150℃，1.5 kPa 以下で測定した．ヨウ化メチルの吸着量の経時変化および拡散方程式の級数解を用いることで結晶内拡散係数を算出した．　さらに，得られた結晶内拡散係数に分配係数を乗じることで有効拡散係数を求めた．

3. 結果と考察

Fig.1 に各試料におけるヨウ化メチルの吸着量を示す．MFI 型ゼオライトのヨウ化メチル吸着量は FAU 型ゼオライトに比べ高い値を示した．Fig.2 に各試料におけるヨウ化メチルの結晶内および有効拡散係数のアレニウスプロットを示す．MFI 型ゼオライトのヨウ化メチルの結晶内拡散係数は FAU 型ゼオライトに比べ高い値を示した．FAU 型ゼオライトの酸量は MFI 型ゼオライトよりも多いため，外表面および外表面近傍の細孔内に吸着したヨウ化メチルによって，他のヨウ化メチル分子の拡散が阻害されたためと考えられる．

一方，各試料におけるヨウ化メチルの有効拡散係数は温度に依らずほぼ一定の値であり，MFI 型ゼオライトの有効拡散係数は FAU 型ゼオライトと比較して高い値であった．

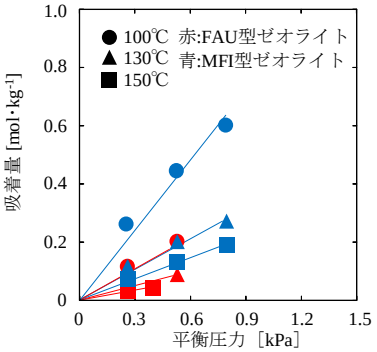


Fig.1 ヨウ化メチルの吸着等温線

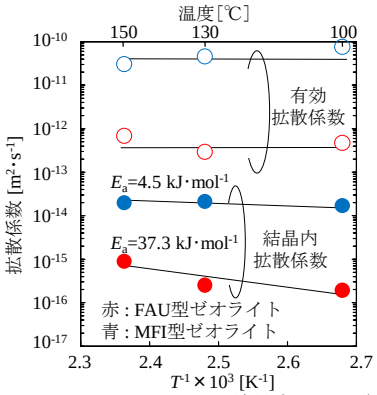


Fig.2 ヨウ化メチルの結晶内および有効拡散係数のアレニウスプロット

4. 謝辞

本研究は，文部科学省の英知を結集した原子力科学技術･人材育成推進事業による委託業務平成 28 年度「多核種高除染性空気浄化システム開発による作業被曝低減化研究」の一部として実施した．

参考文献

1) T. Masuda, *J.Jpn. Petrol. Inst.*, **46**(2003) 281

---

*Noriki Hayakawa[1], Yuta Nakasaka[1], Yuta Ishizu[1], Takuya Yoshikawa[1] and Takao Masuda[1]

[1]Hokkaido Univ.

多核種高除染性空気浄化システム開発による作業被曝低減化研究
(7) 水分共存下における銀ゼオライトによるヨウ化メチルの吸着性能評価

Development of a High Efficiency Multi-Nuclide Aerosol Filters for Radiation Protection during a Process of Cutting Core Debris.

(7) Evaluation of Sorption Performance of Methyl Iodine by Silver doped Zeolite under Steam Environment

*秋山　大輔[1]，正木　優[1]，佐藤　修彰[1]，桐島　陽[1]，奈良林　直[2]

[1]東北大学，[2]北海道大学

銀ゼオライトを用いたヨウ化メチル吸着実験を水分共存下における吸着性能の変化について評価した。また、銀ゼオライトに吸着したヨウ素の安定性について TG–DTA を用いることで、銀ゼオライトに対するヨウ化メチルの吸着性能について総合的に評価した。

キーワード：廃炉作業，福島第一原子力発電所，多核種空気浄化システム，銀ゼオライト，ヨウ化メチル

1. 緒言　福島第一原子力発電所の廃炉作業を安全に実施するためには、作業者の被ばく低減と敷地外の放射性物質の漏洩を防止する必要がある。そこで本研究では国内の原子力発電所で適用されているフィルタードベントシステムの技術を応用し、多核種放射性物質を吸引除去する高除染性空気浄化システムの開発を目的としている [1]。気体状の放射性物質のうち、ヨウ化メチルの吸着材として銀添加ゼオライト(AgX)が候補として挙げられている。前報 [2]にて AgX に対するヨウ化メチルの飽和吸着量について評価したが、空気浄化システムを使用する環境では空気中に水分が含まれている可能性があるため、水分の影響について評価する必要がある。本報では蒸気発生装置を用いて水分共存下で吸着実験を行い、その影響について評価した。また、AgX に吸着したヨウ素の安定性について TG-DTA 及びガス分析を行うことで、AgX に対するヨウ化メチルの吸着性能について総合的に評価することを目的とした。

2. 実験　SUS 製の吸着実験装置を用いて、Ar+100ppmCH_3I もしくは Ar+1000ppmCH_3I のガスを 500~1000ml/min で 1 時間流した後、AgX を回収して XRF を用いてヨウ化メチルの吸着量を評価し、AgX に対するヨウ化メチルの吸着率を得た。さらに蒸気発生装置を用いて水分共存下での吸着実験を行い、水分共存下における吸着率を評価した。吸着実験後、ヨウ素を吸着した AgX について He ガス 350ml/min、加熱温度を室温から 1500℃として TG—DTA 分析及び発生したガスの質量分析を行った。

3. 結論　AgX に対するヨウ化メチルの吸着率は、本実験条件において水分が含まれない場合ほぼ 100%となった。一方、水分が共存した場合吸着率が 30~50%程度まで低下することが確認された。ヨウ素吸着後の AgX の TG—DTA 分析及びガスの質量分析の結果から、加熱温度が 800℃以上でヨウ素の揮発とみられる重量の減少を確認し、質量分析においても m/z=127 のピークが確認された。しかし、800℃までは I (m/z=127) 及び CH_3I(m/z=142)の増加は確認されなかったことから、ヨウ化メチルが AgX に吸着すると 800℃までは安定に存在することがわかった。

参考文献

[1] 奈良林ら, 2016 年春の年会

[2] 秋山ら, 2016 年春の年会

*Daisuke Akiyama[1], Yutaka Masaki[1], Nobuaki Sato[1], Akira Kirishima[1] and Tadashi Narabayashi[2].

[1]Tohoku Univ., [2]Hokkaido Univ.

謝辞　国立研究開発法人科学技術振興機構(JST)の科学技術試験研究委託事業の一環として実施した。

多核種高除染性空気浄化システム開発による作業被曝低減化研究
(8) フィルターエレメントに捕捉される放射能評価のための簡易ツールの開発

Development of a high efficiency multi-nuclide aerosol filters for radiation protection during a process of cutting core
(8) Development of a simple tool to estimate radioactivity trapped by filter element

*千葉 豪[1]，石井 亮憲[1]，小崎 完[1]，奈良林 直[1]，佐藤 修彰[2]
[1]北海道大学，[2]東北大学

空気浄化システムのフィルターに捕捉される放射能を定量的に評価するため、放射能の減衰とプラント内の移行、自発核分裂に起因する短半減期 FP の生成を簡易的なモデルで評価するツールを開発した。

キーワード：廃炉作業，フィルター，空気浄化，自発核分裂，短半減期核分裂生成物核種

1. 背景　空気浄化システムの開発とその運用を考える際に、福島第一原子力発電所（1F）の廃炉作業におけるシステムの放射性核種捕捉量を評価する必要がある。そのためには、1F の事故発生直前の核燃料中の放射性核種のインベントリ、及び事故発生後の放射性核種の壊変とプラント中の移行を把握する必要がある。今回、1F の各部位における放射性核種インベントリを簡易的に評価するコードシステムを開発した。

2. 事故直前の放射性核種インベントリの評価　事故直前の放射性核種インベントリは、燃料交換バッチ、軸方向の出力、ボイド率分布を考慮した複数のピンセル計算の結果を用いて評価する[1]。燃焼・冷却履歴は、JAEA の西原らの評価データを基にする[2]。

3. 事故後の放射性核種インベントリの評価　プラントをいくつかの空間ノードに分割し、放射性核種のノード間の移行係数を元素毎に設定するという簡易的な核種移行モデルを導入し、プラント内の部位（ノード）毎の放射性核種インベントリを評価する。プラントを J 個の空間ノードに分割したとき、ノード j、時刻 t における核種 i の単位体積あたりの数密度 $N_{i,j}(t)$ が従う微分方程式を以下のように記述する。

$$V_j \frac{dN_{i,j}(t)}{dt} = -\lambda_i N_{i,j}(t) V_j - \sum_{j'} C_{i,j\to j'} N_{i,j}(t) V_j + \sum_{i'} \lambda_{i'} N_{i',j}(t) V_j P_{i'\to i} + \sum_{j'} C_{i,j'\to j} N_{i,j'}(t) V_{j'}$$

ここで、V は体積、λ は崩壊定数、C はノード間移行係数、P は崩壊による核種遷移確率を示す。また、本コードシステムでは、自発核分裂に由来する短半減期核分裂生成物核種の生成も考慮することが可能である（シリーズ発表(9)にて報告）。また、空気浄化システムのフィルターには、作業対象部位に対応するノードに含まれる放射性物質の一定割合が捕捉されると仮定する。本コードシステムの概念図を図 1 に示す。

4. 今後の予定　本コードシステムを適切に運用するためには、プラントのノーディング方法及び核種の移行係数の設定が重要となる。それらについては、今後、既往研究における過酷事故解析コードを用いた解析結果や取得された実験データなどを参考にして取り組む予定である。

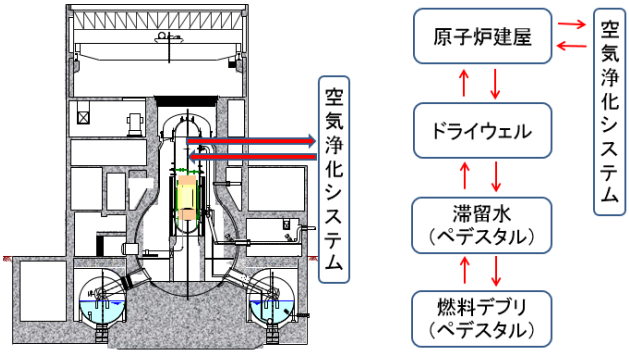


図 1、コードシステムの概念図

謝辞　本研究は、文部科学省の「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業による委託業務・平成 28 年度・多核種高除染性空気浄化システム開発による作業被曝低減化研究」の一部として実施した。

参考文献　[1] K. Okumura, et al., JAEA-Conf 2013-002, p.15 (2013). [2] 西原、他、JAEA Data/Code 2012-018 (2012).

Go Chiba[1], Akinori Ishii[1], Tamotsu Kozaki[1], Tadashi Narabayashi[1], Nobuaki Sato[2]
[1]Hokkaido Univ., [2]Tohoku Univ.

多核種高除染性空気浄化システム開発による作業被曝低減化研究
（9）フィルターエレメントに捕捉される短半減期 FP の放射能の評価

Development of a high efficiency multi-nuclide aerosol filters for radiation protection during a process of cutting core
(9) Estimation of radioactivity of short half-lived fission product nuclides trapped by filter element

*石井 亮憲[1]，　千葉 豪[1]，小崎 完[1]，奈良林 直[1]，山本 泰功[1]
[1]北海道大学

空気浄化システムのフィルターに捕捉される放射性物質を定量的に評価するために開発した簡易ツールを用いて、核燃料中の自発核分裂に起因して生成する短半減期 FP の放射能を定量的に評価した。

キーワード：廃炉作業，福島第一原子力発電所，空気除染システム，作業被曝低減

1. 緒言　廃炉作業において炉心解体時に燃料デブリを切断することなどによって微粒子状の放射性物質が生じる。放射線防護の観点から、フィルターエレメントを用いてこのような放射性物質を捕捉する必要がある。一方で燃料デブリ中には自発核分裂を起こす核種がいくつか存在する。この自発核分裂と、自発核分裂により生じた中性子による未臨界核分裂連鎖反応によって生成される短半減期 FP は、フィルターエレメント内の放射能を増加させる可能性がある。従って、両者を定量的に評価する必要がある。

2. 計算モデル　核燃料を含む体系の中性子増倍係数を k としたとき、未臨界核分裂連鎖反応により k/(1-k)個の中性子が新たに発生することになる。従って、一回の核分裂あたりに発生する平均中性子数をνとすると、k/(1-k)/ν回の核分裂反応が起こることになる。なお、1 回の自発核分裂で発生する平均中性子数をν_{SF}とすると、1 回の自発核分裂により、k/(1-k)・ν_{SF}/ν回の核分裂反応が起こることになる。自発核分裂は Cm-242、-244 で起こるものとし、これらの核種の崩壊における自発核分裂の分岐比や中性子発生数は JEFF-3.1.1 の評価データを用いた。

3. 計算結果　福島第一原子力発電所 1 号機(以下 1F1 号機)の原子炉停止直後の全燃料のインベントリをもとにして、全 FP 核種のインベントリの時間変化を計算した。一例としてヨウ素の結果を示す。ヨウ素の同位体の中で半減期が 1600 万年の I-129 は、事故発生後 10 年程度では減衰せず、健全な燃料が 30%あると仮定すると、炉心内に 2.2kg 程度存在する。一方自発核分裂による放射能の評価には I-133 のような短半減期 FP の影響が重要である。本計算では自発核分裂を考慮した場合の放射能の増加量を評価した。このとき自発核分裂で発生した中性子による核分裂反応は全て U-235 の熱中性子によるものとし、この系の中性子増倍係数を 0.90 と 0.99 とそれぞれ仮定した。図 1 にヨウ素の放射能の計算結果を示す。なお自発核分裂は SF と表記した。計算結果より 1F1 号機燃料中のヨウ素の放射能は中性子増倍係数が 0.9 で有意に増加し、0.99 のように極めて臨界に近づいた場合には 1 桁程度上昇することがわかった。

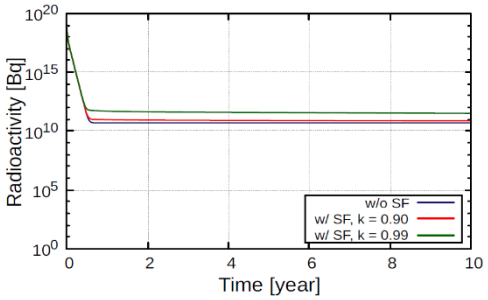


図 1、ヨウ素の放射能の計算結果

4. 結言　今後は、例えば燃料部分の損傷している箇所と損傷していない箇所や、水中や空気中など様々な領域に分割し、領域間の核種の移行を考慮して計算しプラント全体で評価できるよう取り組む予定である。

謝辞　本研究は、文部科学省の英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業による委託業務平成 28 年度「多核種高除染性空気浄化システム開発による作業被曝低減化研究」の一部として実施した。

---

*Akinori Ishii[1], Go Chiba[1], Tamotsu Kozaki[1], Tadashi Narabayashi[1], and Yasunori Yamamoto[1]
[1]Hokkaido Univ.

機構論的二相流モデルに基づくベンチュリスクラバ内除染性能評価手法の開発
（1）水―空気及び水―蒸気可視化試験による二相流挙動の把握

Development of Evaluation Method for Decontamination Performance of Venturi Scrubber Based on Mechanistic Two-phase Flow Model

(1) Understanding of Two-phase Flow behavior by Water-air and Water-vapor Visualization Experiments

*上澤 伸一郎[1]、堀口 直樹[1]、鈴木 貴行[1]、柴田 光彦[1]、吉田 啓之[1]

[1]日本原子力研究開発機構

フィルタ付ベントシステムの１つであるベンチュリスクラバ内の二相流挙動を明らかにするため、水―空気及び水―蒸気可視化試験[1]を実施し、水の自吸量と管内の二相流挙動のデータを取得した。

キーワード：フィルタ付ベントシステム、ベンチュリスクラバ、気液二相流、圧縮性流体、蒸気

1. 研究背景と目的

マルチベンチュリスクラバは、喉部の管壁を貫通する細孔から水を自吸、ガス流中に噴霧することで、微粒子状の放射性物質を効率的に捕集できると考えられている。しかし、実験的に管内の水―蒸気二相流挙動を確認した例はない。本研究では、可視化試験[1]を実施し、管内二相流挙動と水の自吸量のデータを取得した。

2. 実験結果

Fig. 1 は可視化試験のベンチュリスクラバ試験部の模式図（左図）と喉部ガス流速に対するベンチュリスクラバ全体（中心）、喉部（右図）の二相流挙動の可視化結果である。低ガス流速では、自吸された水は喉部で管内に広がる（図中 A）が、下流の拡大部では液膜流が形成され（B）、実機で想定される噴霧流とは異なる。ガス流速が大きくなると、喉部で自吸された水は管中心まで広がらず壁面に沿って流れる（C）が、喉部下流では間欠的に液膜から噴霧が形成される（D）様子を確認できた。この流動様式は想定されている水自吸口からの噴霧とは異なるものの、噴霧の生成という点では実機で想定された流動に近い。

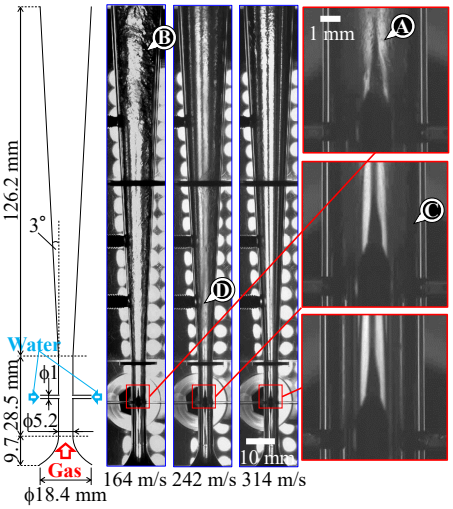


Fig. 1 Two-phase flow behavior in the Venturi scurrber (Steam, Water temp. 27.7 ℃).

Fig. 2 は喉部におけるガス流速に対する自吸水量である。蒸気、空気ともに喉部のガス流速の増加とともに自吸水量が減少、停止することを確認した。また、蒸気を用いた実験では、水温が低いほど自吸量が多かった。このようにガスの流速条件によって、ベンチュリスクラバ内の二相流挙動や水の自吸量が変化することから、ベンチュリスクラバの除染性能を解析により確認する場合には、二相流の機構論的モデルに基づく手法とする必要があると考えられる。

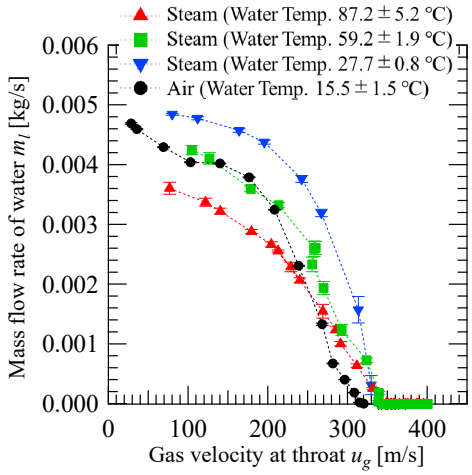


Fig. 2 Relationship of gas velocity at the throat and mass flow rate of water.

参考文献

[1] 上澤ら，第 22 回動力・エネルギー技術シンポジウム講演論文集，A232，2017.

*Shinichiro Uesawa[1], Naoki Horiguchi[1], Takayuki Suzuki[1], Mitsuhiko Shibata[1] and Hiroyuki Yoshida[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：301-1 Reactor Physics, Utilization of Nuclear Data, Criticality Safety

Thu. Sep 14, 2017 9:30 AM - 10:35 AM JST | Thu. Sep 14, 2017 12:30 AM - 1:35 AM UTC | Room G C213 - C Block

[2G01-04] Code Development and Varidation 2

Chair:Takeshi Mitsuyasu (HGNE)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2G01] Small nuclear reactor for dispersed power systems

5)reactivity control method of the solid-moderator core with burnable poisons

*Rei Kimura[1], Satoshi Wada[1] (1. Toshiba)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2G02] Coupled analysis of neutronics and thermal-hydraulics for Lead Fast Reactor with RELAP5

*Koichi Yoshimura[1], Van Rooijen[1], Riho Horita[1] (1. UNIVERSITY OF FUKUI)

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

[2G03] Verification and validation of the TRACE/PARCS code

Analysis of the SPERT-III Experiments by TRACE/PARCS code (Cold-statrup, hot-standby, and operating power conditions)

*Tatsuya Fujita[1], Tomohiro Sakai[1] (1. S/NRA)

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

[2G04] Development of Three-dimensional Transport Code GENESIS

(3)Analysis of Kobayashi 3D Benchmark Problem

*Akio Yamamoto[1], Akinori Giho, Tomohiro Endo[1] (1. Nagoya University)

10:30 AM - 10:35 AM JST | 1:30 AM - 1:35 AM UTC

Time reserved for Chair

小型分散電源用原子炉システムの開発
5)：可燃性毒物による固体減速材炉心の温度反応度制御

Small nuclear reactor for dispersed power systems

5)：reactivity control method of the solid-moderator core with burnable poisons

*木村 礼[1]，和田 怜志[1]

[1]東芝

将来の月面・火星探査において小型原子炉を熱源とした電源システムの利用が考えられおり，自律制御性が求められている．原子炉の自律制御の為には炉心が負の温度反応度係数を持つ事が重要であるが，金属水素化物を減速材として用いる炉心は，温度上昇に伴う水素の熱散乱増加と，それによる熱中性子スペクトルの変化によって正の反応度を持つ場合がある．本研究では適切な可燃性毒物を選択する事により炉心の温度反応度を制御する手法を開発した．本手法の原理・毒物選定の考え方・効果について報告を行う．

キーワード：小型炉，宇宙炉，自律制御，臨界安全，原子炉動特性，反応度制御，可燃性毒物

1. 緒言

International Space Exploration Coordination Group (ISECG) [1]では，月面や火星において国際宇宙探査を行うにあたって電源として小型原子炉が提案されており，本研究では要求を満たす原子炉システムの開発を行ってきた．本原子炉は自律的に原子炉の起動を行う事が求められるが，減速材に水素化カルシウムを用いると図１に示される様に炉心の温度反応度係数が正になる温度領域が存在した．そこでこの原因を解明し，根本事象を応用して炉心の温度反応度制御を試みた．

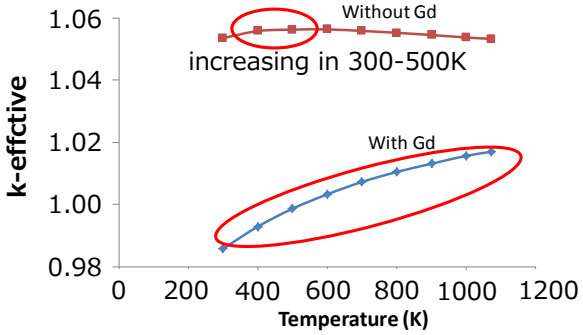


図１：炉心温度による固有値の変化(Gd 有無の 2 ケース)

2. 中性子スペクトル変化と温度反応度制御手法

図2に温度毎の中性子スペクトルと ^{155}Gdの全断面積を示す．本図から温度が上がると熱中性子スペクトルのピークが高エネルギー側に移動している事が分かる．これは減速材温度上昇による熱平衡状態変化に起因するものと考えられる．この時，この変化が起こっているエネルギー領域での ^{155}Gd の断面積は入射中性子エネルギーと共に 1/v 則よりも早く減少しており，体系全体の中性子吸収量が減少する．この事が正の温度反応度係数の原因と考えられる．また，中性子スペクトルが移動する先で中性子吸収量が増加する様な毒物を用いる事で温度反応度を制御出来る事を確認した．

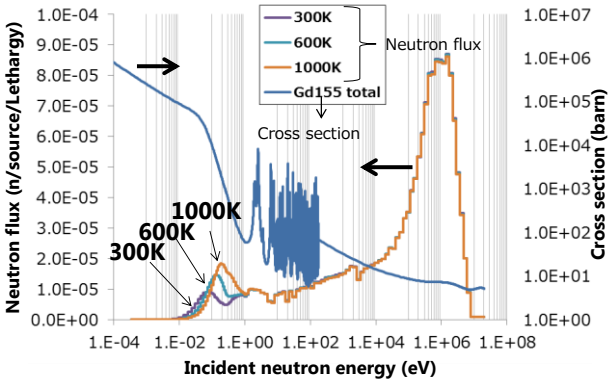


図２：中性子スペクトルの温度依存性と ^{155}Gd 断面積

3. 結論

水素化カルシウムを減速材に用いた炉心の正の温度反応度の要因を明らかにし，中性子スペクトル変化に応じた毒物を選択する事で水素化カルシウム減速炉心の温度反応度を制御する手法を構築した．

[1] “ISECG Global Exploration Roadmap”, http://www.globalspaceexploration.org, 20 August, 2013

*Rei Kimura[1], Satoshi Wada[1]

[1]Toshiba Corporation

RELAP5 を用いた LFR の核・熱水力連成解析

Coupled analysis of neutronics and thermal-hydraulics for Lead Fast Reactor with RELAP5

＊吉村紘一　Van Rooijen　堀田理穂
福井大学

鉛ビスマス冷却高速炉（LFR）を対象に、高速炉計算コード ERANOS で計算した断面積を用いて RELAP5-3D で炉心の核・熱水力の連成解析をした。RELAP5-3D で定常運転時の妥当性を確認した。

キーワード：LFR, RELAP5-3D, **核・熱水力連成解析**

【背景・目的】

原子力発電所の運転に伴って発生する使用済燃料は再処理後に地層処分されることが検討されている。高速炉は高レベル放射性廃棄物に含まれるマイナーアクチノイド（MA）の核変換によって地層処分の負担軽減が期待されている。

本研究では鉛ビスマス冷却高速炉（LFR）を対象に核・熱水力の連成解析をし、定常運転時の中性子束分布や鉛ビスマス冷却の妥当性を確認した。

【解析方法と対象炉心】

ERANOS コードで計算した核断面積を用いて、RELAP5-3D コードで LFR の核･熱水力連成解析をした。

解析対象の LFR は JAEA で成立性が検討されている ADS[1.2.3]の燃料集合体形状を参考にインプットを作成した。解析対象の LFR を図 1，2 に示す。核計算は 4 群､1/6 体系で行い､燃料は(Pu＋MA)の窒化物で、希釈材は窒化ジルコニウムである｡燃料割合は均一と外側を高富化度にした 2 通りでした。LFR は熱出力 800MW である。冷却材は鉛ビスマスを用いて、集合体入口温度は 573.15K、遮蔽体領域の入口に損失係数を加えることで燃料集合体毎の流量を 610 kg/s に設定した。

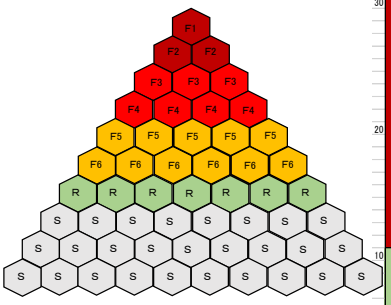


図 1　LFR の径方向断面図

Fi	燃料
R	反射体
G	ガスプレナム
S	遮蔽体

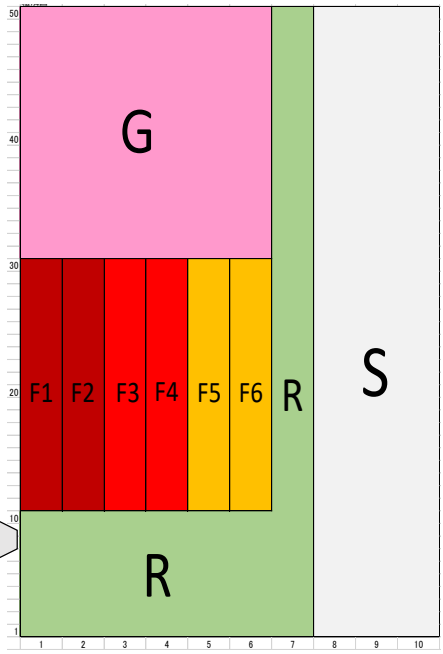


図 2 LFR の軸方向断面図

【結果・考察】

LFR の径方向の出力分布を図 3 に示す｡出力分布は燃料領域の外側を高富化度にし、平坦になった。被覆管最高温度は均一燃料炉心に比べて最大 100℃低減した。径方向のピーキング係数は RELAP5-3D で 1.11、ERANOS で 1.26 となった。

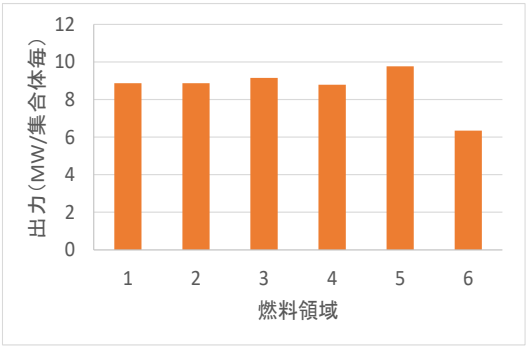


図 3　径方向の出力分布

LFR の定常運転時の核･熱水力の連成解析をし、RELAP5-3D が中性子束分布、鉛ビスマスの流体解析に利用できることを確認した。

参考文献
「1」加速器駆動核変換ｼｽﾃﾑ用三次元炉心解析ｺｰﾄﾞ ADS3D の整備
「2」加速器駆動核変換ｼｽﾃﾑ用 熱設計解析ｺｰﾄﾞの整備
[3]鉛ﾋﾞｽﾏｽ冷却加速器駆動ｼｽﾃﾑの熱設計（(1)定格運転条件に対する熱流動解析

Koichi Yoshimura, Van Rooijen,　Riho Horita
Fukui Univ.

3 次元核熱結合解析コード TRACE/PARCS の検証及び妥当性確認;
(3)TRACE/PARCS を用いた SPERT-III 実験の解析（冷温零出力・高温待機・高温全出力条件）

Verification and validation of the TRACE/PARCS code;

(3) Analysis of the SPERT-III Experiments by TRACE/PARCS code

(Cold-statrup, hot-standby, and operating power conditions)

*藤田 達也，酒井 友宏

原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

TRACE/PARCS コードの妥当性確認のため、SPERT-III 実験のうち、冷温零出力、高温待機及び高温全出力条件における実験ケースを解析した結果について報告する。TRACE/PARCS コードにより反応度投入実験に対して妥当な解析結果が得られることを確認した。

キーワード：反応度投入事故，TRACE/PARCS，CASMO5，JENDL-4.0，SPERT-III 実験，冷温零出力・高温待機・高温全出力条件

1. 序論　TRACE/PARCS コードの妥当性確認のため、前回は、SPERT-III 実験の高温零出力条件における実験ケースの解析を実施し、その解析結果について報告した[1]。今回は、SPERT-III 実験の冷温零出力、高温待機及び高温全出力条件における実験ケースの解析結果について報告する。

2. 解析条件　SPERT-III 実験は、図 1 に示すとおり、燃料集合体 60 体（うち 8 体は中性子吸収部を含む。）及びトランジェント棒から構成され、トランジェント棒を引き抜くことで反応度を投入し、炉心出力の時間変化等を測定したものである。このうち、大気圧下で炉心入口温度を約 70℉（約 21℃）又は高圧下で炉心入口温度を約 500℉（約 260℃）とし、投入反応度及び冷却材流速を変化させた条件で実験した全 35 ケースを解析対象とした。解析に必要な核反応断面積は、文献[2]等を参考にして CASMO5 コード（核データライブラリ：JENDL-4.0）を用いて作成した。

3. 解析結果　解析結果の一例として、Test 86（初期出力 19MW、炉心入口温度 502℉（約 261℃）、投入反応度 1.17$、冷却材流速 14fps）における炉心出力及び放出エネルギーについて実験結果[3]と比較したものを図 2 に、炉心出力のピーク値等について実験結果及び他機関の解析結果[4-7]と比較したものを表 1 に示す。図 2 及び表 1 より、本研究の解析結果は、実験結果及び他機関の結果とおおむね一致し、妥当な解析結果を与えることを確認した。なお、放出エネルギーの差異については、主に遅発中性子パラメータやドップラー反応度に起因する炉心出力のピーク部の半値幅の差異によるものであると考えられる。

4. 結論　TRACE/PARCS コードを用いて、SPERT-III 実験の解析を実施した。前回及び今回の解析結果より、TRACE/PARCS コードにより反応度投入実験に対して妥当な解析結果が得られることを確認した。今後は、TRACE/PARCS コードを用いて他の設計基準事故等の解析を進めるとともに、SPERT-III 実験に対して核データ及び実験データ起因の不確かさの評価を実施する予定である。

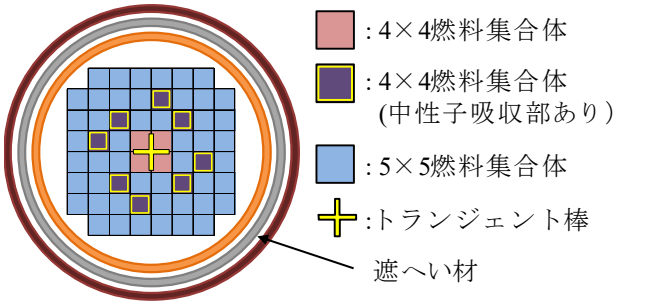


図1　SPERT-III実験の炉心概略図

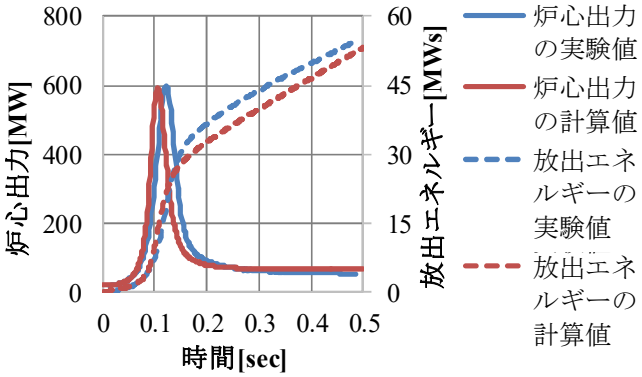


図2　Test 86の炉心出力及び放出エネルギーの実験結果及び解析結果

表1　Test 86の炉心出力のピーク値等の実験結果、本研究の解析結果及び他機関の解析結果

	炉心出力のピーク値[MW]	放出エネルギー[MWs][*1]	ピーク時刻[sec]
実験値	610±60	17±2	0.110±0.05
計算値	593	13.3	0.106
文献[4]	598	-----	0.118
文献[5]	601	-----	-----
文献[6]	587.2	-----	-----
文献[7]	607.2	16.17	0.107

[*1] ピーク時刻時

参考文献

[1] 藤田達也他，日本原子力学会 2016 年秋の大会，3L04　[2] J. Dugone, IDO-17036 (1965).　[3] R. K. McCardell et al., IDO-17281 (1969).　[4] R. C. Wang et al., Proc. PHYSOR2012 (2012).　[5] K. Yamaji et al., Proc. PHYSOR2014 (2014).
[6] G. Grardo, Proc. PHYSOR2014 (2014).　[7] M. Knebel et al., Ann. Nucl. Energy, 91, pp.79-91 (2016).

*Tatsuya Fujita and Tomohiro Sakai

Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

3 次元非均質輸送計算コード GENESIS の開発(3)
Kobayashi 3D ベンチマーク問題の解析

Development of Three-dimensional Transport Code GENESIS (3)

Analysis of Kobayashi 3D Benchmark Problem

*山本 章夫[1]，儀宝 明徳，遠藤 知弘[1]

[1]名古屋大学

三次元輸送計算コードに対する小林ベンチマーク問題を GENESIS コードで解析した。小林ベンチマーク問題は、ボイド領域を含む遮蔽体を模擬したものであるが、GENESIS コードで精度良く参照解を再現することができた。また、加速計算を含む数値計算において不安定性などは見られなかった。

キーワード：3 次元輸送計算、GENESIS、小林ベンチマーク問題

1. 緒言：ASMOC3D 法を発展させた LEAF 法に基づき、高精度な炉心解析コードの実現を目指して GENESIS を開発中である[1]。GENESIS コードは、直線及び 2 次式で構成されるネストされた任意の幾何形状を含む四角及び六角格子を取り扱い可能である。これまで、軽水炉体系を想定したベンチマーク問題で妥当性の検証を行ってきたが、Design Extension Condition など過酷な炉心状況においては、高ボイド領域に対する計算精度も重要になると考えられる。そこで、ボイド領域に対する適用性を確認するため、小林ベンチマーク問題[2]を解析した。小林ベンチマーク問題は、遮蔽体を模擬していることから、深層透過に対する計算精度も確認可能である。

2. 小林ベンチマーク問題：小林ベンチマーク問題は、三次元輸送計算コードの精度確認のため、2000 年に小林らによって提案されたものであり、バルク遮蔽体中に中性子線源及びボイド領域が存在する 1 群の固定中性子源問題である。問題は、異なった形状のボイド領域を含む 3 つの体系から構成されている。断面積としては、散乱断面積が 0%(純吸収体)と 50%の 2 ケースが与えられている。一例として、Problem 1 の幾何形状を Fig.1 に示す。

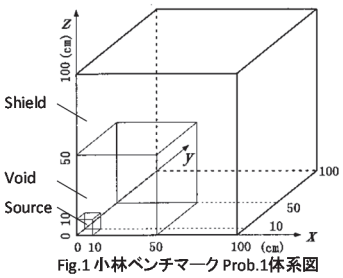


Fig.1 小林ベンチマーク Prob.1体系図

3. 計算結果：計算結果の一例を Fig.2 に示す。Fig.2 は、Problem 1 において、x=z=5 [cm] (位置セット A)における y 方向の中性子束の誤差を示したものであり、誤差がより大きくなる散乱断面積が 0%(断面積セット i)の結果である。角度分点セットを詳細に取ることにより、参照解を正確に再現している。GENESIS は、高ボイド領域の存在及び深層透過の条件であっても、安定して高精度の解を与えうることを示している。

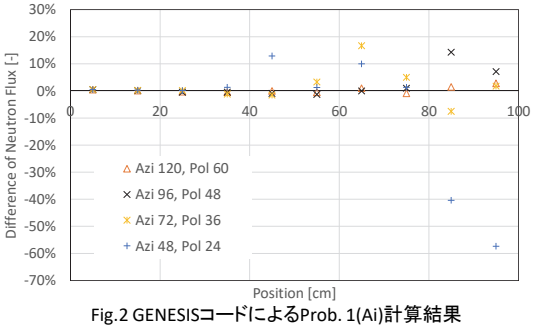


Fig.2 GENESISコードによるProb. 1(Ai)計算結果

参考文献

[1] A. YAMAMOTO, A. GIHO, Y. KATO, T. ENDO, *Nucl. Sci. Eng.*, **186**, 1 (2017).

[2] K. Kobayashi, N. Sugimura, Y. Nagaya, *3-D Radiation Transport Benchmark Problems and Results for Simple Geometries with Void Regions*, OECD/NEA (2000).

*Akio YAMAMOTO[1], Akinori GIHO, Tomohiro ENDO[1]
[1]Nagoya Univ.

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：301-1 Reactor Physics, Utilization of Nuclear Data, Criticality Safety

Thu. Sep 14, 2017 10:35 AM - 11:55 AM JST | Thu. Sep 14, 2017 1:35 AM - 2:55 AM UTC | Room G C213 - C Block

[2G05-09] Analysis Method Development 1

Chair:Kazuki Kirimura (MHI)

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

[2G05] Supercritical transient analysis in hypothetical fuel debris by multi-region approach based on integral kinetic model

*Delgersaikhan Tuya[1], Toru Obara[2] (1. Department of Nuclear Engineering, Tokyo Institute of Technology, 2. Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology)

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

[2G06] Nuclear reactor one-point kinetic calculations with explicit model of fission product nuclides

*Koji Katagiri[1], Go Chiba[1], Tadashi Narabayashi[1] (1. Hokkaido Univ.)

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

[2G07] Analysis of ICPP criticality accident by Quasi-steady-state method taking into account change in uranium concentration during boiling

*Tomoaki Watanabe[1], Yuichi Yamane[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

[2G08] Investigation of burnup calculations using Optimally-Weighted Predictor Corrector Method

*Shintaro Okumura[1], Go Chiba[1], Tadashi Narabayashi[1] (1. Hokkaido Univercity)

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

[2G09] An Investigation of the Core Neutronics Analysis Conditions for Evaluation of Burnup Nuclear Characteristics of Next-Generation Fast Reactors

(2)The Core Neutronics Analysis Conditions for Evaluation of Fuel Assembly Power Distribution and Maximum Linear Power Density

*Kazuo Takino[1], Kazuteru Sugino[1], Shigeo Ohki[1] (1. JAEA)

11:50 AM - 11:55 AM JST | 2:50 AM - 2:55 AM UTC

Time reserved for Chair

Supercritical transient analysis in hypothetical fuel debris by multi-region approach based on integral kinetic model

*Delgersaikhan Tuya[1] and Toru Obara[2]

[1] Department of Nuclear Engineering, Tokyo Institute of Technology

[2] Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology

Supercritical transient analysis in the hypothetical fuel debris system is performed using the newly developed multi-region approach based in the integral kinetic model. The hypothetical system roughly imitates a possible fuel debris formation at the Fukushima Daiichi NPS. Use of the multi-region approach allows to model the system in a region-wise manner so that region-dependent quantities can be obtained.

Keywords: Fukushima Daiichi, fuel debris, supercritical transient, multi-region approach, integral kinetic model

1. Introduction

As a consequence of the Great East Japan Earthquake and related tsunami, the reactors in Units 1-3 of the Fukushima Daiichi NPS (1FNPS) experienced a meltdown to varying extent resulting in a formation of fuel debris. Fuel debris retrieval is one of major activities during decommissioning of the 1FNPS. From the viewpoint of safety, criticality analysis for various scenario of fuel debris during retrieval is expected to be performed to assist criticality control of fuel debris. Transient analysis is helpful for evaluating dose rate resulting from possible criticality accident. As the current condition of fuel debris at the 1FNPS is unknown, we performed transient analysis in the hypothetical fuel debris system using the multi-region approach based on the integral kinetic model [1]. The purpose of this study was to confirm the applicability of the multi-region approach to more practical fuel debris system than before.

2. Methodology

In this study, the scenario, in which some fragmented fuel debris falls on top of some consolidated/solidified fuel debris inside light water making a supercritical system, is considered. The hypothetical system is illustrated in Fig. 1. As shown, the system consists of fragmented conical debris, consolidated cylindrical debris, and cylindrical concrete inside light water. Fragmented conical debris region consists of 1-mm-radius spherical fuel debris particles. The volume packing fraction is 0.6. The horizontal angle of conical debris is 30° and its volume is about 4.7×10^5 cm^3. The height of consolidated debris is 15 cm and its radius is 150 cm, which can be considered as infinite radius in this configuration. For better feedback modeling, consolidated cylindrical region was divided into inner and outer region with the radius of inner region being the same with that of fragmented conical debris region. The height and radius of cylindrical concrete is 30 cm and 180 cm, which are also infinite size. The thickness of light water is 30 cm. The composition of fuel debris is about 53% UO_2, 11% Zr, 11% Fe, 10% ZrO_2, and other materials based on the fuel debris melting and spreading behavior analysis for the Unit 1 of the 1FNPS [2].

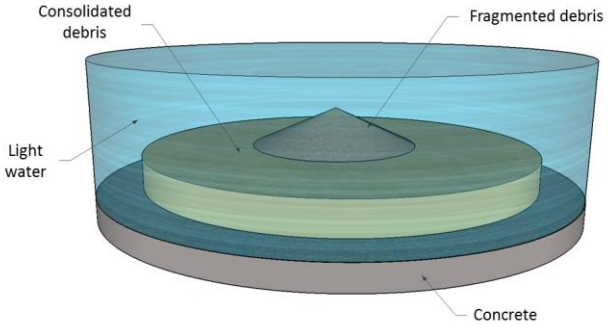


Fig. 1. Hypothetical fuel debris system *(not to scale)*

3. Results and conclusion

The system was assumed to be at steady-state critical condition with 1 W power before the reactivity insertion. The obtained region-wise fission rate and temperature profiles are shown in Fig. 2. It can be seen that fission rate in fragmented conical debris region (Reg-1) is the highest while that in outer consolidated debris region (Reg-3) is the lowest. Also obtained were region-wise energy release, which is not given in this summary. This study showed the applicability of the multi-region approach based on the IKM and that important quantities during criticality accident can be obtained.

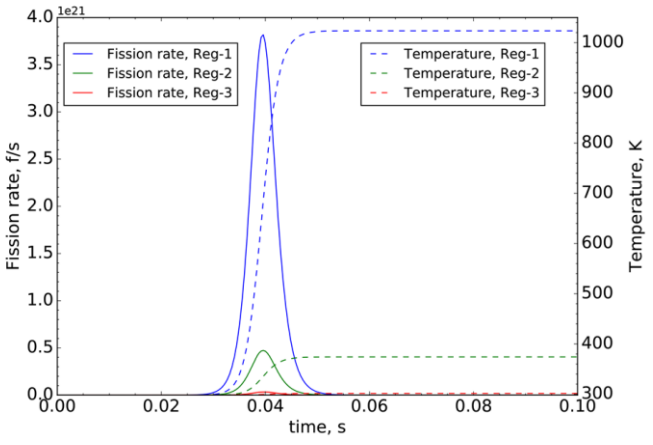


Fig. 2. Region-wise fission rate and temperature

References

[1] D. Tuya, H. Takezawa, T. Obara. http://dx.doi.org/10.1080/00295639.2017.1337383.*Nuclear Science and Engineering*. 2017. (in printing)

[2] KR. Robb, MW. Francis. ORNL/TM-2012/455. Oak Ridge National Laboratory. 2013.

核分裂生成物核種を陽に取り扱った一点炉動特性解析

Nuclear reactor one-point kinetic calculations with explicit fission products model

*片桐　耕司[1]，千葉　豪[1]，奈良林　直[1]

[1]北海道大学

全ての核分裂生成物核種を陽に扱うモデル(EFP モデル)を用いて一点炉動特性解析を行い、従来の 6 群モデルの結果と比較し、モデルの詳細化による影響を検討した。

キーワード：遅発中性子, EFP モデル, 6 群モデル, 動特性解析, Marquardt 法

1. 緒言　原子炉制御において、核分裂反応から時間遅れで発生する遅発中性子は極めて重要な役割を担っている。一般的な原子炉動特性計算では、遅発中性子先行核を崩壊定数に従って 6 つにグルーピングし、6 種の仮想的な遅発中性子先行核として扱い計算を行っている（6 群モデル）。しかし、この 6 群モデルでは物理現象を簡略化しモデル化しているため、再現することが難しい現象が存在する。そこで、本研究室では先行研究において全ての核分裂生成物を陽的に扱う EFP (Explicit Fission Products)モデルを開発し、動特性解析を行ってきた[1]。この EFP モデルでは、FP の崩壊による遅発中性子先行核の生成や遅発ガンマ線も詳細に取り扱い計算することが出来る。しかし、先行研究での比較ではモデルの違いに起因する差異に加えて基となる核データの違いに起因する差異が発生していた。これは、EFP モデルは評価済み核データを基にしたモデルであったのに対して、先行研究に用いられていた 6 群モデルは実験による結果を基にしたものであったためである。そこで本研究では基となる核データの整合を取ることで、モデルの違いに起因する差異のみ比較することを目指した。

2. 解析方法　EFP モデルと整合を持つ 6 群モデル作成方法として、瞬時核分裂後の遅発中性子放出率に着目をした。手順として、まず EFP モデルによって計算をし、次にその結果を再現するような 6 群定数を最小二乗法の一種である Marquardt 法によって算出した。この 6 群モデルと EFP モデルで様々な体系の比較を行った。解析は、臨界定常状態から正負の反応度を印加した体系、及び未臨界中性子パルス照射体系で行い、EFP モデルと 6 群モデル間の中性子数時間変化を比較した。

3. 結果　解析結果の例として、未臨界体系へ$t = 0$でパルス中性子を照射した際の中性子数変化とモデル間の相対差を Fig.1 に示す。パルス中性子照射直後の時間域で 1.5%程度 6 群モデルが中性子数を過小評価する傾向が見られたが、時間経過とともに差異は減少していくことが分かった。

4. 結論　基となる核データの整合を取ることによって、データ起因の差異を排除することが出来、モデルの違いによる影響を比較することが可能になった。

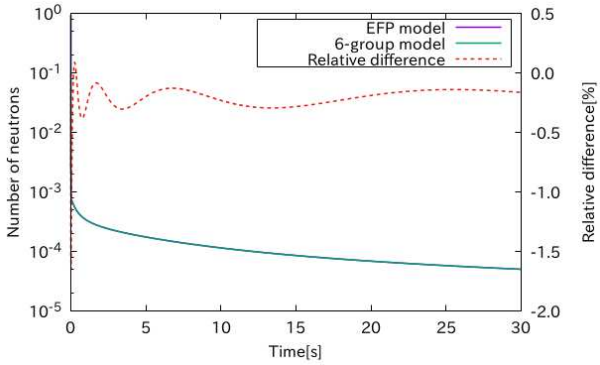


Fig.1. The number of neutrons and its relative difference in a case of pulsed neutrons injection

参考文献　[1] 松浦健太、原子炉反応度事故解析の高度化に関する研究、北海道大学修士論文(2015)

謝辞：本研究の一部は科学研究費補助金　若手研究(B)16K18344 の成果である。

---

*Koji Katagiri[1], Go Chiba[1] and Tadashi Narabayashi[1]

[1]Hokkaido Univ.

沸騰時のウラン濃度変化を考慮した準定常法による ICPP 臨界事故解析

Analysis of ICPP criticality accident by Quasi-steady-state method taking into account change in uranium concentration during boiling.

*渡邉 友章，山根 祐一
日本原子力研究開発機構

沸騰を伴う溶液燃料臨界事故の影響評価手法の整備に資するため、準定常法に沸騰によるウラン濃度と体積の変化を組み入れ、1959 年の ICPP 臨界事故を解析した。この結果、臨界が終息するまでの時間と総核分裂数及び水分蒸発水量が文献値とよく一致した。

キーワード： ICPP 臨界事故，出力挙動解析，準定常法，沸騰，ウラン濃度

1. 緒言　再処理施設の重大事故である臨界事故に対して適切な対策を講じるためには、臨界事故の核分裂出力や総核分裂数、終息に至るまでの時間などの評価が重要となる。溶液燃料に大きな反応度が加わり沸騰に至った場合、水分の蒸発により未臨界となるまで沸騰が継続し高い出力が維持され、事故規模が大きくなる。このような事故の影響評価手法を高度化するため、本研究では、臨界事故解析手法の一つである準定常法に沸騰によるウラン濃度と体積の変化を組み入れ、1959 年の ICPP（Idaho Chemical Processing Plant）臨界事故を解析した。

2. 計算手法　準定常法は、タイムステップ毎に出力、温度、ボイド率などの変化をこれらの反応度効果と添加反応度がバランスするように逐次計算していく手法であり、平均的な出力の推移を計算することができる[1]。本研究では、沸騰を伴う臨界事故へ準定常法を適用するため、その計算過程において、溶液の沸点到達後に熱バランス式から水の蒸発量を計算し、ウラン濃度と溶液体積の変化を求めた。さらに、予め臨界計算によりこれらの変化に対する反応度変化量を求めておき、沸騰中の反応度変化を計算することで、準定常法による沸騰中の出力変化の計算を可能とした。

3. ICPP 臨界事故解析　ICPP 臨界事故では、約 200 L の高濃縮ウラン溶液が約 600 L の水が入ったタンクに流入して臨界となり、溶液が沸騰に至った後約 20 分臨界が継続して約 400 L の水が蒸発することで事故が収束した[2]。総核分裂数は約 4×10^{19} とされている。準定常法の解析に必要な溶液流入及び温度・ボイド・濃度変化に対する反応度変化量は MVP コードを用いて計算した。図 1 に ICPP 臨界事故の核分裂率・核分裂数及び溶液体積の解析結果を示す。臨界から約 75 秒で沸騰に至り核分裂率が大きく低下するが、溶液流入が継続しているために核分裂率は再度上昇し、次第に水の蒸発による反応度低下により核分裂率が減少した。準定常法ではボイド率、出力が零にならないため、核分裂率が指数関数的に減少することに着目し、その後の核分裂数の全増加分が 0.1%以下となる時点を臨界終息と判断した。その結果約 1000 秒経過時点で臨界終息となり、核分裂数は 3.5×10^{19}、溶液体積は 404 L で文献値とよく一致した。

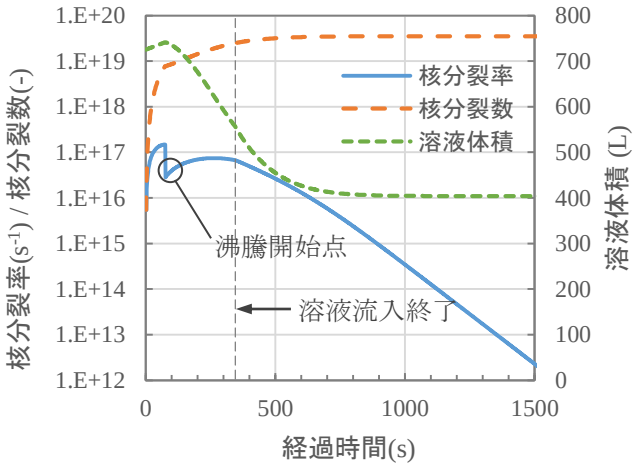


図 1　ICPP 臨界事故の出力挙動解析結果

参考文献

[1] K. Nakajima *et al.*, *J. Nucl. Sci. Technol.*, 39, p.1162 (2002).　[2] T. P. McLaughlin *et al.*, LA-13638, (2000).

*Tomoaki Watanabe, Yuichi Yamane
Japan Atomic Energy Agency

最適重み付け予測子・修正子法を用いた燃焼計算の検討

Investigation of burnup calculations using the optimally-weighted predictor-corrector method

*奥村　晋太朗，千葉　豪，奈良林　直
北海道大学

予測子・修正子（PC）法に基づき、誤差をより低減する方法として最適重み付け PC（OWPC）法を考案した。

キーワード：燃焼計算，予測子・修正子法

1. 背景・目的　当研究室では Gd 入り燃料を含んだ体系の燃焼計算において、時間ステップの離散化誤差の低減を目的とし、重み付け PC（WPC）法を考案した[1]が、時間ステップ幅に精度が依存し実用性に欠けるという問題があった。そこで、WPC 法に比べあらゆる条件で使うことができる手法として OWPC 法を考案した。

2. 計算手法　従来の PC 法において、Predictor 計算、Corrector 計算でそれぞれ求められる数密度、N^p、N^c とその時それぞれ用いる反応率R^p、R^cの間には次式の関係が成り立つ。

$$N^p = N_0 \exp(-R^p \Delta t)、\ N^c = N_0 \exp(-R^c \Delta t)$$

ここで、N_0は時間ステップ始点の数密度、Δtは時間ステップの大きさである。時間ステップ中の反応率変化を線形と仮定し平均を取ることで、時間ステップ終点の数密度Nを次式のように求める。

$$N = \exp\{(\ln N^p + \ln N^c)/2\}$$

対して OWPC 法では重みω_{opt}を用いて、数密度Nを次式で求める。

$$N = \exp\left(\frac{\ln N^p + \omega_{opt} \ln N^c}{1 + \omega_{opt}}\right)$$

WPC 法では上式のω_{opt}を一定値で設定していて、最適値がステップ幅によって変わるため、精度が良くなる条件が限られていた。そこで、OWPC 法ではステップ中の反応率の積分値を保存するようにω_{opt}を決定する。Gd-155 や Gd-157 等の強中性子吸収核種では、反応率と数密度が負の線形関係にあることが分かっている[2]ため、反応率の時間変化を次式で仮定する。

$$R(t) = -\beta \exp(-R^p t) + \gamma \ \ (\beta, \gamma: \text{定数})$$

そして、R^p、R^cからβ、γを求め、ステップ中の反応率の積分値を保存するよう重みω_{opt}を次式のように決定する。

$$R^{opt} = \frac{\int_{\Delta t} R(t) dt}{\Delta t} = \frac{R^p + \omega_{opt} R^c}{1 + \omega_{opt}}$$

これに加え、Corrector 計算には、時間変化する反応率を一定値R^pで扱うことによる誤差が含まれるため、次式のように因子F_aを用いて重みを増加させ、誤差低減を図った。

$$\tilde{\omega}_{opt} = 1 + (\omega_{opt} - 1) F_a$$

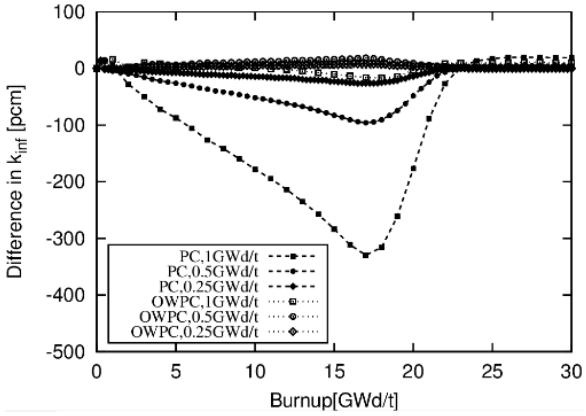


図 1. PC 法と OWPC 法のk_{inf}差異（Gd10wt%）

3. 計算結果　計算コードは CBZ を用いた。計算体系は中心を Gd 入り燃料とする 3×3 マルチセル体系とした。時間ステップは 1，0.5，0.25GWd/t 刻みとし、参照解は時間ステップ 0.01Gwd/t 刻みで PC 法を用いた計算から得た。なお、F_aは 2.8 とした。**図 1** に PC 法及び OWPC 法を用いた際の、中性子無限増倍率の参照解との差異を示す。OWPC 法では同一のステップ刻みの計算において PC 法に比べ誤差を低減でき、WPC 法の実用性の問題を解決できた。また、様々な Gd 濃度の体系に関しても誤差が低減できることを確認した。

参考文献　[1] 奥村　晋太朗，他：原子力学会　春の年会 (2017). [2] Yamamoto A, et al., Nucl. Sci. Eng., 163, 144-151 (2009).

*Shintaro Okumura, Go Chiba and Tadashi Narabayashi
Hokkaido Univ.

次世代高速炉の核設計における燃焼核特性評価の解析条件の検討
(2) 集合体出力分布及び最大線出力密度評価における解析条件

An Investigation of the Core Neutronics Analysis Conditions for Evaluation of Burnup Nuclear Characteristics of Next-Generation Fast Reactors
(2) The Core Neutronics Analysis Conditions for Evaluation of Fuel Assembly Power Distribution and Maximum Linear Power Density

*滝野 一夫[1], 杉野 和輝[1], 大木 繁夫[1]
[1]日本原子力研究開発機構

高い燃焼度を設計目標とする次世代高速炉の核設計高度化のため、集合体出力分布及び最大線出力密度に着目して、燃焼核特性評価の計算コストと精度の関係を整理した。

キーワード：次世代高速炉、集合体出力分布、最大線出力密度、MARBLE2

1. 緒言

許容される計算時間内で得られる解析精度を把握するため、集合体出力分布及び最大線出力密度に着目し、格子計算及び炉心計算における解析条件の違いによる計算時間への影響の整理を行う。

2. 解析条件

電気出力 750MWe の次世代ナトリウム冷却高速炉[1、2]を対象に、汎用炉心解析システム MARBLE2 を用いて、種々の解析条件で 3 次元 Tri-Z 体系炉心燃焼計算を行う。エネルギー群の取り扱いでは 175 群超微細群炉定数適用時(連続ｴﾈﾙｷﾞｰ相当) に対する簡略化解析条件ケース（拡散・6 ﾒｯｼｭ/集合体に固定）を、中性子輸送の取り扱いでは S_4 輸送 24 ﾒｯｼｭ/集合体 (輸送計算の無限 S_N、無限小空間ﾒｯｼｭ相当) （以下 T24M）に対する同条件ケース（7 群に固定）をそれぞれ設定する。今回は平衡サイクルにおける集合体出力分布及び最大線出力密度に着目し、スナップショット計算で得た補正係数を集合体毎あるいは領域毎に適用しつつ解析精度及び計算時間へ与える影響を定量化する。

3. 解析結果

簡略化解析条件ケースの 7 群及び拡散・6 ﾒｯｼｭ/集合体（以下 D6M）ケースを例に、補正前後の集合体出力分布の結果を図 1 に示す。補正後の炉心部の差異は参考精度（約 1%）未満となるが、7 群ケースの径方向ブランケットでは参考精度を越える差異が残ることが分かる。また、最大線出力密度は集合体出力分布同様に、いずれのケースでも炉心部で参考精度（約 1%）以下となった。図 1 ではエネルギー群に関して、7 群ケースのみを取り扱ったが、表 1 から読み取れるように、18 群以下の少数群では精度が悪化する一方、計算時間は頭打ちになる。中性子輸送の取り扱いに関しては、D6M ケースが要する計算時間は T24M ケースの約 1/64 であった。

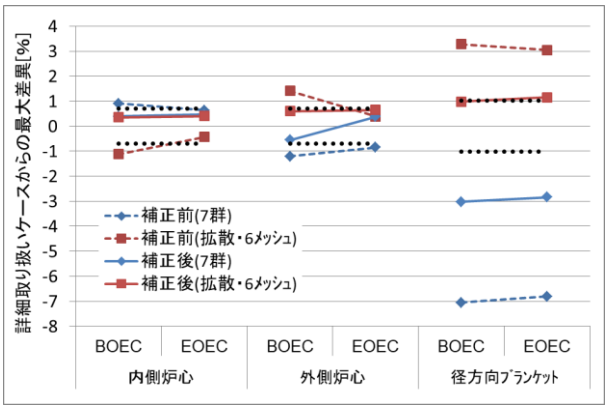


図 1 集合体出力分布における各簡略化ケースの詳細取り扱いケースとの最大差異
*1 BOEC:平衡ｻｲｸﾙ初期 EOEC:平衡ｻｲｸﾙ末期
*2 点線部は各領域の参考精度（断面積起因誤差の 1σ [3]）

表 1 EOEC 到達までに要した CPU 時間の相対比
7 群の計算時間: 1.1 時間（CPU ｸﾛｯｸ周波数: 3.0 GHz）

	7群	18群	36群	70群	175群
計算時間比	1（基準）	1.1	1.8	2.8	12
ﾌﾞﾗﾝｹｯﾄ最大差異	−3.0%	−1.6%	−1.0%	−0.6%	—

4. 結言

格子計算と炉心計算に関して、解析条件の違いが及ぼす集合体出力分布及び最大線出力密度を整理した。この結果、許容される計算時間に応じた精度が得られる解析条件を選択することが可能となった。

参考文献

[1] 大久保努, 他: 原子力学会「2010 年秋の大会」P30, [2] 小倉理志, 他: 原子力学会「2010 年秋の大会」, P31
[3] 杉野和輝, 他: JAEA-Research-2012-013, (2012)

*Kazuo Takino[1], Kazuteru Sugino[1] and Shigeo Ohki[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

General Meeting

Thu. Sep 14, 2017 12:00 PM - 1:00 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room G C213 - C Block

[2G_GM] 「炉物理部会」第47回全体会議

[2G_GM] General Meeting

General Meeting

[2G_GM] 「炉物理部会」第47回全体会議

Thu. Sep 14, 2017 12:00 PM - 1:00 PM Room G (C213 - C Block)

[2G_GM]General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network：Reactor Physics Division

Thu. Sep 14, 2017 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room G C213 - C Block

[2G_PL] Rolling of the R&D road map in reactor physics

Chair: Akio Yamamoto (Nagoya Univ.)

[2G_PL01] Rolling strategy of the road map and vision/mission of reactor physics

*Yosuke Miki[1] (1. TEPSYS)

[2G_PL02] Overview of updated road map (systems and facilities)

*Kenji Yokoyama[1] (1. JAEA)

[2G_PL03] Overview of updated road map (human resources and technical issues)

*Kazuki Kirimura[1] (1. MHI)

2017年秋の大会

炉物理部会セッション

原子炉物理分野の研究・開発ロードマップの更新
Rolling of the R&D road map in reactor physics

（1）ロードマップ更新の経緯・方針及び原子炉物理分野のビジョン・ミッション

(1) Rolling strategy of the road map and vision/mission of reactor physics

*三木　陽介[1]、「炉物理ロードマップ調査・検討」WG
[1]テプシス

1. 背景

炉物理部会では、原子力安全における原子炉物理の位置づけを今一度確認し、原子力施設における世界最高水準の安全性確保に対する原子炉物理の寄与を確認するために、原子炉物理分野で取り組むべき課題を示す「原子炉物理分野の研究・開発ロードマップ」[1]を 2012 年 3 月に策定した。(以後、2012RM と記す。)

その後、策定されたロードマップに基づいていくつかのアクションが実施されているが、その一方で、ロードマップ策定時から 5 年程度が経過しており、この間に原子力を取り巻く環境は非常に大きく変化してきたといえる。そこで、ロードマップの更新作業を通じて原子炉物理のあり方、今後進むべき道を改めて議論することに大きな意義があると考え、2016 年 10 月に、原子炉物理部会に「炉物理ロードマップ調査・検討」WG（以後、WG と記す。）を発足させ、ロードマップの更新作業を実施することとした。（以後、本 WG にて更新したロードマップを 2017RM と記す。）

2. ロードマップ更新の経緯・方針

2.1. 2017RM 基本方針

2017RM 策定にあたり、基本的な考え方を以下の通り定めた。

○今回の作業においては、炉物理の将来について議論することがロードマップ（以後、RM と記す。）の策定そのものと同じくらい重要であるという認識に立つ。

○議論に制約を生じさせないという観点から、2012RM の枠組みには必ずしも捉われないものとする。

○「観察（Observe）・方向付け（Orient）・決心（Decide）・実行（Act）」の OODA サイクルの「観察・方向付け」を RM が担うものとする。また、更新した RM に基づき、原子炉物理の「決心・実行」の具体化を図るところまでを本 WG が実施するものとする。

○RM の主な役割を、「現在炉物理に従事している技術者および研究者にとって今後の研究・技術開発の方向性を示す指標となること」とする。これにより、RM を基にした国内炉物理関係者の協働による効果的な研究・技術開発の実現が期待できる。また、若手・学生に対して炉物理の重要性・魅力を示すものとしての役割も期待する。

2.2. 2017RM 策定手順

WG における 2017RM 策定手順を図 1 に示す。

WG ではまず現状認識を明確化するため「原子力を取り巻く環境」について議論を行った。この結果に基づき「2012RM の振り返り」を行うと共に、2020 年、2030 年、2050 年の「原子力のあるべき姿」について議論を行った。

次に原子力のあるべき姿も入力としつつ、炉物理分野の「Vision」と「Mission」を策定した。これは後述するが、原点に立ち返り炉物理分野への

図 1　2017RM策定手順

期待と責務を示したものである。

そしてこれら WG の議論を通し醸成された「現状」からの前方予測(forecast)、炉物理の「原点」からの後方予測(backcast)を入力として、2017RM（案）を策定した。

3. 原子炉物理分野のビジョンとミッション(案)

炉物理の将来のあるべき姿を考え、さらにその実現のために何をすべきかを考えるためには、「炉物理は何をするための学問か？」という基本的な問いに対する明確な考え方が必要である。そのような観点から、炉物理の Vision（果たすべき役割・目的）と Mission（Vision を達成するために行うべきこと）を、WG の議論を通して、以下のように作成した。この「炉物理の Vision と Mission(案)」は炉物理部会の基本方針の位置付けとなるものである。

＝＝

炉物理の Vision と Mission(案)

炉物理の Vision

原子核分裂反応を主とした中性子と原子核の相互作用を中核とする学術分野において、原子力システムで発生する様々な物理現象を深く理解し、安全に制御することにより人類社会の健全かつ持続的な発展に寄与する。

炉物理の Mission

[1] 人類社会に対する核燃料物質の資源価値を最大化し、客観的な指標とともに人類社会にとって最善な原子力利用のあり方を提示する。

[2] 安全性を最優先とすることを前提に、原子力利用のライフサイクルを通じたエネルギー安全保障性・環境調和性・経済性を向上させる利用方法を追求する。

[3] 原子力システムで生じるミクロレベルからマクロレベルに至る様々な物理現象を対象とし、その理解の精度を高めるとともに、理解の曖昧さを定量化する。

[4] 原子炉が原子炉たる理由を説明できる唯一の学術分野であることを念頭に、学術及び技術分野としての炉物理を発展させながら後世に引き継いでいく。

[5] 人類社会にとって有益な原子核反応の活用方法を追及する。

＝＝

以下は、上記の Vision と Mission に関するいくつかの補足である。

- Vision 及び Mission[3]に記載されている「物理現象」には、熱水力挙動や燃料の機械的挙動など、従来の炉物理の範疇の外にあるものも含んでおり、炉物理が「原子炉の物理」を扱うことを示している。
- Mission[1]の「客観的な指標」は、具体的には「社会の立場に立って、社会に対して責任を持って発信できる情報」と考える。
- Mission[5]については、「原子力エネルギー利用を中核としつつも炉物理の裾野を広げるという意味でその対象範囲を拡張する」とも言い換えられる。

4.まとめ

2017RM の策定経緯・方針を紹介すると共に、炉物理の原点に立ち返り作成した原子炉物理分野のビジョン・ミッション(案)を示した。本企画セッションにおける議論などを通じて、今後 2017RM と共に原子炉物理分野のビジョン・ミッションが WG メンバー以外にも共有され、様々な主体が研究開発の方向性を検討する際の情報として活用されることを期待したい。

参考文献

[1] 日本原子力学会・炉物理部会「炉物理の研究　第 64 号」(2012 年 3 月)

*Yosuke Miki[1]

[1]TEPSYS

2017年秋の大会

炉物理部会セッション

原子炉物理分野の研究・開発ロードマップの更新
Rolling of the R&D road map in reactor physics

（2）更新されたロードマップの概要（制度基盤、施設基盤）
(2) Overview of updated road map (systems and facilities)

*横山　賢治[1]、「炉物理ロードマップ調査・検討」WG
[1]原子力機構

1. はじめに

炉物理部会では、2012 年に策定した「原子炉物理分野の研究ロードマップ」[1]（以後、2012RM と記す。）を更新するために「炉物理ロードマップ調査・検討」WG（以後、WG と記す。）において、当該ロードマップの更新作業（以後、本 WG にて更新したロードマップを 2017RM と記す。）を実施している[2]。2017RM は、2012RM と同様に、基礎基盤技術を制度基盤、人材基盤、施設基盤、技術基盤の４つの大分類で構成されており、本稿ではこのうちの制度基盤と施設基盤の概要について紹介する。2017RM の策定は、まず大分類毎にグループに分かれて作業を行い、その後 WG メンバー全体でレビューし、WG 全体で共通認識を図るという形で進められた。各グループでは、2017RM の策定に先立ち、2012RM の振り返り作業を行い、アクション実績の有無を確認した。アクションがあった場合については、具体的な内容や動機、アクションがなかった場合には理由を考察して整理した。この 2012RM の振り返りや、「原子力のあるべき姿」、「炉物理のビジョンとミッション」の議論[2]を通して 2017RM（案）の策定を行った。

2. 制度基盤に関するロードマップ更新の概要

制度基盤のロードマップの中・小分類の更新内容の概要を表 1 に示す。

表 1　制度基盤の中・小分類の更新(案)

中分類*	小分類	
	2012RM	2017RM
法令・指針	指針体系見直し	指針体系見直しに対する貢献
	規制体系の国際標準化	規制体系における国際基準と整合性確認
	プラント輸出に伴う安全規制	
民間規格・基準	解析コードに対するトピカルレポート制の活用と拡大	解析コードに対するトピカルレポート制の活用と拡大
	取替炉心の安全性評価手法	（削除）
	燃焼度クレジットによる未臨界管理	臨界安全管理における反応度クレジット適用手順等に関わる標準の策定
	クリアランスレベル設定のための高精度インベントリ評価	クリアランス判定基準の高度化
	燃料サイクル施設における仮想臨界事故解析手法	臨界事故評価手法標準の策定
	臨界事故リスク評価手法	
	燃料デブリ除去に関する未臨界管理	燃料デブリ除去に関する未臨界標準の策定

*：中分類については 2012RM からの変更点はない。

制度基盤では中分類についての更新はなかったが、表に示すように、小分類については 2012RM の振り返り結果を受けて大きく見直されている。特に、臨界事故評価手法については、リスクの大きさに応じたグ

レーデッド・アプローチに繋げていくための検討や、東京電力福島第一原子力発電所の事故（以後、東電福島第一事故と記す。）の燃料デブリ除去における未臨界管理等の観点から、内容が大きく見直されており、更に一部は詳細化されて技術基盤の項目に再構成されている。小分類の各項目の内容としては、概要、取り組むべき理由等のより詳細な情報が記載されているが、制度基盤の 2017RM の特徴としては、東電福島第一事故を踏まえた規制基準の抜本的見直しが行われていることを受けて、炉物理の最新知見を法令・指針、民間規格・基準等に迅速に反映していくという観点から多くの見直しが行われていることが挙げられる。

3. 施設基盤のロードマップ更新の概要

同様に、表 2 に施設基盤の中分類、小分類の更新内容の概要を示す。2012RM の施設基盤には中分類までしか項目がなかったが、2017RM では小分類まで細分化され、中分類にも項目が一つ追加されている。細分化が行われた項目は、今後、新材料の導入や運転条件の高度化、燃料デブリの臨界安全技術開発等に関連して幅広いニーズが出てくることを想定した内容となっている。新しく追加された中分類項目は、今後、実機プラントの廃止措置や新設が進むことを想定し、廃炉過程における実機プラントの最大限の活用方法の検討や、新設プラントの研究利用を意識した取り組みを提案するものとなっている。また、他の項目についても内容は全面的に書き直されている。施設基盤の 2017RM の特徴的な点としては、人材育成の観点を強調している点が挙げられる。臨界実験を通した若手研究者を対象とする次世代育成が難しくなっているという観点だけではなく、高度な技術を持つ技術者・運転者の人材確保や実験・測定技術の継承の観点からも現状を踏まえて内容の更新が行われている。

表 2　施設基盤の中・小分類の更新(案)

2012RM	2017RM	
中分類*	中分類	小分類
臨界実験装置の維持・高度化	臨界実験装置の維持・高度化及び新設	臨界実験装置、及び同装置での測定技術の維持
		臨界実験装置で模擬できる臨界及び未臨界状態の範囲拡大
研究炉・実験炉の維持・高度化	研究炉・実験炉の維持・高度化及び新設	（同左）
ホットラボの維持・高度化	ホットラボの維持・高度化及び新設	（同左）
加速器施設の維持・高度化	加速器施設の維持・高度化及び新設	（同左）
―――――	実機を活用した測定技術開発及びデータ取得	実機プラントの研究のための有効利用

*：2012RM の施設基盤は中分類までで小分類はなかった。

4. まとめ

炉物理部会で更新作業を進めている 2017RM の制度基盤及び施設基盤に関する概要を紹介した。2012RM の振り返り結果、2017RM の内容ともにここでは紹介しきれない詳細な情報を含んでいる。この更新作業の結果が WG メンバー以外にも共有され、今後の研究開発で活用されることを期待する。

参考文献

[1] 日本原子力学会・炉物理部会「炉物理の研究　第 64 号」(2012 年 3 月)
[2] 三木陽介、「ロードマップ更新の経緯・方針及び原子炉物理分野のビジョン・ミッション」、2017 年秋の大会

*Kenji Yokoyama[1]
[1]JAEA

2017年秋の大会

炉物理部会セッション

原子炉物理分野の研究・開発ロードマップの更新
Rolling of the R&D road map in reactor physics

（3）更新されたロードマップの概要（人材基盤、技術基盤）
(3) Overview of updated road map (human resources and technical issues)

*桐村　一生[1]、「炉物理ロードマップ調査・検討」WG
[1]三菱重工業

1. はじめに

炉物理部会では、2012 年に策定した「原子炉物理分野の研究ロードマップ」[1]（以後、2012RM と記す。）を更新するために「炉物理ロードマップ調査検討」ワーキンググループ（以後、WG と記す。）において、当該ロードマップの更新作業（以後、本 WG にて更新したロードマップを 2017RM と記す。）を実施している[2]。2017RM は、2012RM と同様に、基礎基盤技術を制度基盤、人材基盤、施設基盤、技術基盤の４つの大分類で構成されており、本稿ではこのうちの人材基盤と技術基盤の概要について紹介する。2017RM は、WG メンバー全体で情報共有を図りながら、大分類毎にグループに分かれて更新作業を推進した。各グループでは、2012RM の振り返り作業を行い、アクションがあった場合については、具体的な内容や動機、アクションがなかった場合には理由を考察して整理した。さらに、「原子力のあるべき姿」や「炉物理のビジョンとミッション」の議論を通じて、backcast アプローチにより新たな項目を追加した。このようなプロセスにより、2017RM の策定を行った。

2. 人材基盤に関するロードマップ更新の概要

人材基盤のロードマップの中・小分類の更新内容の概要を表 1 に示す。2012RM の人材基盤は中分類で 10 項目に分けてロードマップを記載していたが、2017RM では小分類まで細分化するとともに、backcast アプローチにより新規項目が追加されたことから、小分類として 17 項目を設定した。中分類は 17 の小分類項目を人材育成における段階（「人材像の提示」、「公衆理解・初等教育」、「専門教育」、及び「技術伝承」）、及び「機関・分野横断的な活動」、「国際協力」、「炉物理実験施設の利用・提案」の 7 つに分類した。2017RM で新設された小分類項目には、福島第一事故を契機とした安全性の機運の高まりを受け、重要性や必要性が高まっている公衆理解・初等教育への取り組みに関するものや、炉物理分野を担う人材に如何に技術伝承を行うべきかについて重点的に記載した。また、国内で利用可能な臨界実験施設が減少し、研究炉及び関連施設を活用した研究を行える機会が失われつつある状況を鑑み、臨界実験を通した若手研究者の育成、高度な技術を持つ技術者・運転者の人材確保や実験・測定技術の継承の観点を踏まえて「炉物理実験施設の利用・提案」を中項目として新設している。

表 1　人材基盤の中・小分類の更新(案)

2012RM	2017RM	
中分類*	中分類	小分類
あるべき人材像の提示	人材像の提示	炉物理を専門とする人材に対する人材像の提示
		炉物理を専門としない人材に対する人材像の提示
―――	公衆理解・初等教育	一般公衆向けの、原子力技術・放射線・核反応に関する平易な教材の開発
		炉物理に興味を持った人向けの情報発信ツールの開発
		炉物理の基礎学習のための導入的な教材の開発
―――	専門教育	炉物理の様々な話題に関する教育機会の提供
原子力安全のための炉物理教材の開発		原子力安全を学ぶためのマルチフィジックスを含む炉物理教材の開発
炉心設計学習のための炉心解析用ツールの開発(核・熱・機械連成解析)		
臨界安全学習のための教材と学習ツール開発		臨界安全を学ぶための教材の開発
炉物理講義指導要領の作成		炉物理講義要領の作成
		炉物理教材のデータベース化
原子力工学を専攻する学生数の維持	―――	―――
―――	技術継承	コード開発・整備分野における技術継承
		炉物理実験分野における技術継承
		原子炉設計に関する設計思想・技術の継承
	炉物理実験施設の利用・提案	人材育成のための既存の研究炉・関連施設の活用推進ならびに次世代炉物理研究施設の提案
各機関のリソース･特徴を合理的に組み合わせた教育インフラの整備	機関・分野横断的な活動	炉物理分野における機関横断的な人材育成環境の整備
		核データ・放射線工学・熱水力・材料基盤等の他分野と連携した分野横断的な人材育成
国際的原子力エンジニアを育成するための施設・設備の整備	国際協調	国際的に活躍する若手研究者育成のための海外研究交流の支援
国際展開のための標準炉物理･炉心設計カリキュラムの開発		
原子力新興国の人材育成支援､解析コード提供		

*：2012RM の人材基盤は中分類までで小分類はなかった。

：2017RM で新設された中・小分類の項目。

3. 技術基盤のロードマップ更新の概要

同様に、表 2 に技術基盤の中・小分類の更新内容の概要を示す。技術基盤では、2012RM の振り返りの結果、炉物理分野が取り組むべき項目はおおむね網羅されていることが改めて確認された。このことから、2012RM の分類をベースとして、ロードマップを更新し、backcast アプローチにより項目を追加している。具体的には、各小項目について、2012RM 策定以降の研究動向の概要、今後必要な研究要素、及び当該の研究により得られる効果（波及効果含む）を追記するなど、記載の拡充、及び詳細化を行った。また、2017RM において新設した小項目としては、福島第一の燃料デブリ取出しに関する研究を通じて重要性や必要性が高まっている解析技術として不定形体系の解析手法の高度化、及び臨界事故評価手法の開発を新たに追加し、取り組むべき内容を記載している。また、backcast アプローチによる検討を通じて医療利用や放射線利用に関する小項目を新たに追加するなど、2012RM をベースとしつつも、炉物理分野と他分野への応用や他分野との連携に視野を広げたものとなっている。

表 3　技術基盤の中・小分類の更新(案)

2012RM		2017RM	
中分類	小分類	中分類	小分類
解析技術	安全余裕の定量評価技術	解析技術	安全余裕の定量評価技術
	不確かさ評価技術		不確かさ評価技術
	マルチフィジックス・マルチスケールシミュレーション技術		マルチフィジックス・マルチスケールシミュレーション技術
			マルチフィジックス・マルチスケールシミュレーション技術を用いた他分野への貢献
	インベントリ・放射化高精度評価技術		インベントリ・放射化・遮蔽高精度評価技術
	未臨界と判定できる実効増倍率の決定方法		未臨界と判定できる実効増倍率の決定方法
	―――		炉心解析技術の高度化
			不定形体系の解析手法の高度化
			臨界事故評価手法の開発
実験技術	未臨界度の絶対測定手法	実験技術	未臨界度の絶対測定手法
	実験計画・測定技術の高度化		実験測定技術の高度化及び現有施設の活用
			臨界実験以外の実験データの拡充
			既存の実験データや測定データを利用した検証ベンチマークの拡充
			今まで測定できなかった項目や検討してこなかった体系に関する新たな実験の提案
データベース	核設計コードの標準（検証用）ベンチマーク問題の整備	データベース	核設計コードの標準（検証用）ベンチマーク問題の整備
	共分散を含む高品質の核データ整備		MA や長寿命核種などを対象とした微分実験(核データ測定)及び臨界実験の拡充
			共分散を含む高品質の核データ整備
	核データ評価技術の継承と高度化		核データ評価技術の継承と高度化
	国産標準コードシステムの開発、国産断面積処理コードの整備		国産標準コードシステムの開発、国産断面積処理コードの整備
革新炉の設計技術	核変換	将来的なニーズを満たす原子炉に関する技術	核変換
	固有安全炉		固有安全炉
	Th サイクル		Th サイクル
	―――		高速炉サイクル
			医療利用や放射線利用を目的とした原子炉・中性子源

：2017RM で新設、または項目名を変更した中・小分類の項目。

3. まとめ

炉物理部会で更新作業を進めている 2017RM の人材基盤および技術基盤に関する概要を紹介した。2012RM の振り返り結果、2017RM の内容ともに、ここでは紹介し切れない詳細な情報を含んでいる。この更新作業の結果が WG メンバー以外にも共有され、今後の研究開発で活用されることを期待する。

参考文献

[1] 日本原子力学会・炉物理部会「炉物理の研究　第 64 号」(2012 年 3 月)

[2] 三木陽介、「ロードマップ更新の経緯・方針及び原子炉物理分野のビジョン・ミッション」、2017 年秋の大会

*Kazuki Kirimura[1]

[1]MHI

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：301-1 Reactor Physics, Utilization of Nuclear Data, Criticality Safety

Thu. Sep 14, 2017 2:45 PM - 3:50 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 5:45 AM - 6:50 AM UTC | Room G C213 - C Block

[2G10-13] Analysis Method Development 2

Chair:Tomoaki Watanabe (JAEA)

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

[2G10] Development of collision probability method based on Mesh to Mesh computation (9)
Application of combination method with IC method to cylindrical system

*Tetsuo Matsumura[1] (1. CRIEPI)

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

[2G11] Research on a neutron transport calculation method based on IGA

*Willem Van Rooijen[1], Riho Horita[1] (1. Research Institute of Nuclear Engineering)

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

[2G12] Partial Current Discontinuity Factors via JFNK in HIRE-Theoretic Multigroup Transport Equations

*Nam Zin Cho[1], Seungsu Yuk[1], YuGwon Jo[1] (1. KAIST)

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

[2G13] Convergence Criterion in Monte Carlo Criticality Calculation based on Stochastic Differential Equation

*Taro Ueki[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

3:45 PM - 3:50 PM JST | 6:45 AM - 6:50 AM UTC

Time reserved for Chair

Mesh to Mesh 計算に基づく衝突確率法の開発(9)
IC 法との組合わせ手法の円筒体系への適用

Development of collision probability method based on Mesh to Mesh computation (9)
Application of combination method with IC method to cylindrical system

*松村 哲夫
電中研

個別の領域(Mesh)から領域への衝突確率を独立して計算する衝突確率法において、数値計算では時間の掛かる衝突確率を簡易に計算する手法を開発している。漏洩確率のテーブルから得られる均質体系の衝突確率と境界カレント法（IC 法）と組み合わせる事で、汎用的な輸送計算手法の開発が期待できる。無限円筒体系に本手法を適用し、汎用的な輸送計算が可能な事が判った。また、無限円筒体系と XY 体系の IC 法境界での漏洩束の角度分布を比較し、XY 体系での IC 法境界での適切な角度分布の近似方法の見通しを得た。

キーワード：輸送計算，衝突確率，漏洩確率

1. 緒言 長方形セルの漏洩確率テーブルから均質 XY 体系の衝突確率を容易に計算する事が可能である[1]。これと境界カレント法（IC 法）と組み合わせる事で、汎用の XY 体系の放射線輸送計算手法の試行を行い、IC 法の境界における角度分布を P0、P1 及び P2 関数で近似した処、P1 及び P2 関数近似では、空間的にも角度的にも非合理的なフラックスとなった[2]。IC 法境界でのカレントの角度分布には、XY 方向への角度分布及び Z 方向への角度分布があり、各々の角度分布のフラックスへの影響を検討するため、XY 方向への角度分布が XY 体系より単純と考えられる 1 次元の無限円筒体系に本手法を適用する事で、XY 方向および Z 方向の角度分布の近似方法の影響を検討した。

2. IC 法境界での漏洩束の角度分布 境界での漏洩束を法線からの XY 方向への角度（α）及び法線から Z 方向への角度(θ)を用いて、cos θ・cosα・(C1 + C2 cos θ + C3 cosα）と近似した（P1 関数近似)。ここで Ci は、角度分布の(cos θ)^n 及び(cosα)^m 重みの［0－ π/2］範囲の積分値から得られる係数である。単一メッシュからの漏洩束を XY 体系と無限円筒体系で比較すると、漏洩束の角度分布の解析解への近似の程度が、両者で異なっている事が示された（図 1、2)。

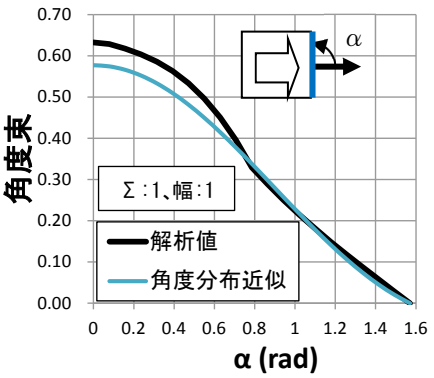


図 1 XY 体系単一メッシュの漏洩束

3. 輸送計算の試行 衝突確率と IC 法と組み合わせた輸送計算を試行した結果、無限円筒体系では、上記の角度分布の近似方法が有効である事が判った。一方、XY 体系では非合理的な結果を与える場合がある事が示された。この結果から、XY 体系では上記の角度分布の近似方法が適切で無く、角度分布の近似誤差の影響が大きい事が判った。

今後、角度分布の近似方法を見直して、XY 体系の輸送計算手法の検討を進める計画である。

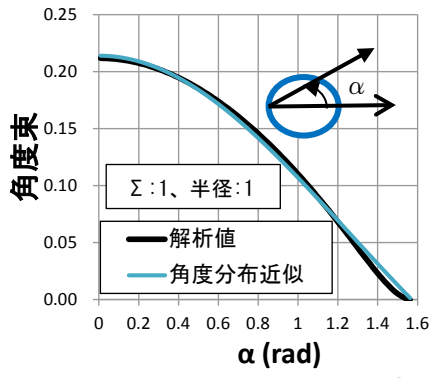


図 2 無限円筒体系メッシュの漏洩束

参考文献 ［1］T. MATSUMURA, N.S.E. Vol. 183, Number 3 407-420 (July 2016)、［2］松村哲夫， 日本原子力学会 2016 年春の年会，2F07

* Tetsuo MATSUMURA
CRIEPI

Research on a neutron transport calculation method based on IGA

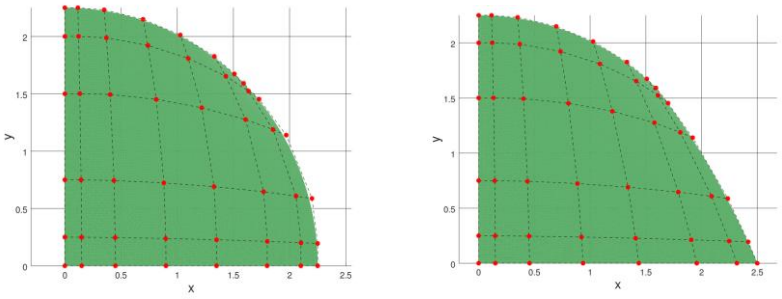
*Willem van Rooijen[1], Riho Horita[2]
[1]University of Fukui, Research Institute of Nuclear Engineering, [2]University of Fukui, Graduate School of Engineering, Nuclear Power and Energy Safety Engineering.

Abstract The theory of IsoGeometric Analysis (IGA) allows one to solve the neutron transport equation with a mathematically exact description of the geometrical domain. The IGA method thus does not require any approximations in the description of the geometry. In the current work, the necessary theory for neutron transport theory with IGA is shown and results of a simple test case are reported.
Keywords: IsoGeometric Analysis, neutron transport theory, arbitrary geometry, Finite-Element Method

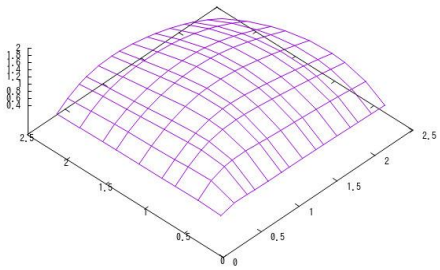
1. Introduction The steady-state neutron transport equation is defined on a six-dimensional phase space. In computer simulations, each dimension is discretized. The discretization introduces an error into the calculations. In the current work, Iso-Geometric Analysis (IGA) is applied to the S_N neutron transport equation. IGA allows a mathematically exact treatment of arbitrary geometry, thereby eliminating any errors due to geometrical approximations.

2. Theory. In S_N theory, the neutron transport equation is solved on some domain of interested: Cartesian (rectangular) domain, or a cylindrical domain, spherical, etc. A mathematical description of the geometry is needed. In conventional FEM calculations, the domain is approximated (triangles in 2D, hexahedra in 3D), and one must show that the approximation of the geometry does not introduce an unacceptable error. On the other hand, in NURBS theory the description of the geometry is always mathematically exact, i.e. no error is introduced due to geometrical approximation. In Iso-Geometric Analysis, NURBS theory is used to provide a mathematically exact description of the geometry [1]. The NURBS basis functions are subsequently used as basis functions in a FEM calculation based on a classical Galerkin method (Discontinuous Galerkin Finite Element Method, DGFEM). Thus, calculations can be done on arbitrary geometry with good accuracy.

3. Method development A calculation method is being developed based on the IGA method using NURBS software developed in earlier work [2]. In Figure 1 an illustration is given of a calculational domain (quarter circle), and a "deformed" domain. Also an example of a solution is given for neutrons entering the domain at an angle of 45º. The power of the IGA approach is that both domains can treated in a mathematically exact way. Thus, effects of thermal expansion can be treated without approximation.



(a) Quarter circle domain with IGA meshing (from [2]) (b) Deformed domain



(c) Solution of the transport equation. Neutrons enter under 45º angle.

Fig 1: calculation domains for IGA and an example solution.

4. Conclusion The theoretical framework to solve the neutron transport equation with IGA has been created and a calculation code is under development. Encouraging results have been obtained for several simple test cases. We have already identified a few weak points (most importantly, numerical stability). Another issue is the extension to multi-patch domains, and the fact that boundaries can be re-entrant (i.e. a neutron may leave the domain and re-enter through the same boundary).

References

[1] A.R. Owens, J.A. Welch, J. Kophazi, M.D. Eaton, "Discontinuous isogeometric analysis methods for the first-order form of the neutron transport equation with discrete ordinates (SN) angular discretization", Journal of computational physics, 315, 501 – 535 (2016)
[2] W.F.G. van Rooijen, "On the use of NURBS for particle transport calculations", AESJ meeting Fall 2014 (Kyoto, 2014)

Partial Current Discontinuity Factors Determined via JFNK in HIRE-Theoretic Multigroup Transport Equations

* Nam Zin Cho, Seungsu Yuk, and YuGwon Jo

Korea Advanced Institute of Science and Technology

The Jacobian-free Newton-Krylov method is used to efficiently determine partial-current discontinuity factors in the newly derived multigroup transport equations, in which the angular dependency in the total cross section is removed.

Keywords: PCDF, JFNK, HIRE Theory

1. Introduction

The homogeneity and isotropy restoration (HIRE) theory recently proposed [1,2] derives multigroup transport equations that maintain angle-independency in the total cross section and homogeneity in a material region. In HIRE theory, the partial current discontinuity factors (PCDFs) at the material region interface play a crucial role in providing energy group condensation equivalence. This Abstract presents a Jacobian-free Newton-Krylov (JFNK) procedure to efficiently determine the PCDFs in a fuel pin-cell problem, demonstrating its efficacy.

2. HIRE-Theoretic Multigroup Transport Equations and PCDFs

2-1. HIRE-Theoretic Equations

The continuous-energy neutron transport equation can be recast in the following multigroup transport equations:

$$\vec{\Omega}\cdot\nabla\psi_g(\vec{r},\vec{\Omega})+\sigma^m_{t,g}\psi_g(\vec{r},\vec{\Omega})=\sum_{g'=1}^{G}\sigma^m_{s0gg'}\phi_{g'}(\vec{r}) + \frac{\chi^m_g}{k_{eff}}\sum_{g'=1}^{G}\nu\sigma^m_{f,g'}\phi_{g'}(\vec{r}),\quad g=1,2,\ldots,G, \tag{1}$$

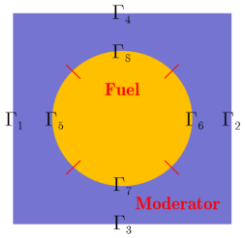


Fig. 1. Configuration of 2-D UO_2 pincell problem.

in which, to preserve the neutron leakages, the PCDFs are introduced to outgoing and incoming currents at surface k, as

$$f^+_{g,k}=\frac{J^-_{g,k}+J^{ref}_{g,k}}{J^+_{g,k}},\qquad f^-_{g,k}=\frac{J^+_{g,k}-J^{ref}_{g,k}}{J^-_{g,k}}. \tag{2}$$

The PCDFs are determined iteratively with the JFNK method to achieve equivalence between the continuous-energy problem and the multigroup problem with PCDFs.

2-2. Test Problem and Results

For a typical fuel pin with albedo boundary conditions $\alpha_1=1.1$, $\alpha_2=0.9$, $\alpha_3=1.2$, $\alpha_4=0.8$ in Fig. 1, JFNK requires 4 iterations (compared to 825 iterations in the fixed-point Picard method), leading to the same k_{eff} = 1.125990 and region-wise reaction rates.

3. Conclusions

The PCDFs play a crucial role in the HIRE-theoretic multigroup transport equations to preserve the leakages and reaction rates, and they can be determined very efficiently by the JFNK iteration, as demonstrated in the test problem.

References

[1] N. Z. Cho, Y.G. Jo, and S. Yuk, "Multigroup Transport Equations Derived via Homogeneity and Isotropy Restoration Theory," Trans. Am. Nucl. Soc., 115, 592-595 (2016).

[2] N. Z. Cho, Y.G. Jo, and S. Yuk, "A New Derivation of the Multigroup Transport Equations via Homogeneity and Isotropy Restoration Theory," Ann. Nucl. Energy, submitted (2017).

確率微分方程式に準拠するモンテカルロ法臨界計算タリーの収束基準

Convergence Criterion in Monte Carlo Criticality Calculation based on Stochastic Differential Equation

*植木 太郎[1]

[1]日本原子力研究開発機構 安全研究センタ 臨界安全グループ

モンテカルロ法臨界計算においては、世代間相関のため、タリー標本平均の確率論的分布収束を判定するための手法が未確立である。本予稿では、確率微分方程式を通して導出された収束性基準を報告する。

キーワード：確率微分方程式，モンテカルロ法，臨界計算，タリー，収束基準，パワースペクトル。

1. 緒言 2016 年秋の年会において報告した統計誤差評価のための標準化時系列法[1]に、確率微分方程式に基づく変換を導入してパワースペクトルを評価し、確率論的分布収束を議論する。

2. 確率論的分布収束の評価 世代ごとのタリー時系列 x_j, j=1,…,n に対して、最初の m 項の標本平均を s_m、分散パラメータを$\sigma^2=AC(0)+2\Sigma_{i\geq1}AC(i)$とする。ここで、$AC(i)$は、世代差 i に対する時系列 x の共分散である。また、nt を越えない最大の整数を$[nt]$とする。相関の下での中心極限定理によると、$n\to\infty$ の際、$0\leq t\leq1$において、$T_n(t)=[nt](s_n-s_{[nt]})/(\sigma\sqrt{n})$ の分布がブラウン橋 $(B_B(t))$ の分布に収束する。一方、ブラウン橋とブラウン運動 $(B_M(t))$ に関して、確率微分方程式 $dB_M(t)=B_B(t)dt/(1-t)+dB_B(t)$ [2]が成り立つ。そこで、新たな過程 $U_n(t)$ を $U_n(0)=0$ および $\Delta U_n(t)=T_n(t)\Delta t/(1-t)+\Delta T_n(t)$ の変換により定義すると、$n\to\infty$ の際、$0\leq t\leq1$において、$U_n(t)$ はブラウン運動の分布に収束する。したがって、$U_n(t)$ のパワースペクトルをブラウン運動のパワースペクトル $1/f^2$ と比較することにより、タリー標本平均の確率論的分布収束を診断することができる。なお、$U_n(t)$ のパワースペクトルは$|(1/n)\Sigma_{m=1}^{n}U_n(m/n)\exp(-i2\pi fm/n)|^2$により計算する。

3. 数値計算結果および結論 電気出力 1200MWe の PWR の全炉心モンテカルロ計算のタリーに、前節の手法を適用した。炉内水平面対角線上で中心から 5 体目の燃料集合体の下から 1/4 に相当する高さの局所出力の結果を図 1 に、実効増倍率の結果を図 2 に示す。計算条件は、1 世代あたり 100000 粒子で総世代数 4500 である。局所出力タリーは収束していないが実効増倍率タリーは収束していることがわかる。前者の結果は、2016 年秋の年会に発表した統計誤差バイアスの結果[1]と矛盾しない。一方、計算条件は実効増倍率タリーに関して、十分な全粒子数を確保している。対照的な計算結果は、パワースペクトルが収束性基準となりうることを示している。デブリ臨界評価手法整備事業において、検討継続の予定である。

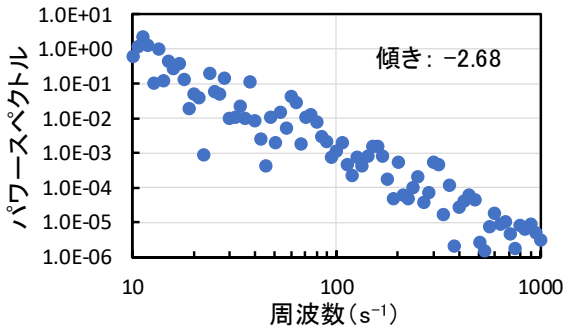


図1 局所出力タリーのパワースペクトル

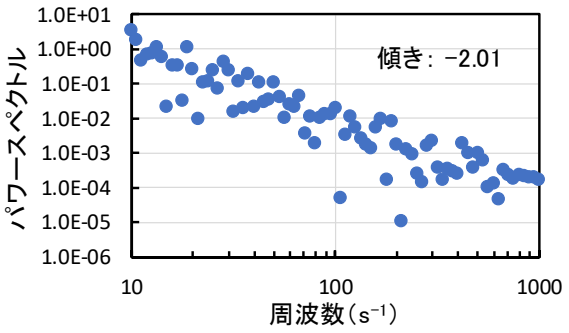


図2 実効増倍率タリーのパワースペクトル

参考文献

[1] 植木太郎、直交規格化加重に基づく標準化時系列法による統計誤差評価、2016 年秋の年会、講演番号 2H07。

[2] Karatzas, I., Shreve, S.E. Brownian Motion and Stochastic Calculus, 2nd Ed. Springer; 1991.

本報は、原子力規制庁受託事業「平成 29 年度東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法整備」の成果の一部を含む。

*Taro Ueki

[1]Japan Atomic Energy Agency, Nuclear Safety Research Center, Criticality Safety Research Group

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：301-1 Reactor Physics, Utilization of Nuclear Data, Criticality Safety

Thu. Sep 14, 2017 3:50 PM - 5:10 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 6:50 AM - 8:10 AM UTC | Room G C213 - C Block

[2G14-18] Criticality Control Technique Development 1

Chair:Kenya Suyama (JAEA)

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

[2G14] Study on container capacity limitations of remove fuel debris in defueling Fukushima Daiichi nuclear power station

(1)Effect of floor materials on the criticality of fuel debris leaked from a container during defueling work

*Kei Yoshioka[1], Naoyuki Takaki[1], Hiroki Takezawa[1], Toru Morikawa[1], Isamu Sato[1] (1. Tokyo City University)

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

[2G15] Study on container capacity limitations of removed fuel debris in defueling Fukushima Daiichi nuclear power station

(2)Criticality effect of deposition angle of fuel debris leaked from a container during defueling work

*Toru Morikawa[1], Kei Yoshioka[1], Naoyuki Takaki[1], Hiroki Takezawa[1], Isamu Sato[1] (1. Tokyo City University)

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

[2G16] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

(29)Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

*Makoto Nakano[1,2], Yasuhiro Harada[2,1], Yamato Hayashi[2,3], Yuuichi Morimoto[2,4] (1. MHI, 2. IRID, 3. Toshiba, 4. Hitachi GE)

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

[2G17] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

(30)Proposal of a statistical evaluation method for the criticality of the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

*Yuichi Morimoto[1,2], Masanori Akaike[1,2], Satoshi Takeo[1,2], Kazuya Ishii[1,2], Hiromi Maruyama[1,2,3] (1. IRID, 2. Hitachi GE, 3. NAIS)

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

[2G18] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

(31)Debris uncertainty on sub-criticality estimation with Feynman-alpha method

*Satoshi Wada[1,2], Kenichi Yoshioka[1,2], Shigeto Kikuchi[1,2] (1. IRID, 2. TOSHIBA)

5:05 PM - 5:10 PM JST | 8:05 AM - 8:10 AM UTC

Time reserved for Chair

福島第一原子力発電所の燃料デブリ回収容量に関する検討
(1)回収作業中に落下した燃料デブリの臨界性に対する堆積床面材質の効果

Study on container capacity limitations of remove fuel debris-
in defueling Fukushima Daiichi nuclear power station
(1)Effect of floor materials on the criticality of fuel debris leaked from a container during defueling work

*吉岡　慧[1]，高木　直行[1]，竹澤　宏樹[1]，　森川　徹[1]，佐藤　勇[1]
[1]東京都市大学

回収作業中に燃料デブリが回収容器から落下し、原子炉圧力容器及び格納容器底部の床面に円錐上に堆積した場合を想定し、落下したデブリの臨界性が床面から受ける影響を床面の材質ごとに定量的に評価した。
キーワード：福島第一原子力発電所、原子炉物理、燃料デブリ、臨界安全、回収容量

1.　緒言

福島第一原子力発電所(1F)の燃料デブリの取り出しは、原子炉圧力容器(RPV)及び格納容器(CV)底部に蓄積したデブリを破砕し、RPV 上部から降ろした回収容器に収納し、原子炉外へ搬出する方法が一つの候補として検討されている。本作業中に回収容器からデブリが落下した場合、RPV の構造材(ステンレス等)、下部に残存するデブリ、CV 底部の材質であるコンクリート上に堆積し、デブリの寸法や形状、水燃料体積比(Vm/Vf)等が変化することにより再臨界が生じる可能性がある。よって、これらの事態が発生した際の臨界性を予め評価しておく必要がある。

本検討ではデブリが冠水状態の RPV 内及び CV 底部に落下し円錐形に堆積した場合を想定し[1]、デブリの堆積する床面の材質(床材)が、堆積したデブリ(円錐堆積デブリ)、床材、周囲の水で構成される系全体の臨界性体系に与える影響を明らかにするため臨界解析を行った。

2.　解析

解析体系は図 1 のように RPV 下部等にデブリが堆積していることを想定し、床を簡易的に円柱形状とした。床デブリの組成に関しては、事故前の 1 号機の平均燃焼度と健全時のペレット、構造材の割合を反映したが、核分裂生成物の割合は事故時の挙動が不明のためゼロとした。床材による臨界性への影響を評価するため、床材の組成を以下の 3 種類に設定した。

a .床デブリ　b. SUS304　c.床無し(円錐堆積デブリのみ)

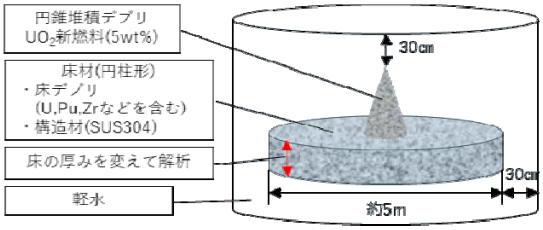


図 1　解析体系

円錐堆積デブリの体積は、円筒形回収容器において未臨界が担保される体積を基準として解析を行った。計算には汎用中性子・光子輸送計算コード MVP-2.0、核データは JENDL-4.0 を用いた。

3. 結果・考察

円錐堆積デブリが SUS304 に堆積した場合、臨界性は床材の厚みに関わらずほぼ一定であり、円錐堆積デブリのみの臨界性とほぼ同じで、臨界性の上昇は無い。

円錐堆積デブリが床デブリに堆積した場合、臨界性は床材の厚みとともに上昇する。また、床材の臨界性が高くなっていくため、ある程度の床の厚みで円錐堆積デブリの臨界性が堆積したことによる臨界性に対する影響が無くなる。円錐堆積デブリの体積が大きい方が、円錐堆積デブリの影響を受ける床の厚みの上限が大きい傾向があり、円錐堆積デブリの体積が 21L(円錐堆積デブリで未臨界が担保される最大体積)の場合、床の厚みが 60cm を超えると、系の臨界性は床面の臨界性のみに支配される。

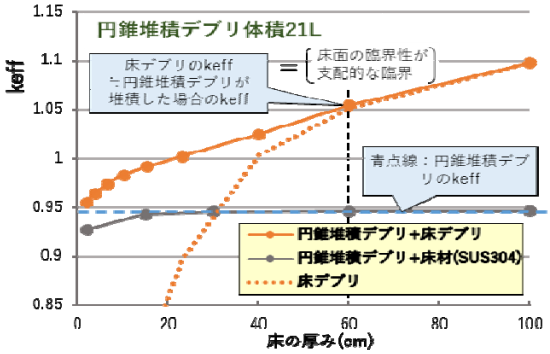


図 2　床の厚みに対する臨界性

4. 結言

落下したデブリの臨界性が床面から受ける影響を検討することを目的に臨界解析を行い、各種床材のデブリの臨界性に対する影響を確認することができた。今後 CV 底部に落下した場合に想定される、床材：コンクリートの場合についても同様の解析を行う。

参考文献

[1]佐藤嘉晃,「福島第一原子力発電所の燃料デブリ回収容量に関する検当」，第 2 回 NDEC 予稿集,2017

*Kei Yoshioka[1], Toru Morikawa[1], Naoyuki Takaki[1], Hiroki,Takezawa[1], Isamu Sato[1]
[1] Tokyo city Univ.

福島第一原子力発電所の燃料デブリ回収容量についての検討
(2)回収作業中に落下した燃料デブリの円錐堆積角度と臨界性に関する検討

Study on container capacity limitations of removed fuel debris-
in defueling Fukushima Daiichi nuclear power station
(2)Criticality effect of deposition angle of fuel debris leaked from a container during defueling work

*森川 徹[1]，吉岡 慧[1]，高木 直行[1]，竹澤 宏樹[1]，佐藤 勇[1]
[1]東京都市大学

回収作業中に燃料デブリが回収容器から落下して、すでにデブリが蓄積している原子炉圧力容器(RPV)下部等へ円錐状に堆積した場合を想定し、円錐の堆積角度と臨界性の関係を定量的に評価した。
キーワード：福島第一原子力発電所，原子炉物理，燃料デブリ，回収容量，臨界安全

1. 緒言

福島第一原子力発電所の今後の廃炉におけるデブリ回収作業時では、原子炉圧力容器(RPV)及び格納容器(PCV)内を冠水させ、RPV 下部等に蓄積したデブリを破砕などして、RPV 上部から未臨界が担保された円筒形回収容器に収納し、原子炉外へ搬出するなどが作業工程の一つとして想定される。この回収作業時における再臨界の可能性を排除するため、あらかじめ様々な状況下においての臨界性を評価する必要がある。

本研究では回収したデブリが回収容器から落下して、冠水状態の RPV 下部等に蓄積しているデブリへ円錐状に堆積した場合を想定し[1]、円錐堆積デブリの堆積角度と臨界性の関係を明らかにするため臨界解析を行った。

2. 解析

解析体系は図 1 のように RPV 下部等にデブリが堆積していることを想定し、床デブリを簡易的に円柱形状の床とした。組成に関しては、事故前の 1 号機の平均燃焼度と健全時のペレット、構造材の割合を反映したが、核分裂生成物の割合は事故時の挙動が不明のためゼロとした。この組成をもとに、体系の床デブリ厚みを以下のように設定した.

ケース①円錐デブリのみ (床デブリ 0cm)
②円錐デブリ+床デブリ 2cm
③円錐デブリ+床デブリ 15cm

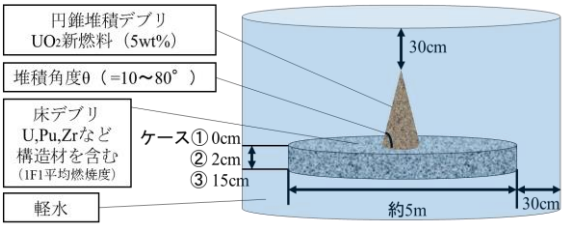


図 1：解析体系

円錐堆積デブリの体積は、床デブリ上へ円錐状に堆積した際、堆積角度 θ を変えても未臨界を維持するように調整・固定した。また、未臨界判定範囲は k-eff≦0.95 と設定した。
臨界計算には汎用中性子･光子輸送計算モンテカルロコード MVP-2.0、核データには JENDL-4.0 を用いた。

3. 結果

ケース①では θ=70°付近の時に臨界性は最大となった。表面積に着目した結果、θ＝70°で表面積が極小となることがわかった。よって、表面積が小さいほど中性子の漏れ量が小さくなるため、臨界性が大きくなると考えられる。

一方、ケース②、③では、k-eff を極大にする堆積角度は 64° 付近から 58° 付近へと円錐形状が扁平へ向かう変化があった。ここで、側面積に着目すると θ≒55°で極小となる。したがって、床デブリ単体の k-eff が増大すると、側面積が極小となる堆積角度に向かってシフトしていくと考えられる。

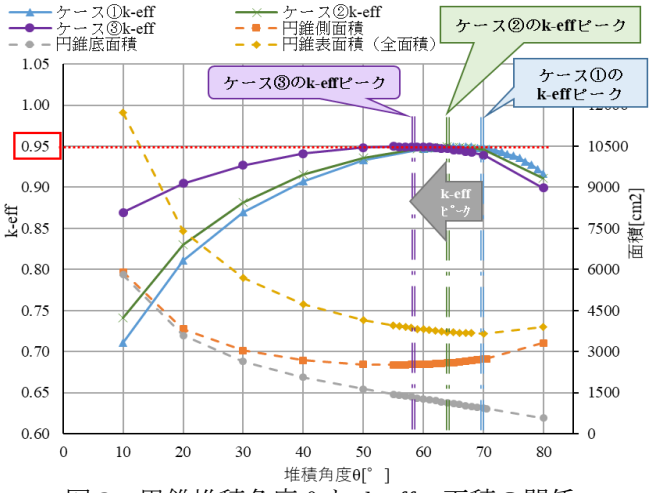


図 2：円錐堆積角度 θ と k-eff、面積の関係

4. 結言

k-eff が極大となる堆積角度 θ は、円錐堆積デブリの中性子の漏れ量と床デブリの臨界性に依存していることを定量的に明らかにした。引き続き、円錐堆積デブリの最適な θ に対する、コンクリート等材質の影響を検討する。

参考文献

[1] 佐藤嘉晃，「福島第一原子力発電所の燃料デブリ回収容量に関する検討」，第 2 回 NDEC 予稿集，2017

*Toru Morikawa[1], Kei Yoshioka[1], Naoyuki Takaki[1], Hiroki Takezawa [1], Isamu Sato[1]
[1]Tokyo City University

燃料デブリの臨界管理技術の開発
(29)臨界管理方針

Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris
(29) Policy of Criticality Control

*中野 誠[1,2]　原田 康弘[1,2]　林 大和[1,3]　森本 裕一[1,4]
[1] IRID　[2]三菱重工　[3] 東芝　[4] 日立GE

福島第一原子力発電所 1/2/3 号機内の燃料デブリ取り出しに向けて臨界管理技術の開発を進めている。本稿では、デブリ加工を考慮した臨界評価と、深層防護を踏まえたデブリ取り出し時の臨界管理手法の検討結果を報告する。

キーワード：福島第一原子力発電所事故、溶融燃料、デブリ、臨界安全、中性子吸収材

１．緒言

福島第一原子力発電所 1/2/3 号機内の燃料デブリは各種の測定結果から未臨界状態にあると推定されるが、今後のデブリ取り出しに向けてデブリの状態が変化する場合にも万全を期し、適切に臨界を防止するため、臨界評価、臨界監視技術及び臨界防止技術の開発を進めている。取り出しまでの各工程において想定される状況に応じて適切な技術を組み合わせて臨界管理方法を構築していく。本稿では、種々のデブリ加工方法に応じた臨界評価の結果を踏まえ、深層防護に基づいた、デブリ取り出し時の臨界管理手法について検討結果を報告する。

２．デブリ取り出し作業時の臨界評価

デブリ取り出し時の加工方法ごとの臨界リスクを評価した（表 1）。例えば、コアボーリングでは、穿孔されたデブリと水が混合することを想定し、加工量と添加反応度の関係を評価し、1 回あたりの加工サイズを制限することで、過剰な反応度添加（臨界近接監視及び万一の臨界到達の際の影響を抑制する観点から約 0.1%Δk としている）が抑制できることを確認した。また、レーザーガウジングやプラズマ加工では、デブリの切削粉が巻き上がり水と混合して臨界となるシナリオを想定して最小臨界重量を評価し、臨界到達までに十分な時間があり、適切な時間間隔で吸引を行うことで臨界を防止できることを確認した。

３．デブリ取り出しの臨界管理方法

デブリ取り出し時の臨界評価の結果に基づき、臨界を防止するとともに、万一再臨界が生じた場合にも一般公衆および作業員に過度の被ばくを防止する管理方法について検討した。図 1 は基本的な考え方を示すが、前回 [1] 報告した深層防護に基づく対策案に、個々の要素技術の検討結果を反映するとともに、IRID 外部の有識者の意見を受けて見直したものである。異常発生防止（臨界防止）については、２．に述べたデブリ加工法毎の臨界防止策とともに、中性子吸収材の適用、デブリ近傍に配置した臨界近接監視システムによる監視で構成する。また、異常検知および緩和として、万一臨界に至った場合の影響評価を実施した。デブリ取り出し作業中に想定しておくべき事象のうち、取り出し作業に伴って上部のデブリを落下させる事象について、臨界時挙動及び影響評価を実施し、外部環境に有意な影響を生じないレベルに抑制可能であることを確認した。

４．結果・考察

今後、臨界監視技術、臨界防止技術の開発を進め、デブリ取り出し時の臨界管理方法を確立し、2018 年夏に予定されているデブリ取り出し方法決定に資する。

表１　デブリ加工法毎の臨界評価の例

加工方法	臨界シナリオ	評価結果
ｺｱﾎﾞｰﾘﾝｸﾞ	穿孔されたデブリと水の混合	加工ｻｲｽﾞを一片 12cm 以下として過剰な反応度添加を防止（0.1%Δk 未満）
ﾚｰｻﾞｰｶﾞｳｼﾞﾝｸﾞ ・ﾌﾟﾗｽﾞﾏ加工	デブリ切削粉が巻き上がり、水と混合	最小臨界量は約 50kg 程度であり、臨界到達まで 1 時間程度を要する。

注）加工法は現在検討中のものである。

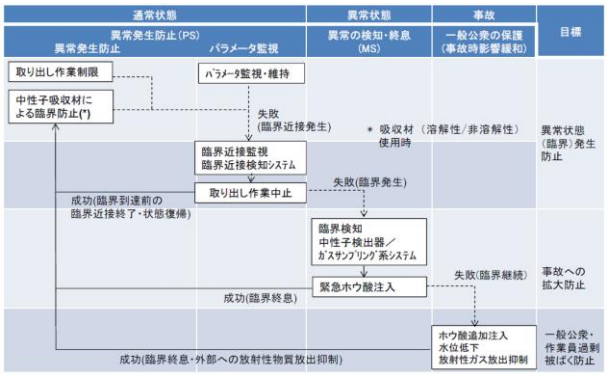


図 1 デブリ取り出し時臨界管理方法

謝辞
本件は、資源エネルギー庁『平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリ臨界管理技術の開発）」』の成果の一部を取りまとめたものである。

参考文献　[1]中野誠 他 2016 年秋の大会 H14（2016）

Makoto NAKANO[1,2]　Yasuhiro Harada[1,2]　Yamato HAYASHI[1,3]　Yuichi Morimoto [1,4]
[1] IRID, [2] Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., [3] TOSHIBA Corporation, [4] Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

燃料デブリの臨界管理技術の開発
（30）福島第一原子力発電所の統計的臨界評価手法の提案

Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris
(1) Proposal of a statistical evaluation method for the criticality
of the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

*森本裕一[1,2]，赤池正則[1,2]，竹生諭司[1,2]，石井一弥[1,2]，丸山博見[1,2,3]
[1]ＩＲＩＤ，[2]日立ＧＥ，[3]現ナイス

福島第一原子力発電所の現実的な臨界評価を実施するための枠組みを提案し，現在の知見に基づく試算の結果について報告する。

キーワード：臨界管理，福島第一原子力発電所，統計的評価，現実的な評価

1. 緒言

福島第一原子力発電所に対する統計的臨界評価手法を提案する。臨界評価に係る物理パラメタは未だ不確かであるが，保守的な仮定を重ねると過度に保守的な設備要求となる可能性がある。提案する手法の目的は，現在，または将来得られる炉内調査による知見や事故解析コードの結果を取り込み，現実的な状態を評価する枠組みを提供することにある。

2. 方法

開発した方法は，臨界評価に係るパラメタをサンプリングする方法，連続エネルギーモンテカルロ法による臨界計算手法，計算結果を統計的に処理する方法からなる。デブリの大きさや高さ，構造材の混入割合といった物理パラメタは，炉内状況に係る知見を用いて定めた確率分布関数を用いてサンプリングする。臨界計算の結果を統計的に処理することにより中性子増倍率の分布が評価できる。また、これらの結果から、どの物理パラメタが中性子増倍率と相関が強いかが判定できる。また、中性子増倍率に関する知見や観測結果が得られる場合、それを基にベイズ推定することにより仮定した確率分布に対する事後確率を求めることができ、より観測結果に整合する確率分布を求めることができる。

報告では 1 号機に対する統計的臨界評価の例を示す。解析体系は、圧力容器と格納容器をモデル化した 3 次元体系とした。デブリは圧力容器下部プレナム，ペデスタル，ドライウェルに落下しているものとした。デブリの分布は過酷事故解析コード MAAP の解析結果を基に定めた。また、デブリ性状に関する情報については，デブリ性状把握 PJ から提供される特性リストを考慮して設定した[1)]。

確率分布の改良の例として，平成 27 年度の PCV ガス管理システムの Kr-88 と Xe-135 の放射能濃度測定結果から評価した中性子源増倍係数[2)] を基に，構造材の混入割合をベイズ推定した結果について報告する。

3. まとめ

現在の結果は，設定した確率分布を基にしたものであるが，物理パラメタと中性子増倍率の相関などの知見を提供可能である。また、今後得られる知見を順次取り込むことにより，現実的な評価に近づけることができると考えている。

謝辞 本件は、資源エネルギー庁『平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリ臨界管理技術の開発）」』の成果の一部を取りまとめたものである。

参考文献 [1] 鷲谷忠博他、2015 年秋の大会、福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション(B-3)（2015）
[2] 丸山博見他、2016 年秋の大会 2H19（2016）

*Y. Morimoto[1,2], M. Akaike[1,2], S. Takeo[1,2], K. Ishii[1,2] and H. Maruyama[1,2,3]
[1]IRID, [2]Hitacih-GE Nuclear Energy, [3] Present affiliation is NAIS

燃料デブリの臨界管理技術の開発

（31）Feynman-α法を用いた臨界近接監視におけるデブリ不確かさ影響

Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

(31) Debris uncertainty on sub-criticality estimation with Feynman-alpha method

*和田 怜志[1,2]，吉岡 研一[1,2]，菊池 茂人[1,2]

[1]IRID，[2]東芝

福島第一発電所事故で発生した燃料デブリは組成や形状に大きな不確かさを持つ。燃料デブリの不確かさがファインマンα法を用いた未臨界度測定に与える影響を調査・検討した。

キーワード：福島第一発電所事故，燃料デブリ，臨界安全，ファインマンα法，不確かさ

1. 緒言

燃料デブリ取り出し時に形状が変化し，燃料デブリ内部に水が浸入する場合には水対燃料体積比が変化し中性子増倍率が増加する可能性がある。そのため燃料デブリの未臨界度を計測する必要がある。しかし燃料デブリの詳しい形状や組成等の情報はわかっておらず，不確かさが大きい。そこで，他手法と比較して燃料の組成や形状への依存度が小さく，検出効率に依存しないファインマンα法の採用を検討している[1]。

2. 燃料デブリ不確かさによるファインマンα法への影響

ファインマンα法での未臨界増倍率(ksub)は式 1 で示される。

$$ksub = \frac{1-\alpha\cdot\ell p}{1-\beta} \qquad \text{式 1}$$

ここで，αは中性子減衰定数，lp は即発中性子寿命，βは遅発中性子割合である。中性子減衰定数（α）は，式 2 に示される中性子計数率の平均と分散の関係（$Y(\Delta T)$）から得られる。また燃料デブリのβは，5E-3 程度のオーダーであり影響が小さい。そのため ksub の推定誤差に影響を及ぼすのは lp の不確かさである。

$$Y(\Delta T)=\frac{\langle C(\Delta T)^2\rangle-\langle C(\Delta T)\rangle^2}{\langle C(\Delta T)\rangle}-1=Y\infty\left(1-\frac{1-e^{-\alpha\Delta T}}{\alpha\Delta T}\right) \qquad \text{式 2}$$

ここで $C(\Delta T)$は ΔT 秒間の中性子計数，$Y\ \infty$は Y の ΔT に対する飽和値である。

燃料デブリの lp の相対差による ksub(真値 0.95)への影響を表に示す。表より lp を小さくすると ksub は過大評価となり，保守的な評価となる。lp の最小値と最大値を 2 倍の範囲に限定できれば，ksub は 3%以内で推定可能であることが分かる。

表　lp と ksub の関係

ksub	0.9750	0.9625	0.9500	0.9250	0.9000
lp/lp_{ref}	0.50	0.75	1.00	1.50	2.00

3. シミュレーションによる不確かさの評価

燃料デブリの不確かさが即発中性子寿命に与える影響範囲をシミュレーションで評価した。燃料デブリの不確かさは，ウラン濃縮度を 1~5wt%，H/U を 5~30 と仮定した。結果，燃料デブリの lp は，30～80μsec と評価された。図に一例として，同一形状体積，同一ウラン濃縮度(3.5wt%)で H/U のみを可変パラメータとしたときの実効増倍率(keff)と lp の関係を示す。図の体系では，lp の代表値を小さい側の 35μsec に選定することで，ksub を保守的な評価となる。また，lp の最小値と最大値の範囲は 2 倍以内なので，ksub は 3%dk 以内での一致を示す。

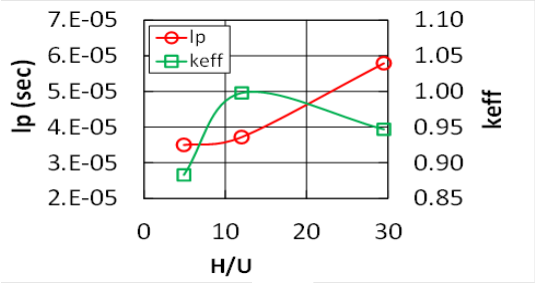


図　H/U、lp、keff の関係

4. まとめ

ファインマンα法の実機適用時に課題となる即発中性子寿命の不確かさは，低濃縮ウランの熱中性子炉体系の範囲に限定されるため，限定された範囲から適正に設定することで，ファインマンα法の不確かさ低減が可能である。

謝辞

本件は，資源エネルギー庁『平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリ臨界管理技術の開発）」』の成果の一部を取りまとめたものである。

参考文献

[1] 菊池　他，AESJ 2016 年秋の大会“2H17”，[2] Y. Nagaya, et al., JAERI 1348(2005),

*Satoshi WADA[1,2], Kenichi YOSHIOKA[1,2] and Shigeto KIKUCHI[1,2]

[1]IRID, [2]Toshiba Corporation

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：301-1 Reactor Physics, Utilization of Nuclear Data, Criticality Safety

Thu. Sep 14, 2017 5:10 PM - 6:30 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 8:10 AM - 9:30 AM UTC | Room G C213 - C Block

[2G19-23] Criticality Control Technique Development 2

Chair:Kenya Suyama (JAEA)

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

[2G19] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris
(32)Operation verification of Sub-criticality monitoring system using neutron source

*Shinya Kano[1,2], Mitsuru Oikawa[1,2], Hiroyuki Yazawa[1,2] (1. IRID, 2. Toshiba)

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

[2G20] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris
(33)Study on Application of Y_{inf} Correlation Equation of Feynman-alpha Method to Sub-criticality

*Mikio TOKASHIKI[1], Shinya KANO[2,3], Satoshi WADA[2,3], Shigeto KIKUCHI[2,3] (1. Nuclear Fuel Industries, Ltd., 2. International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 3. TOSHIBA CORPORATION)

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

[2G21] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris
(34)Criticality detection by virtual neutron capture method

*Takeshi Mitsuyasu[1,2], Aoyama Motoo[1,2], Yuichi Morimoto[1,2] (1. IRID, 2. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

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

[2G22] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris
(35)Applicable confirmation examination of neutron detectors to radiation environment derived from the fuel assembly for subcritical multiplication factor monitor

*Koichi Okada[1,2], Hiroyuki Yazawa[1,3], Yuichi Morimoto[1,2], Takahiro Tadokoro[1,2], Yuichiro Ueno[1,2] (1. IRID, 2. Hitachi-GE, 3. TOSHIBA)

6:10 PM - 6:25 PM JST | 9:10 AM - 9:25 AM UTC

[2G23] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris
(36)Neutron Multiplication Factor Estimation using Measured Data from PCV Gas Control System at Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Unit 1 (II)

*Masanori Akaike[1,2], Yuichi Morimoto[1,2], Satoshi Takeo[1,2], Hiromi Maruyama[1,2,3], Yu Toriyabe[1,2], Hideaki Matsumoto[4] (1. IRID, 2. Hitachi GE, 3. Present affiliation is NAIS, 4. TEPCO)

6:25 PM - 6:30 PM JST | 9:25 AM - 9:30 AM UTC

Time reserved for Chair

燃料デブリの臨界管理技術の開発
（32）Feynman-α法を用いた臨界近接監視システムの中性子源による動作検証

Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

(32) Operation verification of Sub-criticality monitoring system using neutron source

*加納 慎也[1,2]，及川 満[1,2]，矢澤 博之[1,2]

[1]IRID，[2]東芝

試作した臨界近接監視システム[1]が正常に動作することを確認するため，中性子源を用いた動作検証を行った。Ra-Be および Cf 中性子源の Y 値を測定し，理論値と一致する結果が得られることを確認した。併せて，システムのノイズ等の外乱が Y 値の測定結果に与える影響について検討した。

キーワード：福島第一原子力発電所事故，燃料デブリ，臨界安全，未臨界度測定，ファインマンα法

1. 緒言　燃料デブリ取り出し時に，臨界に近接する状態を早期に検知し，臨界の発生を未然に防止するためのシステム(臨界近接監視システム)[1]を開発している。臨界近接監視システムにおいては，燃料デブリから放出される中性子の相関を測り，ファインマンα法に基づいて，未臨界度を推定する。ここでは，システムの動作検証のために実施した Ra-Be および Cf 中性子源の Y 値の測定の結果について報告する。

2. 臨界近接監視システムによる Ra-Be および Cf 中性子源の Y 値の測定

2-1. システム構成および特徴　システム構成を図 1 に示す。短い時間間隔の中性子の相関を計測できるよう，カレントアンプを用いてシステムを構成し，100ns の時間分解能を持つシステムとした。システム内には，フィルタ回路を取り付け，電気的ノイズによる中性子の誤検出の低減を図った。

2-2. 測定条件　測定体系の模式図を図 2 に示す。Y 値の測定においては，中性子源の正面に B-10 中性子検出器を配置し，中性子の検出効率を高めるため，中性子検出器の周囲にポリエチレンブロックを配置した。

2-3. 測定結果　Ra-Be および Cf 中性子源の Y 値の測定値を図 3 に示す。Ra-Be 中性子源の Y 値は 0，Cf 中性子源の Y 値は，Y_∞～0.014 に漸近すると期待され，いずれも期待通りの値が得られた。

3. 結論　中性子源を用いた動作検証により，臨界近接監視システムの試作機で中性子源の Y 値を正しく測定できることを確認した。発表においては，システムのノイズ等の外乱が Y 値の測定結果に与える影響についても報告する。

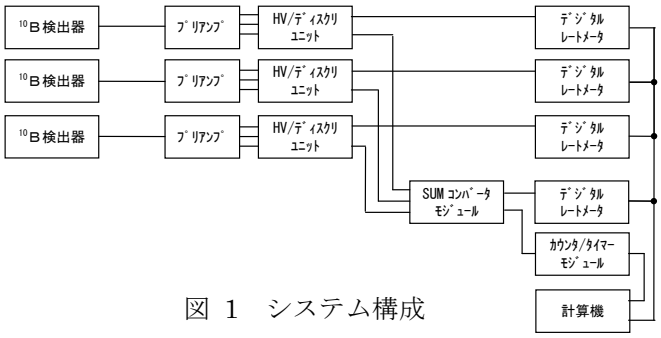


図 1　システム構成

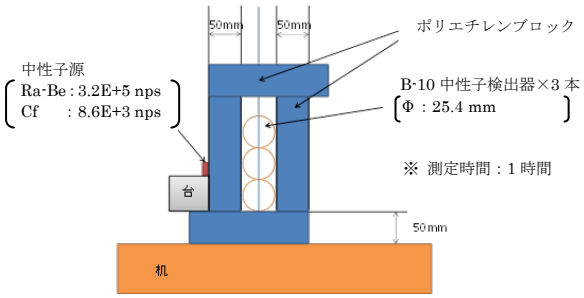


図 2　測定体系の模式図(側面図)

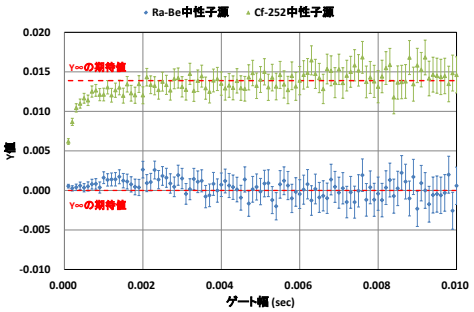


図 3　Ra-Be および Cf 中性子源の Y 値の測定結果

謝辞　本件は，資源エネルギー庁『平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金(燃料デブリ臨界管理技術の開発)」』の成果の一部を取りまとめたものである。

参考文献　[1] 菊池 他，AESJ 2016 年秋の大会 “2H17”

*Shinya Kano[1,2], Mitsuru Oikawa[1,2] and Hiroyuki Yazawa[1,2]　[1]IRID, [2]Toshiba Corporation

燃料デブリの臨界管理技術の開発
（33）Feynman-α法の Y_∞相関式によるデブリ未臨界度推定への適用性

Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris
(33) Study on Application of Y_∞ Correlation Equation of Feynman-alpha Method to Sub-criticality Estimation of Fuel Debris

*渡嘉敷 幹郎[1]，加納 慎也[2,3]，和田 怜志[2,3]，菊池 茂人[2,3]
[1]原子燃料工業，[2]IRID，[3]東芝

ファインマンα法の Y_∞と実効増倍率 k との相関式により未臨界度を推定する手法を福島第一原子力発電所1-3号機の燃料デブリ取り出しにおいて適用することを目的として検討した内容について示す。

キーワード：福島第一原子力発電所事故、臨界安全、未臨界度測定

1. 緒言 燃料デブリ取り出し作業における臨界管理の観点から、燃料デブリを対象とした未臨界度測定技術の検討が必要と考えられるが、組成等、体系の詳細な情報の把握が難しい燃料デブリに対し、適用できる未臨界度測定手法は限られている。本報では中性子の測定過程を詳細にモデル化したMVPコード[2]を用いたシミュレーション結果について示す。

2-1. 飽和Y値に基づく未臨界度推定 未臨界度の推定手法として、前報[1]と同様、「燃料デブリの測定状況を模した多数の炉雑音シミュレーションを予め実施し、計算固有値に基づく ρ と Y_∞の関係から相関式 $\rho = f(Y_\infty)$を作成、実際の測定にあたっては左記相関式から ρ を算出することで未臨界度の推定を行う」手法を適用した。この手法の利点は、不確かさの大きいデブリの即発中性子寿命 l に依存しないことである（従来手法では、増倍体系の組成や形状から l を推定して使用）。

2-2. 炉雑音シミュレーション 前報[1]ではシミュレーションの際、MCNPを用い、中性子測定過程に関し、測定器に入射した中性子を100%カウントするなど、簡易的な取扱いを行っていた。本報ではMVPコード[2]を用い、前報[1]で得られた良好な相関を有す相関式 $\rho = f(Y_\infty)$が得られるか確認した。シミュレーション体系として、これまでIRIDで検討してきた燃料デブリを模した単純円柱均質体系をベースに、図1に示す検出器配置で評価を実施した。検出器はB10比例計数管を仮定した。なお、相関式 $\rho = f(Y_\infty)$を作成するため、多様性のある複数体系が必要となることから、体系半径を40～80cm、高さを3.5～30cm、デブリ混合率を0.03～0.38, 水混合率を0.01～0.68まで変化させた計12ケースの評価を実施した（実効増倍率は0.4～0.96）。

2-3. 評価結果 図1に示す解析体系の計算固有値に基づく ρ と Y_∞の関係から相関式 $\rho = f(Y_\infty)$を作成した。当該相関式による推定 k と計算固有値の比較結果を図2に示す。体系周辺に位置する検出器No.1と8では、他の検出器との挙動が異なるものの、体系直上部に配置された検出器No.2-7の結果は、比較的 ρ と Y_∞の間に良い相関があるように見える。したがって、燃料デブリに対する検出器の配置位置をある程度、把握することができれば、本手法により、深い未臨界度領域においても未臨界度の推定が可能と示唆される。

3. 結論 燃料デブリを対象とした未臨界度測定法として、「計算固有値に基づく ρ と飽和 Y 値の相関式を事前に作成し、実際の測定にあたって当該相関式を用いて未臨界度を推定する方法」の成立可能性について中性子の測定過程を詳細にモデル化したMVPコード[2]により検討した。結果、検出器配置への依存性があるものの、深い未臨界体系に対する測定可能性が示唆された。なお発表では、本手法に対し、ブラインドテスト（体系の詳細な情報を知らせることなく、炉雑音測定シミュレーションの時系列データのみから未臨界度を推定）の結果についても示す。

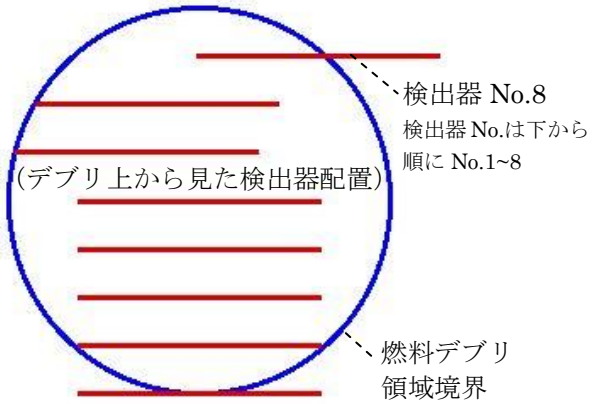


図1 相関式作成に用いた解析体系

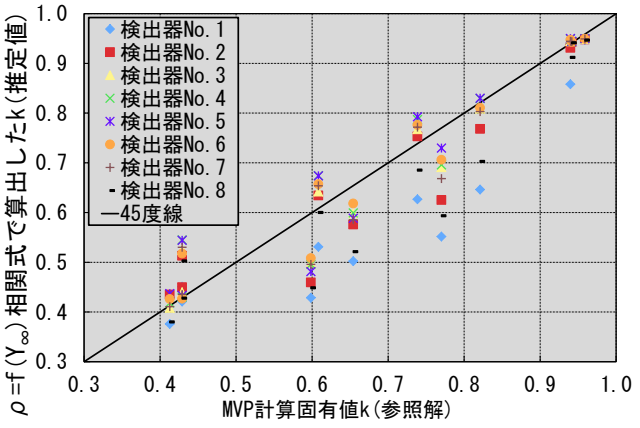


図2 相関式 $\rho = f(Y_\infty)$の計算固有値再現性

参考文献 [1] 渡嘉敷 幹郎、2017年春の年会、1F03. [2] Y.Nagaya, et al, JAERI 1348(2005).

謝辞 本件は、資源エネルギー庁『平成26年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリ臨界管理技術の開発）」』の成果の一部を取りまとめたものである。

* Mikio Tokashiki[1], Shinya KANO[2,3], Satoshi WADA[2,3] and Shigeto KIKUCHI[2,3]
[1] Nuclear Fuel Industries, Ltd., [2]IRID, [3]TOSHIBA Corporation

燃料デブリの臨界管理技術の開発
（34）仮想中性子捕獲法による臨界検知

Criticality Control Technique Development for Fukushima Daiichi Fuel Debris

(34) Criticality Detection by Virtual Neutron Capture Method

*光安　岳[1,2]，青山　肇男[1,2]，森本　裕一[1,2]

[1]IRID　[2]日立 GE

燃料デブリ取り出し時の臨界管理のため、炉内臨界近接検知システムを開発している。本システムにおいて、中性子増倍率推定法として開発した仮想中性子捕獲法の予測誤差について検討した。京都大学臨界集合体実験装置（KUCA）の試験ケースを対象に未臨界度を評価した。その結果、4.5%dk の誤差で中性子増倍率を予測でき、炉内臨界近接検知システムにおける中性子増倍率予測手法として適用できる見込みであることを確認した。

キーワード：福島第一原子力発電所事故，溶融燃料，デブリ，臨界管理，未臨界，仮想中性子捕獲法

1. 緒言

炉内臨界近接検知システムの臨界検知手法として仮想中性子捕獲法を開発した。本手法を用いたシステムの成立性評価として、KUCA 臨界試験を対象とした解析による中性子増倍率の予測誤差評価について報告する。

2. 仮想中性子捕獲法の概要

仮想中性子捕獲法はデブリ表面近傍の部分的なサンプリング情報と解析を活用して、中性子計数率と解析値から未臨界度を推定する手法である[1]。解析手法の概要を図 1 に示す。

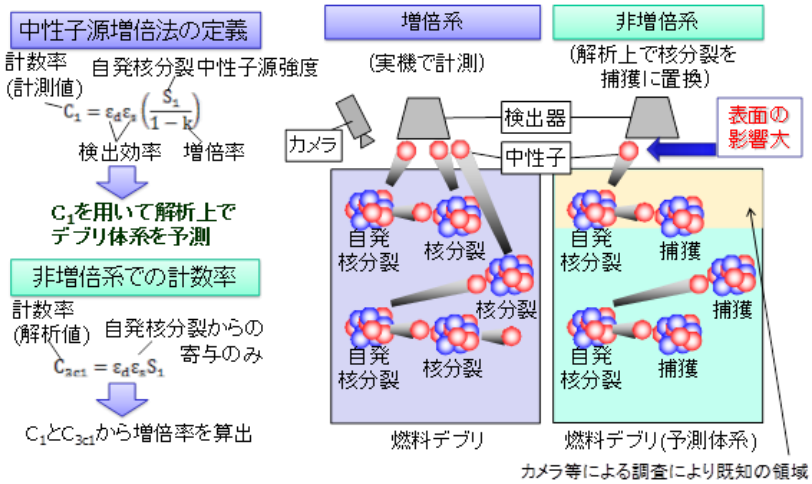


図 1. 仮想中性子捕獲法の概要

3. 仮想中性子捕獲法の誤差評価

解析にはモンテカルロコード MVP および核データとして JENDL-4.0 を用いた。試験体系はポリエチレンを減速材とし、ポリエチレン含有量の異なる燃料要素(減速不足、最適減速、減速多過) を用いて実効増倍率が 0.8 程度となる炉心を構成した。また、最適減速燃料要素の追加ケースとして、実効増倍率 0.94 および 0.68 の場合も実施した。解析結果を表 1 に示す。本手法の中性子増倍率の予測誤差はケース 5 で最大(4.5%dk)である。本解析結果から、KUCA 臨界試験において中性子増倍率の誤差 5%以下で中性子増倍率を評価できる見込みである。

表 1. 誤差評価結果

番号	燃料要素	中性子増倍率	評価値	誤差 (%dk)
1	減速不足	0.802	0.824	+2.2
2	最適減速	0.942	0.975	+3.3
3	最適減速	0.822	0.843	+2.1
4	最適減速	0.679	0.664	-1.5
5	減速多過	0.788	0.833	+4.5

4. 結論

KUCA 臨界試験を対象に仮想中性子捕獲法の予測誤差を検証した。4.5%dk の誤差で中性子増倍率を予測できるため、炉内臨界近接検知システムにおける中性子増倍率推定法として適用できる見込みである。今後の KUCA 臨界試験結果と比較することで、検出器誤差を考慮したシステム成立性を確認する。

謝辞

本件は、資源エネルギー庁『平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリ臨界管理技術の開発）」』の成果の一部を取りまとめたものである。

参考文献

[1] 光安岳他「燃料デブリの臨界管理技術の開発 (15)解析情報を用いた臨界検知手法」2015 年秋の大会 A41 (2015)

*Takeshi Mitsuyasu[1,2], Motoo Aoyama[1,2] and Yuichi Morimoto[1,2]

[1]International Research Institute for Nuclear Decommissioning

[2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

燃料デブリの臨界管理技術の開発
（35）臨界近接検知向け中性子検出器の燃料由来放射線環境への適用性確認試験

Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

(35) Applicable confirmation examination of neutron detectors to radiation environment derived from the fuel assembly for subcritical multiplication factor monitor

*岡田 耕一[1,2]，矢澤 博之[1,3]，森本 裕一[1,2]，田所 孝広[1,2]，上野 雄一郎[1,2]

[1]ＩＲＩＤ，[2]日立ＧＥ，[3]東芝

使用済み燃料集合体を線源とした高線量率環境下に対する検出器の適用性確認試験を実施し，燃料デブリ取り出し時に想定される 1000 Sv/h の高線量率環境下にて中性子を計測できる見通しを得た。

キーワード：福島第一原子力発電所事故，溶融燃料，デブリ，臨界安全，臨界管理，中性子，放射線計測

1. 緒言

燃料デブリ取り出し時の再臨界を未然に防ぐため，増倍率を監視する臨界近接検知装置を開発している。臨界近接監視には中性子計測が必要である。今回，燃料デブリを模擬した冷却期間 14 年の燃料集合体近傍において B-10 比例計数管による中性子計測を実施し，燃料デブリ取り出し時に想定される 1000 Sv/h の環境に対する B-10 比例計数管の適用性を評価し，遮蔽体を含むセンサ周りの構造を検討した。

2. 燃料集合体を用いた適用性確認試験

2-1. 試験内容

試験体系を図 1 に示す。燃料検査プール中に燃料集合体 1 体を設置し,検出器とガンマ線検出器を同時に天井クレーンから吊り下げてプールに沈めた。検出器と燃料集合体の距離は 10 から 200 cm とし，鉛 2 cm の遮へい体有り、遮へい体無しの条件でそれぞれ 4 点ずつ測定した。検出器と計測装置は 30 m のケーブルで接続した。

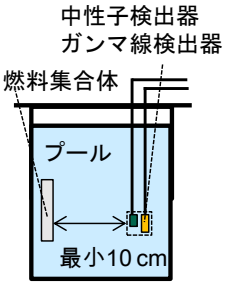


図 1. 試験体系

2-2. 試験結果

電離箱による測定から B-10 比例計数管設置位置の線量率は最大で約 70 Sv/h であった。図 2 に小型 B-10 比例計数管の波高値分布を線量率ごとに示す。図 2 より高線量率ほど低波高値成分が高波高値側へシフトしていることがわかる。これは B-10 比例計数管のガンマ線検出に伴うパイルアップの発生頻度およびパイルアップで重畳するパルス数の増加に依る。パイルアップしたガンマ線成分から推定される最大波高値を弁別レベルとして，弁別レベル以上の計数を中性子成分として評価した。また，鉛 2 cm の遮蔽体により弁別レベル以下のガンマ線成分が 2 桁程度低減することを確認した。

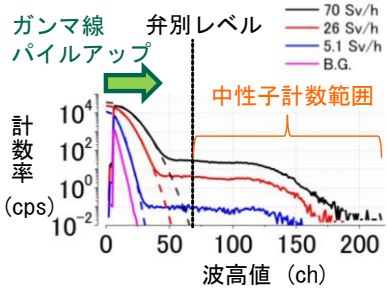


図 2. 波高値分布

3. 結論

遮蔽体無しで 70 Sv/h の線量率環境で中性子を計測可能であること，鉛 2 cm の遮蔽体により 2 桁程度ガンマ線計数を低減できることから，鉛 2 cm よりも薄い遮蔽体と B-10 比例計数管を組み合わせることにより，1000 Sv/h の環境で中性子を計測できる見通しを得た。

謝辞 本件は、資源エネルギー庁『平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリ臨界管理技術の開発）」』の成果の一部を取りまとめたものである。

*Koichi Okada[1,2], Hiroyuki Yazawa[1,3], Yuichi Morimoto[1,2], Takahiro Tadokoro[1,2] and Yuichiro Ueno[1,2]

[1]International Research Institute for Nuclear Decommissioning, [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., [3]Toshiba, Co.

燃料デブリの臨界管理技術の開発
（36）福島第一原子力発電所 1 号機の PCV ｶﾞｽ管理ｼｽﾃﾑ測定値を用いた中性子源増倍係数の推定 (II)

Criticality Control Technique Development for Fukushima Daiichi Fuel Debris

(36) Neutron Multiplication Factor Estimation using Measured Data from PCV Gas Control System at Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Unit 1 (II)

*赤池 正則[1,2]，森本 裕一[1,2]，竹生 諭司[1,2]，丸山 博見[1,2,3]，鳥谷部 祐[1,2]，松本 英朗[4]

[1]IRID，[2]日立 GE，[3]現ナイス，[4]東京電力ﾎｰﾙﾃﾞｨﾝｸﾞｽ

福島第一原子力発電所1号機のPCV ｶﾞｽ管理ｼｽﾃﾑの測定エネルギー範囲を3MeVまで拡張し、Kr-87、Kr-88の高エネルギーピークを約7か月間に渡り測定した。遅れ時間及び中性子源増倍率は従前の結果と整合すること、Kr-88の放射能濃度に対する誤差割合が半減することが分かった。

キーワード：福島第一原子力発電所事故，臨界安全，中性子増倍率，測定遅れ時間，PCV ｶﾞｽ管理ｼｽﾃﾑ

1. 緒言

炉内の情報が得にくい状況にある現在、PCV ｶﾞｽ管理ｼｽﾃﾑで測定される FP ｶﾞｽ放射能濃度は炉内の状況を知る手掛りとなる貴重なデータである。今回、1 号機の PCV ｶﾞｽ管理ｼｽﾃﾑの測定エネルギー範囲を 3MeV まで拡張し、Kr-87、Kr-88 の高エネルギーピークを用いて放射能濃度を評価した。従来から測定している Xe-135 に加えて、これら核種の放射能濃度比を用いれば測定遅れ時間と中性子源増倍係数が推定できる可能性があり[1、2)]、上記データを用いて推定を試みた。

2. 測定遅れ時間と中性子源増倍係数の推定方法と結果

2-1 高エネルギーピーク測定の効果

表 1 に着目核種の崩壊ガンマ線のエネルギーと放射能濃度を示す。Kr-87 では低エネルギー側、Kr-88 では高エネルギー側ピークが誤差が小さく測定に適し、Kr-88 では、誤差が半減することがわかった。ガンマ線エネルギーにより評価値が異なるのは従来の校正曲線を高エネルギー側に外挿していることによると考えられる。

表1　放射能濃度の測定値

核種	γ線エネルギー (keV)	放射能濃度 (Bq/cm^3)
Xe-135	250	$(1.111 \pm 0.003) \times 10^{-3}$
Kr-87	403	$(6.00 \pm 0.49) \times 10^{-5}$
	2555	$(8.36 \pm 1.17) \times 10^{-5}$
Kr-88	196	$(1.92 \pm 0.08) \times 10^{-4}$
	2392	$(1.63 \pm 0.04) \times 10^{-4}$

2-2 測定遅れ時間と中性子源増倍係数の推定

炉内での発生から PCV ｶﾞｽ管理ｼｽﾃﾑに希ｶﾞｽが到達する時間（測定遅れ時間）は、Kr-87 と Kr-88 の半減期の違いから推定できる。今回の放射能濃度結果から推定した遅れ時間は約 3 時間となり、以前の結果と同程度の値である[2)]。また、今回の放射能濃度比から推定した中性子源増倍係数は、0.54～0.69 となった。

表2　中性子源増倍率の推定値

系統	デブリ組成	遅れ時間 推定値 (h)	中性子源 増倍係数(k)
B系	平均組成	2.9	0.69
	最低燃焼度 組成	2.9	0.54

2-3 まとめ

以上の結果から、測定エネルギー範囲を従来の 2MeV から 3MeV へ拡張し、Kr-88 の高エネルギーピークを測定することにより放射能濃度の測定値の誤差を半減できることが分かった。また、校正値の精度向上により評価値の信頼性が向上することが分かった。今後は、検出器大型化による早期検知の検討、外部有識者から意見のあった取り出し方法に対応したｶﾞｽ取り込み方法等の検討を進める。

謝辞　本件は、資源エネルギー庁『平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリ臨界管理技術の開発）」』の成果の一部を取りまとめたものである。

参考文献　[1]中村正則他「核分裂生成ガスを測定して未臨界を監視する方法(Ⅱ)」2014 年春の年会 O28（2014）

[2]丸山博見他「福島第一原子力発電所 1 号機の PCV ｶﾞｽ管理ｼｽﾃﾑ測定値を用いた中性子源増倍係数の推定」2016 秋の大会 2H14（2016）

*Masanori Akaike[1,2], Yuichi Morimoto[1,2], Satoshi Takeo[1,2], Hiromi Maruyama[1,2,3], Yu Toriyabe[1,2], Hideaki Matsumoto[4]

[1]IRID, [2]Hitachi-GE, [3]Present affiliation is NAIS, [4]Tokyo Electric Power Company Holdings

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

Thu. Sep 14, 2017 9:30 AM - 10:20 AM JST | Thu. Sep 14, 2017 12:30 AM - 1:20 AM UTC | Room H C212 - C Block

[2H01-03] Nitrate and Nitrate Ion

Chair:Kiyoshi Fujisaki (NUMO)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2H01] Numerical simulation of nitrate evolution in nitrate polluted groundwater using the model of nitrate evolution (2).

*Tooru Abe[1], Fumio Hirano[2], Morihiro Mihara[2], Akira Honda[2] (1. J-CAL, 2. JAEA)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2H02] A study on the safety of geological disposal of nitrate-containing waste (part 2)
(1)The exothermic measurement of the simulated waste and modeling heat flux

*Keiji Hara[1], Kazutoshi Hasegawa[1], Osamu Tochiyama[1], Natsue Adachi[1], Akira Kirishima[2], Morihiro Mihara[3] (1. Nuclear Safety Research Association, 2. Tohoku Univ., 3. Japan Atomic Energy Agency)

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

[2H03] A study on the safety of geological disposal of nitrate-containing waste (part 2)
(2)Simulation study on the possibility of thermal reaction runaway after disposal

*Kosuke Nonaka[1], Fumio Hirano[2], Morihiro Mihara[2], Keiji Hara[3], Osamu Tochiyama[3] (1. Japan Nuclear Fuel Chemical Analysis, 2. Japan Atomic Energy Agency, 3. Nuclear Safety Research Association)

10:15 AM - 10:20 AM JST | 1:15 AM - 1:20 AM UTC

Time reserved for Chair

硝酸イオン化学的変遷挙動評価モデルを用いた地下水硝酸性窒素汚染の天然事例の解析(2)

Numerical simulation of nitrate evolution in nitrate polluted groundwater using the model of nitrate evolution (2).

*阿部 徹[1]，平野 史生[2]，三原 守弘[2]，本田 明[2]
[1]日本原燃分析，[2]原子力機構

地層処分施設及びその周辺における廃棄物由来の硝酸イオンの化学的変遷挙動を把握するために開発された硝酸イオン化学的変遷挙動評価モデルの信頼性を高めることを目的として、地下水の硝酸性窒素汚染の天然事例について解析を実施し、硝酸イオン化学的変遷挙動評価モデルの妥当性を評価した。

キーワード：地層処分，TRU 廃棄物，硝酸イオン，ナチュラルアナログ，NEON

1. 緒言

TRU 廃棄物のうち硝酸塩含有廃棄物から放出される硝酸イオン及びその化学的変遷物は、放射性物質の移行挙動に影響を与える可能性がある。そこで、原子力機構は地層処分における硝酸イオンの変遷挙動を評価するために、硝酸イオン化学的変遷挙動評価モデル(NEON : model of Nitrate Evolution due to mineral reaction, microbial activity and metal corrosiON)を開発した。NEON では、硝酸イオンと金属、鉱物及び微生物との反応がモデル化されており、このうち微生物反応は、微生物の活動による窒素循環等の過程を取り入れ構築されている(図 1)。各反応モデルは室内実験の結果と比較され、概ね再現できることが確認されている。前報[1]では、長期における NEON の信頼性向上を目的に、天然事例(ナチュラルアナログ)を活用する検討として、広島県生口島の硝酸性窒素汚染事例の再現解析について報告した。しかし、微生物反応領域の指標となる地下水中の溶存酸素(DO)濃度や溶存有機物（DOC）濃度等の正確な情報が無く、動水勾配や地下水中の炭酸濃度を基に、微生物反応領域及び地下水中の DOC 濃度を仮定して解析を行ったため、モデルの妥当性を十分に示すことができなかった。本研究では生口島の事例について新たに拡充された DO 濃度及び DOC 濃度のデータ[2]に基づき、微生物反応モデルの妥当性を再評価した。

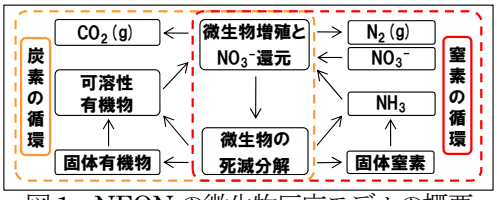


図 1　NEON の微生物反応モデルの概要

2. 解析対象・条件

解析対象である生口島南西部において、施肥に由来した地下水の硝酸性窒素汚染が報告されており、一部地域において微生物の活動に起因した脱窒反応による硝酸性窒素濃度の減衰が示唆されている。上記汚染事例に関する地下水中のイオン濃度等の測定結果[2]に基づき、化学平衡-物質輸送計算コード PHAST に NEON を実装して解析を実施した。DO 濃度や DOC 濃度等、微生物反応に関する条件については文献[2]に基づき設定した。化学平衡計算に関する熱力学データとしては原子力機構のデータベース(050700c0.tdb)を用いた。硝酸イオン及びその変遷物は、NEON により酸化還元反応の速度論的な計算を行うため、化学平衡計算スキームから除外し速度定数を別途定義した。また、解析では金属及び鉱物反応は起きないものとした。

3. 結果・考察

文献[2]において 2 次元断面での地下水中の各化学種の濃度分布が示されたことから、本研究では前報[1]における水平方向の濃度分布の評価に加えて、深さ方向の評価が可能となった。NEON による解析値と実測値とを比較した例を図 2 に示す。文献[2]の DO 濃度を基に微生物反応領域を設定したところ、図 2 の A 地点において前報[1]の解析条件では確認できなかった特異的な硝酸イオン濃度の減衰、及び、変遷物である NH_3/NH_4^+濃度の上昇が確認された。硝酸イオンの変遷量は、微生物反応に必要な DOC 濃度に依存しており、解析対象地域の硝酸性窒素の変遷挙動を概ね再現できている。このことは微生物による硝酸イオン変遷モデルの妥当性を示すものと考えられる。

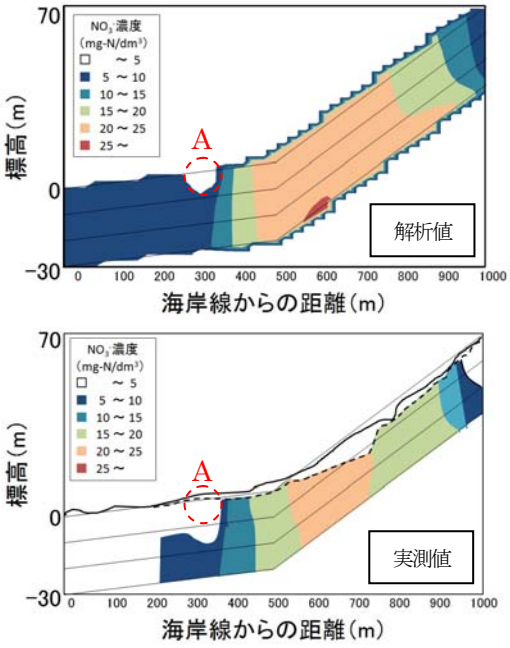


図 2　地下水中硝酸イオン濃度比較

参考文献

[1] 大藏稔，三原守弘，本田明(2015):硝酸イオン化学的変遷挙動評価モデルを用いた地下水硝酸性窒素汚染の天然事例の解析，原子力学会 2015 年秋の年会． [2] 大西晃輝，小野寺真一，斎藤光代，清水裕太，吉川昌志(2014):大量施肥農業流域における不圧地下水中での溶存 N_2O の空間分布特性，陸水学雑誌，75，p1-11.

*Tooru Abe, Fumio Hirano[2], Morihiro Mihara[2] and Akira Honda[2]
[1]Japan Nuclear Fuel Chemical Analysis, [2]Japan Atomic Energy Agency.

※本研究の成果の一部は、平成 28 年度経済産業省の委託事業「地層処分技術調査等事業(処分システム評価確証技術開発)」の成果である。

硝酸塩含有廃棄物の地層処分における安全性に関する研究（その 2）
（1）模擬固化体の熱測定及び発熱速度のモデル化

A study on the safety of geological disposal of nitrate-containing waste (part 2)
(1) The exothermic measurement of the simulated waste and modeling heat flux

*原 啓二[1]，長谷川 和俊[1]，杤山 修[1]，安達 夏絵[1]，桐島 陽[2]，三原 守弘[3]
[1]原子力安全研究協会，[2]東北大学，[3]原子力機構

硝酸塩含有廃棄物の地層処分における安全性を評価することを目的として、廃棄物中の硝酸塩と有機物の酸化還元反応の機構解明のため模擬固化体の熱測定及びデータ解析を行い、発熱速度モデル・パラメータの検証を行った。
キーワード：地層処分、TRU 廃棄物、硝酸塩含有廃棄物、熱反応暴走、温度解析

1. 緒言

地層処分における硝酸塩含有廃棄物は、地下水の化学的特性や放射性核種の移行挙動に影響を及ぼす可能性があり、硝酸塩の溶出挙動や放射性核種の溶解・収着特性等への影響に関する研究が進められている。また、硝酸塩と有機物が多量に混在する場合(アスファルト固化体)、特殊な条件下でこれらの酸化還元反応による熱反応暴走を起こす可能性がある。反応暴走が起こるかどうかは、発熱速度とその系の放熱速度のバランスで決まり、前者が後者を上回る場合には、蓄熱により温度が上昇し続け、やがて熱反応暴走に至る。本研究では廃棄物中の硝酸塩と有機物の反応速度機構を解明し、発熱速度モデルを開発して地層処分施設における熱反応暴走のシミュレーション解析を行うために、高感度熱量計による模擬固化体の熱測定及びデータ解析を行い、発熱速度のモデル・パラメータの検証を行った。

2. 熱測定及びデータ解析

発熱反応が顕著になる 200℃以上の高温域においては、これまでの研究[1]により、アスファルトと塩粒子それぞれの固相と液相の状態変化及び塩粒子周りの反応生成物層中の塩分子の拡散律速(図 1)を考慮した発熱速度モデルにより熱量測定の実測値をほぼ再現できることが分かっている。一方、200℃以下の低温域においても亜硝酸塩の反応と見られる微小発熱が認められることから(装置名：C80 による測定)、今回、高感度熱量計(装置名：TAM)により 140～150℃における熱測定及びデータ解析を行い、低温域においても同発熱速度モデルが適用できることを検証するとともに、低温域から高温域の全温度領域にわたる反応速度定数を同定した。

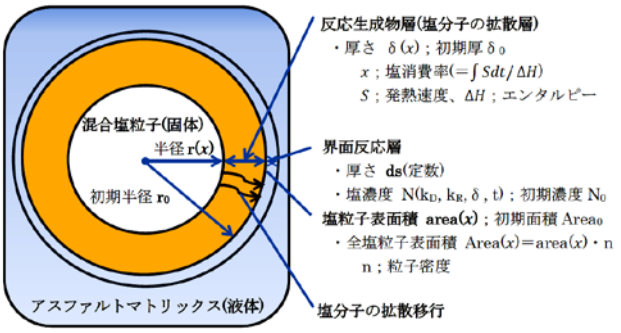


図 1　拡散律速モデルの概念図

表 1　反応速度定数

反応フェーズ i	粒子状の亜硝酸塩との反応 (S_{NO2})	粒子状の亜硝酸塩との反応 (S_{NO3})	溶融した硝酸塩との反応 (L_{NO3})
活性化エネルギー E_i (J/mol)	1.20E+5	2.84E+5	5.0E+5
頻度因子 A_i (s^{-1})	8.77E+7	4.4E+23	2.5E+43
拡散活性化エネルギー E_D (J/mol)	1.7E+5		—
拡散定数 D_0 (cm^2/s)	1.2E+5		—
エンタルピー ΔH(J/g)	1500		

$$発熱速度 S = \Delta H \cdot \left\{ \sum_{i=S_{NO2},S_{NO3}} Area_i(x) \cdot N_i(k_D,k_R,\delta,t) \cdot ds \cdot A_i^* \cdot \exp\left(-\frac{E_i}{RT}\right) + (1-x) \cdot A_i \cdot \exp\left(-\frac{E_i}{RT}\right) \right\}$$

$$塩消費率 x = \int Sdt/\Delta H,\ k_D = D_0 \exp\left(-\frac{E_D}{RT}\right),\ k_R = A_i \exp\left(-\frac{E_i}{RT}\right),\ A_i^* = A_i/Area_0/N_0/ds$$

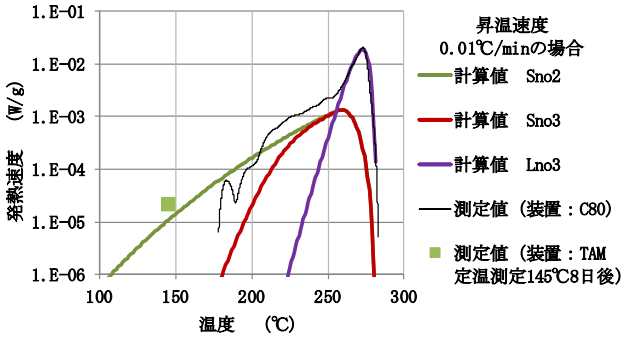


図 2　発熱速度の計算値と実測例の比較

3. 結果・考察

表 1 に低温域から高温域の全温度領域における反応速度定数を示す。また、本モデル・パラメータを用いた発熱曲線の計算例を図 2 に示す。本モデル・パラメータにより、これまでに得られている熱測定データをほぼ再現でき、処分施設における熱反応暴走のシミュレーション解析が可能となった。今後は、これまで熱測定に供してきた模擬固化体に認められる長期保管中の経時変質の影響等の検討を行い、実固化体による試験・解析並びに熱反応暴走のシミュレーション解析手法の確立が重要である。

参考文献

[1] 杤山 修 他：硝酸塩含有廃棄物の地層処分における安全性に関する研究 (1)模擬固化体の熱測定及びデータ解析，原子力学会 2015 秋の大会，H50

*Keiji Hara[1], Kazutoshi Hasegawa[1], Osamu Tochiyama[1], Natsue Adachi[1], Akira Kirishima[2] and Morihiro Mihara[3]
[1]Nuclear Safety Research Association, [2]Tohoku Univ., [3]Japan Atomic Energy Agency

※本研究の成果の一部は、平成 28 年度経済産業省の委託事業「地層処分技術調査等事業(処分システム評価確証技術開発)」の成果の一部である。

硝酸塩含有廃棄物の地層処分における安全性に関する研究（その 2）
（2）処分後における熱反応暴走の可能性に関する解析的検討

A study on the safety of geological disposal of nitrate-containing waste (part 2)
(2) Simulation study on the possibility of thermal reaction runaway after disposal

*野中 宏祐[1]，平野 史生[2]，三原 守弘[2]，原 啓二[3]，杤山 修[3]
[1]日本原燃分析，[2]原子力機構，[3]原子力安全研究協会

硝酸塩含有廃棄物(アスファルト固化体)を対象に、処分後における熱反応暴走の可能性を評価するためのシミュレーション解析手法の検討の一環として、模擬固化体の熱測定データより検討された既往の発熱モデルを用いて、温度解析を実施した。温度解析においては、地層処分環境で想定される熱影響及びアスファルト固化体に含まれる物質等に由来する熱影響を考慮した。

キーワード：地層処分、TRU 廃棄物、硝酸塩含有廃棄物、熱反応暴走、温度解析

1. 緒言

硝酸塩と有機物が多量に混在する場合(アスファルト固化体)、特殊な条件下ではこれらが化学反応を起こし、熱反応暴走に至る可能性があるため、シミュレーション解析手法を確立することが重要である。本研究では、アスファルト固化体を地層処分した後に、熱反応暴走が起こる可能性を評価するためのシミュレーション解析手法確立の一環として、前報告[1]で示された熱測定データの再現性を向上させた発熱モデルを用い、温度解析を実施した。また、処分環境において熱エネルギーが生じる可能性のある擾乱事象の一つとして、微生物活動による発熱を想定し、当該廃棄物に一定発熱を与えた温度解析から、微生物活動に起因する熱反応暴走の可能性について検討した。

2. 解析条件

原子力発電環境整備機構が検討している地層処分低レベル放射性廃棄物の処分坑道の設計仕様[2]を参考として、三次元体系(図 1)を作成し、温度解析を実施した。アスファルト固化体(200L ドラム缶)が 4 本ごとにパッケージングされ、円形の処分坑道の断面あたり 25 個定置されることを想定した。前報告[1]で検討された発熱速度モデル・パラメータをアスファルト固化体の発熱特性として非定常の熱伝導方程式に組み込み、処分施設及び当該廃棄物の温度変化を計算した。隣接坑道であることを考慮して、体系の側面を断熱境界とし、処分坑道から上側 1000m(地表)及び下側 1000m については、それぞれ 15℃、75℃の温度固定境界とした。計算には有限要素法の汎用解析ソフト COMSOL Multiphysics®[3]を用いた。地層処分環境を想定した当該廃棄物の熱反応暴走に至る最低温度(以下 ROT(熱反応暴走開始温度：Runaway Onset Temperature))については、図 1 に示す体系全体の初期温度を変化させる予備的解析を実施し、評価点に急激な温度上昇が確認された温度より、195℃と評価した。

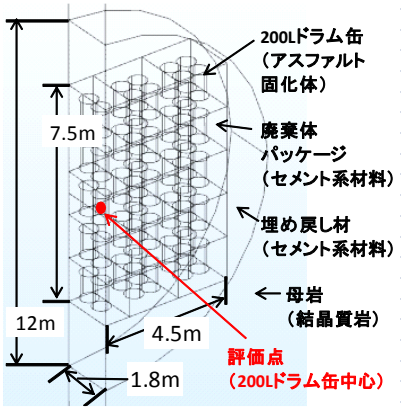


図 1　解析体系（坑道付近拡大）

3. 結果・考察

200L ドラム缶に一定発熱(q)を与えた場合の評価点(図 1)における温度の経時変化を図 2 に示す。微生物によるアスファルト分解速度は、既往の研究[4]から、嫌気性条件において 0.015g/g/y(アスファルトの初期単位重量あたりの減少重量)と評価される。微生物活動を硝酸塩とアスファルトの酸化還元反応の触媒作用と仮定した場合、模擬固化体のエンタルピー(1500J/g) [1]より、発熱速度は約 1W/m^3 と試算される。図 2 より 1W/m^3 の発熱が継続した場合における評価点の最大温度は 50℃程度であり、予備的解析により評価した ROT：195℃と比較すると、十分に低いことから、微生物によるアスファルト分解に伴う発熱に起因する熱反応暴走の可能性は低いと考えられる。

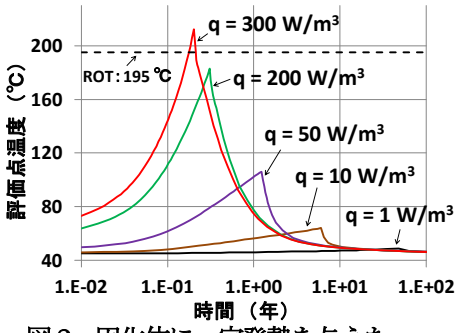


図 2　固化体に一定発熱を与えた場合の温度の経時変化

参考文献

[1]杤山ほか (2017)：硝酸塩含有廃棄物の地層処分における安全性に関する研究(その 2) (1)模擬固化体の熱測定及び発熱モデルの検討, [2]原子力発電環境整備機構 (2014)：地層処分低レベル放射性廃棄物の安全性向上に関する検討, NUMO-TR-14-03, [3]http://www. kesco. co.jp/comsol/, [4]九石ほか (1997)：易溶性核種の挙動及びアスファルトの微生物分解挙動に関する研究(Ⅱ), PNC ZJ1564 97-001

*Kosuke Nonaka[1], Fumio Hirano[2], Morihiro Mihara[2], Keiji Hara[3] and Osamu Tochiyama[3]
[1]Japan Nuclear Fuel Chemical Analysis, [2]Japan Atomic Energy Agency, [3]Nuclear Safety Research Association

※本研究の成果の一部は、平成 28 年度経済産業省の委託事業「地層処分技術調査等事業(処分システム評価確証技術開発)」の成果の一部である。

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

Thu. Sep 14, 2017 10:20 AM - 12:00 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 1:20 AM - 3:00 AM UTC | Room H C212 - C Block

[2H04-09] Cement

Chair:Hitoshi Owada (RWMC)

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

[2H04] In-situ experiment project on the chemical interaction among barrier materials

M-S-H precipitation by the reaction between sedimentary rock and alkali leachate in paleoseawater environment

*Satoru Miyoshi[1], Yukinobu Kimura[1], Urs Maeder[2], Veerle Cloet[3] (1. Obayashi Corporation, 2. University of Bern, 3. NAGRA)

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

[2H05] Study of the effects on surrounding rock and groundwater from shotcrete using low alkaline cement in Horonobe URL

*Masashi Nakayama[1], Reiko Okamoto[2], Mitsuyasu Shirase[2] (1. JAEA, 2. TAISEI CORPORATION)

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

[2H06] Evaluation of deterioration of hardened cement paste by interaction with groundwater

*Masahito Shibata[1], Kazuko Haga[1], Hideyuki Hokora[1], tsuneki ichikawa[2] (1. Taiheiyo Consultant Co.,Ltd, 2. Hokkaido University)

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

[2H07] Evaluation of decommissioning and waste management strategies for contaminated concrete structures

(1)Effects of microstructure on the diffusion behavior of Na^+ ions in hardened cement paste

*Kai Hashibe[1], Tamotsu Kozaki[2], Naoko Watanabe[2], Shingo Tanaka[2], Hiroaki Takiya[3], Naoya Hara[4] (1. Graduate School of Engineering Hokkaido University, 2. Faculty of Engineering Hokkaido University, 3. Japan Atomic Energy Agency, 4. Graduate School of Engineering, Tohoku University)

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

[2H08] Effect of sodium on thaumasite formation

*Hideyuki Hokora[1], Masahito Shibata[1], Haruka Takahashi[1], Shoichi Ogawa[1], Kazuko Haga[1] (1. Taiheiyo Consultant Co., Ltd.)

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

[2H09] Suppressing effect of fly ash on expansion of mortar due to delayed ettringite formation studied by solid-state NMR

*Sadayuki Watanabe[1], Toru Yoshino[1], Yuichiro Kawabata[2], Haruka Takahashi[3], Shoichi Ogawa[3] (1. TIRI, 2. PARI, 3. Taiheiyo Consultant Co., Ltd.)

11:50 AM - 12:00 PM JST | 2:50 AM - 3:00 AM UTC

Time reserved for Chair

バリア材料の化学的相互作用に関する原位置試験
古海水環境での堆積岩－アルカリ性浸出水の反応による M-S-H 生成

In-situ experiment project on the chemical interaction among barrier materials
M-S-H precipitation by the reaction between rock and alkali leachate in paleoseawater environment

*三好　悟[1]，木村　志照[1]，Urs Maeder[2]，Veerle Cloet[3]
[1]大林組，[2]University of Bern, [3]Nagra

スイスのモンテリ岩盤研究所坑道中に掘削したボーリング孔を種々のバリア材料で埋戻し、所定の期間経過後、周囲の岩石や埋戻した材料を順次サンプリングして分析する原位置試験の結果、セメント材料と泥質岩の接触部にマグネシウムシリケート水和物（M-S-H）と考えられるゲル状物質が生成した。生成物の位置や性状はセメントによって異なり、そのことについて定量的な検討を実施した。

キーワード：バリア材料，化学的相互作用，原位置試験，マグネシウムシリケート水和物，地化学解析

1. 緒言

沿岸域もしくは古海水など塩濃度の高い地下水の環境に設置されるバリア材の長期的な健全性の検討に関連して、セメント浸出水、岩石などの鉱物、および、地下水の相互作用によってマグネシウム（Mg）を含む鉱物の生成とそれに伴うバリア性能の変化を評価することは重要である。

2. 原位置試験

モンテリ試験所はオパリナスクレイ（OPA）という泥質岩層中にある。このプロジェクトでは、試験坑道中に深さ 6.5m のボーリング孔を 2 本設置し、図 1 のように普通ポルトランドセメント（OPC）、LAC（低アルカリセメントの 1 種）などの種々のバリア材料で埋戻した。本研究の分析試料は、5 年経過後、OPA と OPC および OPA と LAC の接触部より採取したものである。

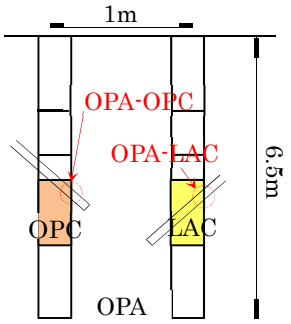


図 1　サンプル位置

3. 試料分析結果と考察

EPMA による面分析の結果、OPA-OPC では接触箇所から OPA 側に 5mm 程度離れた箇所に、Mg の高濃度帯が生成していた。さらに、面分析データについて、スパースモデリングを用いたノイズ分離など、いくつかの処理を施し詳細に分析したところ、Si, Ca の高濃度帯も生成していることがわかった。その他の分析等の結果も合わせ、これらの高濃度帯には M-S-H などのゲル状鉱物が生成していると考えられる。

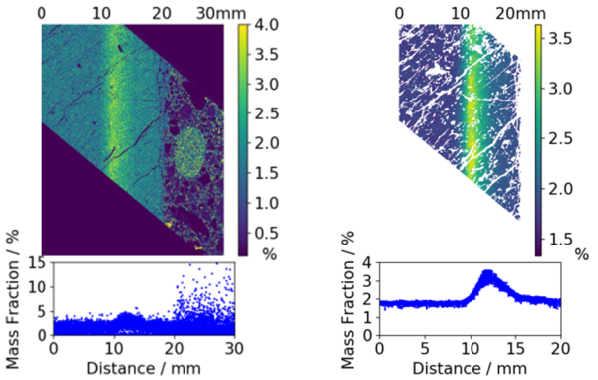


図 2　EPMA による Mg の分布（左上）および分析値の散布図（左下）と、ノイズ分離後、試料の亀裂部を除外するなど適切な処理を行ったもの（右上、右下）

謝辞　この研究はモンテリプロジェクトのうち「CI 試験」プロジェクトの一部として行われました。プロジェクトならびに、共同研究機関の皆様に感謝申し上げます。

*Satoru Miyoshi[1], Yukinobu Kimura[1]
[1]Obayashi Corporation

幌延 URL における低アルカリ性セメントを用いた吹付けコンクリートの周辺環境への影響に関する研究

Study of the effect on surrounding rock and groundwater from shotcrete using low alkaline cement in Horonobe URL

*中山 雅[1]，岡本 礼子[2]，白瀬 光泰[2]

[1]原子力機構，[2]大成建設

地下構造物の支保工として一般的に用いられるセメント系材料は、高アルカリ成分が地下水に溶出することで緩衝材や周辺岩盤を変質させる可能性がある。このような影響を低減するため、原子力機構では低アルカリ性セメント（HFSC）を開発し、幌延深地層研究センターの地下施設（幌延 URL）の建設時に HFSC を用いた吹付けコンクリートおよび覆工コンクリートの原位置施工試験を実施し、その適用性を確認した。本報告では、施工後のコンクリートが周辺岩盤および地下水に与える影響を把握するため、施工後の HFSC コンクリート等を採取し分析した結果について述べる。

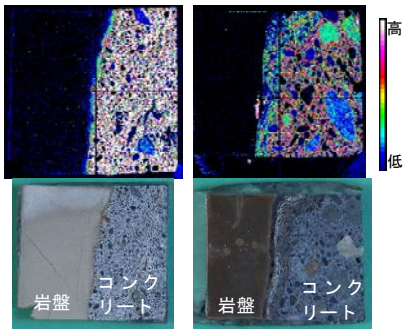
Keywords: Horonobe URL project, in-situ experiment, low alkaline cement, sedimentary rock, interaction among cement, rock and groundwater

1. 緒言

セメント系材料は、高アルカリ成分が地下水に溶出し、人工バリアおよび天然バリアの性能を低下させる可能性が示唆されていることから、その影響を低減させるために低アルカリ性セメントの使用が検討されている[1]。原子力機構では、普通ポルトランドセメント（OPC）の 50 %以上をポゾラン材料で置換した低アルカリ性セメント（HFSC）を開発し、幌延 URL において原位置施工試験を通じてその適用性を確認した[2]。HFSC はポゾラン材料であるシリカフューム（SF）およびフライアッシュ（FA）を、セメント分から溶出する Ca イオンと反応させ、C-S-H として沈殿させることで低アルカリ化を達成する。本報では、幌延 URL の深度 140m 調査坑道の坑道壁面に使用した HFSC 吹付けコンクリートおよび岩盤を採取・分析し、OPC 吹付けコンクリートとの比較を通じて周辺岩盤へのセメント成分の溶出や周辺岩盤の透水性への影響などを検討した結果を報告する。

表 1　吹付けコンクリート配合

配合	水結合材比 (%)	細骨材率 (%)	単位量(kg/m³)					
			水	結合材			細骨材	粗骨材
				OPC	SF	FA		
OPC	43.3	56.9	173	400	－	－	1,068	806
HFSC	30.0	59.7	150	200	100	200	974	655



(a)OPC　(b)HFSC

図 1　EPMA による Ca 濃度分布

2. 実施概要

140m 調査坑道で使用した吹付けコンクリートの配合を表 1 に示す。これらの配合は幌延 URL の建設で使用したコンクリートプラントでの試験練りを経て決定した。坑道壁面から吹付けコンクリートおよび岩盤のコア（φ50 mm またはφ100 mm）をそれぞれの長さが概ね等しくなるように採取した。また、既設の採水装置から、坑道近傍（3m 以内）の地下水を採取した。採取試料に対して、XRD、SEM、EPMA、化学組成分析、細孔径分布・密度、実効拡散係数、中性化試験、鉱物組成分析、地下水分析などを実施した。

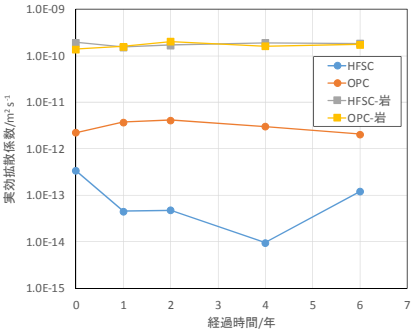


図 2　実効拡散係数

3. 結果

コンクリート-岩盤境界部の EPMA による Ca 濃度分布（施工後 6 年）を試料写真と合わせて図 1 に示す。Ca は岩盤中にはほとんど含まれていないため、コンクリートの溶脱の指標となり得る。図から、OPC、HFSC のどちらも境界部の極近傍でコンクリートの Ca 濃度が低下している部分が見受けられるが、岩盤側では観測されず、Ca の岩盤中への浸透は確認できなかった。また、コンクリートおよび岩盤の実効拡散係数の経時変化を図 2 に示す。図から、HFSC は OPC と比較して 1~2 桁低い実効拡散係数を示している。これは、HFSC ではポゾラン反応が進行することによりコンクリートの緻密化が進行しているためと考えられる。また、岩盤の実効拡散係数は、接するセメント系材料による違いは観測されていないが、セメント系材料による影響は周辺の地下水の状況などに依存すると考えられ、深度 250m および 350m での分析結果との比較を通じて検討を行う必要がある。今後、各深度における分析結果を総合的に評価し、HFSC の周辺環境への影響について検討を進める計画である。

参考文献

[1] 例えば，植田ほか，NUMO-TR-08-02, 2008.、[2] 中山ほか，原子力バックエンド研究，Vol.23, No.1,2, pp.25-30, 2016

*Masashi Nakayama[1], Reiko Okamoto[2] and Mitsuyasu Shirase[2]
[1]JAEA, [2]Taisei Corporation

セメント硬化体と地下水との相互作用に伴う変質の評価

Evaluation of deterioration of hardened cement paste by interaction with groundwater

*柴田 真仁[1]，芳賀 和子[1]，洞 秀幸[1]，市川 恒樹[2]
[1](株)太平洋コンサルタント，[2]北海道大学

模擬地下水をセメント系材料に透過させる通水反応試験を実施し、透水係数の変化とセメント硬化体の変質を評価した。イオン交換水を通水させた試料と比較して模擬地下水を通水させた試料の透水係数は低い結果となった。分析の結果、炭酸化で分解した Si が空隙を閉塞し透水係数が低下した可能性が示唆された。
キーワード：セメント，地下水，溶脱，二次鉱物，物理変化

1. 緒言　放射性廃棄物の地層処分において、建設時に使用されるセメント系材料は地下水と接触する環境におかれることが想定され、セメント系材料と地下水の相互作用に関する研究は、施設閉鎖後の地下水で飽和した環境を想定し溶解平衡を前提とした浸漬試験が実施されてきた[1]。一方、操業建設時のコンクリートの健全性を評価する場合には、地下水の浸透に伴う変質事象の評価が必要である。本研究では、種々の環境を想定した模擬地下水をセメント硬化体に通水し、透水係数の変化と通水後の試料の分析結果から、通水に伴う変質過程を検討した。

2. 実験　実験には普通ポルトランドセメントとイオン交換水を重量比 1:1 で練混ぜたペーストを 50℃水中で 3 ヶ月間養生し、φ30mm、厚さ 20mm の円盤状に加工した硬化体を用いた。圧力により溶液（イオン交換水、$NaHCO_3$-0.01mol/L 溶液、人工海水）を透過させ、採取液量より透水係数を算出した。通水試験後の試料は、XRD による鉱物相の定性、EPMA による元素組成分布、TG/DTA による $CaCO_3$、$Ca(OH)_2$ の定量、ポロシメータによる空隙径分布および空隙率の測定を実施した。

3. 結果　透水係数の結果を図-1 に、EPMA の平均濃度分布を図-2 に示す。透水係数は、イオン交換水では通水初期から上昇し、$NaHCO_3$ 溶液では低下した。人工海水では、減少の後上昇、再度減少に転じた。初期の減少は $Mg(OH)_2$ 生成による接液面の閉塞が原因であり、この層の破損や充填により透水係数が変化したと推測した。通水後試料の EPMA 測定結果を比較すると、イオン交換水では、接液面より 2 ㎜まで CaO 含有量が減少しており、分析の結果、同部位は $Ca(OH)_2$ の減少した溶脱部であることを確認した。$NaHCO_3$ 溶液では、接液面より 4 ㎜まで CaO 含有量が減少しており、0-2 ㎜は炭酸化部、2-4 ㎜は溶脱部であることを確認した。炭酸化部と溶脱部の境界では、健全部（固相の変質が確認されない深部）と比較して SiO_2 含有率が 2 倍と高い。通水後試料の成分損失総量は、$NaHCO_3$ 溶液の方がイオン交換水より多いにも関わらず透水係数が低下した理由として、炭酸化で分解した C-S-H の Si が変質部界面の空隙の閉塞に寄与している可能性が考えられた。

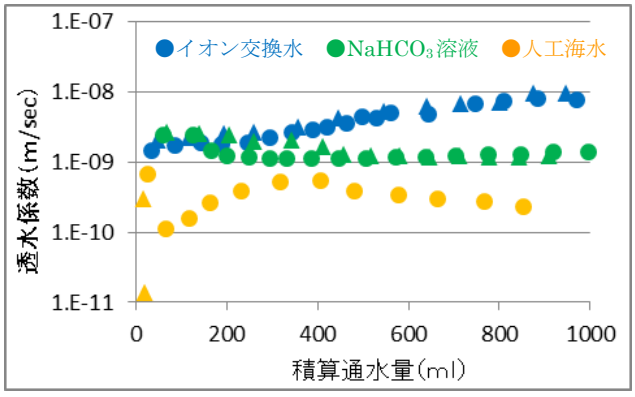


図-1 各溶液における透水係数の変化

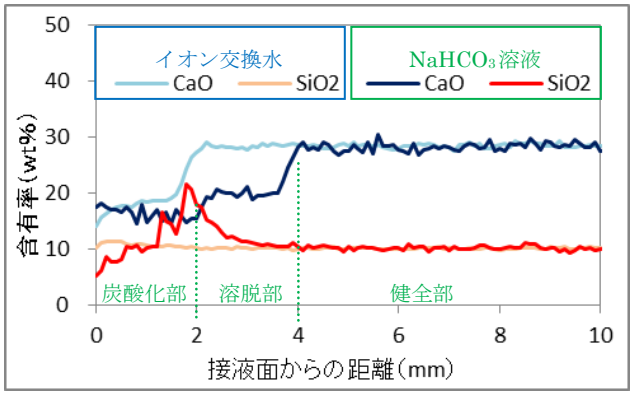


図-2 EPMA 平均濃度分布（CaO、SiO_2）

参考文献　[1]（財）原子力環境整備促進・資金管理センター：平成 20 年度地層処分技術調査等委託費 TRU 廃棄物処分技術人工バリア長期性能評価技術開発報告書（第 1 分冊）

*Masahito Shibata [1], Kazuko Haga[1], Hideyuki Hokora[1], Tsuneki Ichikawa[2]
[1]Taiheiyo Consultant Co., Ltd., [2] Hokkaido University

汚染コンクリートの解体およびそこから生じる廃棄物の合理的処理・処分の検討
（1）硬化セメントペースト中の Na^+イオンの拡散に及ぼす内部微細構造の影響

Evaluation of decommissioning and waste management strategies for contaminated concrete structures
(1)Effects of microstructure on the diffusion behavior of Na ions in hardened cement paste

*橋部 開[1]、小崎 完[1]、渡邊 直子[1]、田中 真悟[1]、瀧谷 啓晃[2]、原 直哉[3]
[1]北海道大学、[2]日本原子力研究開発機構、[3]東北大学

汚染コンクリート構造物の解体および合理的処理・処分方法を検討する上で、そこでの放射性核種の移行機構を明らかにする必要がある。本研究では、養生条件を変えて調製した空隙構造の異なる硬化セメント試料を用い、非定常拡散法により Na^+の拡散係数を取得し、拡散挙動に及ぼす空隙構造の影響を検討した。

キーワード：放射性廃棄物処分、OPC、拡散、Na-22

1. 緒言 原子炉廃止措置では大量の汚染コンクリートが発生し、またその処分ではセメント系材料が多用される。このため、処理・処分の合理的な手法を検討する上で、セメント系材料中の物質移行挙動の理解が求められる。一般に、セメント中の物質移行は拡散が支配的であり、内部空隙の微細構造の影響を受けるとされる。本研究では、非定常拡散法により、内部微細構造を変化させた硬化セメントペースト(HCP)試料中の Na^+の見かけの拡散係数（D_a）を求め、拡散挙動への内部微細構造の影響を検討した。

2. 実験 HCP 試料は、水セメント比が 0.36、0.45、0.55、0.60 となるように普通ポルトランドセメントと水を混練した後、円柱状に成型し、25℃及び 50℃で 91 日養生することで得た。この試料に ^{22}Na を塗布して拡散対とし、25℃で 2～5 日拡散させた後、塗布面から一定厚さで削り出し、その切削粉の放射能から濃度分布を求め、D_a を得た。一方、養生後試料の一部を 60℃のオーブンで 7 日間以上乾燥させ、さらにそれを粉砕し 1000℃の電気炉にて 3 時間加熱することで前後の重量差より全空隙率、水和率を算出し、さらに水和率と水セメント比より毛細管空隙率（ε_{cap}）、ゲル空隙率を推定した[1]。

3. 結果・考察 図 1 に、Na^+の D_a の ε_{cap} 依存性を示す。水セメント比や養生条件が異なる試料にもかかわらず、HCP 試料中の Na^+の D_a は ε_{cap} が 25%以下では ε_{cap} の増加の影響が認められなかったのに対して、ε_{cap} が 25%以上では著しい増加傾向を示した。この傾向は、HCP 中の Cs^+の拡散についての報告[2]と一致している。毛細管空隙は、ε_{cap} が 20±5%を下回ると連続性を失うとの報告がある[3]。このことから、Cs^+の拡散と同様に、低 ε_{cap} 領域では毛細管空隙が連続性を失いゲル空隙中の拡散が支配的となる一方、高 ε_{cap} 領域では連続性を有する毛細管空隙中の拡散が支配的になっていることが示唆される。

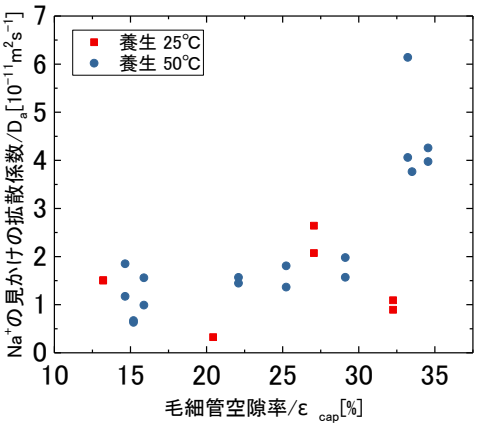


図 1 Na^+の見かけの拡散係数の毛細管空隙率依存性

謝辞 本研究は、文部科学省の国家課題対応型研究開発推進事業「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」・「汚染コンクリートの解体およびそこから生じる廃棄物の合理的処理・処分の検討」（平成 28～30 年度）の一部として実施した。

参考文献

[1] S. Mindess et al., Concrete, 2nd. Edition. Prentice Hall, (2003). [2] 設楽大策ら，日本原子力学会 2014 年秋の大会． [3] E. J. Garboczi et al., Constr. Build. Mater. 10, (1996) 293-300.

*Kai Hashibe[1],Tamotsu Kozaki[1],Naoko Watanabe[1], Shingo Tanaka[1], Hiroaki Takiya[2],and Naoya Hara[3]
Hokkaido University[1], Japan Atomic Energy Agency[2], Tohoku University[3]

タウマサイト生成におけるナトリウムの影響

Effect of sodium on thaumasite formation

*洞 秀幸[1]，柴田 真仁[1]，高橋晴香[1]，小川彰一[1]，芳賀和子[1]
[1]株式会社太平洋コンサルタント

石灰石骨材を使用したコンクリートは、海水などから SO_4^{2-}が供給されるとタウマサイト劣化を生じることが懸念される。海水には多量の Na^+が含まれるため、本研究では Na^+の共存がタウマサイト生成反応に及ぼす影響を検討した。その結果、Na^+が共存するとタウマサイト生成は抑制されることがわかった。

キーワード：タウマサイト，硫酸塩劣化，海水，セメント，コンクリート

1. 緒言　タウマサイト[$Ca_3(SO_4)(Si(OH)_6)CO_3 \cdot 12H_2O$]によるコンクリートの劣化は、石灰石を含むコンクリートに硫酸塩が作用することで生じる。コンクリートは、石灰石骨材を使用することで乾燥収縮抑制やアルカリ骨材反応のリスク低減が知られているが、海洋・沿岸環境下におけるタウマサイト生成に関する検討事例は極めて少ない。海水には多量の Na^+も共存することから、タウマサイト生成における Na^+の影響について検討を行った。

2.実験方法　試薬を表 1 の配合で混合し懸濁反応によってタウマサイトの生成を試みた。基準とした配合 T1 は、タウマサイトの元素組成の化学量論比と同等となるよう材料を混合した。タウマサイト生成における Na^+の影響を確認するため、反応溶液には NaOH および Na_2SO_4 を添加した水準を設定した。また、生成速度を考慮して天然タウマサイトを結晶核としてごく少量添加した水準についても実施した。

表.1 調整した懸濁液の配合

材料＼記号	T1	T2	T3	T4	T5	T6	T7	T8
$Ca(OH)_2$	5.9							
$CaSO_4 \cdot 2H_2O$	13.8							
$CaCO_3$	8							
SiO2	4.8							
NaOH	-	2.5	-	2.5	-	2.5	-	2.5
Na_2SO_4	-	-	2.5	2.5	-	-	2.5	2.5
天然Thaumasite	-				0.25			
蒸留水	67.4							

3. 結果　反応期間 3 ヶ月後の XRD の結果を図 1 に示す。天然タウマサイトを添加しなかった T1～T4 ではタウマサイトのピーク(第 1 ピーク: 2θ = 9.2 °)は認められなかった。一方、天然タウマサイトをごく少量添加した T5～T8 には回折ピークが現れており、これは天然タウマサイトが結晶核としてタウマサイト生成を促進したためと考えられる。Na^+が共存しない T5 はタウマサイトのピークが突出して大きく、Na^+が共存する T6～T8 は全てピークが小さい。pH を上昇させる NaOH だけでなく、pH をほとんど変化させない Na_2SO_4 でもタウマサイト生成が抑制されていることから、共存する Na^+にはタウマサイト生成を抑制する効果があることが示唆される。Na^+がタウマサイト生成速度を抑制するのか、生成そのもの阻害するのかは、今後更なる検討が必要である。

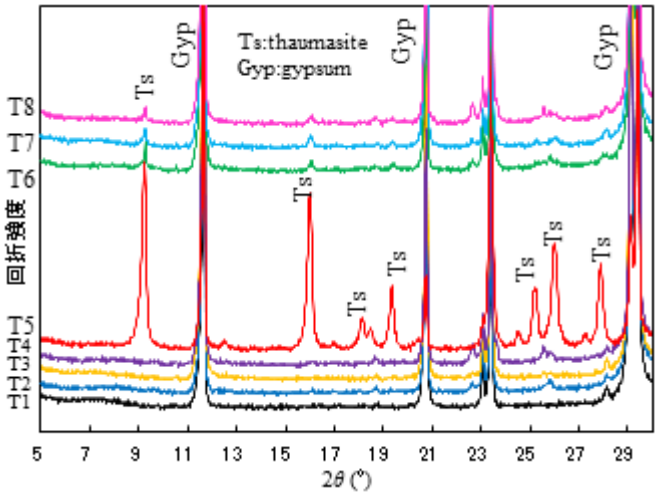


図.1 各水準の XRD 測定結果（反応 3 ヶ月後）

*Hideyuki Hokora[1], Masahito Shibata[1], Haruka Takahashi[1], Shoichi Ogawa[1] and Kazuko Haga[1]
[1]Taiheiyo Consultant Co., Ltd

固体 NMR を用いた遅延エトリンガイト生成による モルタルの膨張に及ぼすフライアッシュの抑制効果の検討

Suppressing Effect of Fly Ash on Expansion of Mortar due to Delayed Ettringite Formation Studied by Solid-state NMR

*渡邊 禎之[1]，吉野 徹[1]，川端 雄一郎[2]，高橋 晴香[3]，小川 彰一[3]
[1](地独)東京都立産業技術研究センター，
[2](国研)海上・港湾・航空技術研究所，[3](株)太平洋コンサルタント

硫酸塩劣化の一つである DEF は、セメントにフライアッシュ(FA)を置換することで膨張が抑制されるが置換率によっては長期的な膨張の抑制ができないことが知られている。本研究では，FA を 10%および 20%置換して約 8 年間養生した DEF 試験体を用い、固体核磁気共鳴分析を用いて DEF に対する FA の置換による膨張抑制メカニズムを考察した。

キーワード：硫酸塩劣化、DEF，固体核磁気共鳴分析、エトリンガイト，高温養生，SEM/EDS

1. 緒言　放射性廃棄物の処分施設において、発熱廃棄体周辺の充填モルタルやマスコンクリートでは、高温履歴を受けて DEF(delayed ettringite formation)が生じる可能性がある。DEF は長期的にエトリンガイト(Ett)が生成して膨張を生じ、セメントへのフライアッシュ(FA)の置換は DEF を抑制すると考えられている。本検討では、固体核磁気共鳴分析(^{27}Al- NMR および ^{29}Si-NMR)を行い、膨張の抑制メカニズムを検討した。

2. 実験　市販の白色ポルトランドセメントに JIS II 種 FA を 10%置換(FA10)および 20%置換(FA20)し、SO_3 を 2.0%負荷した W/C=50%のモルタルを 90℃で 10 時間高温養生を行った後、20℃水中養生した試験体を用いた。約 8 年後の膨張率は、FA10 で約 2.1%と大きく膨張していたのに対し、FA20 では 0.1%以下であった。

3. 結果・考察　SEM/EDS の結果、FA10 では巨視的なひび割れが生じ、ひび割れ内に Ett が生成していた。一方、FA20 では Ett は明確に確認されなかった。図に固体 NMR の結果を示す。試験に用いた FA の NMR を含め、Si および Al の含有量に応じて規格化して示した。図から、FA10, FA20 ともに FA は殆ど反応していることが分かる。^{29}Si-NMR の結果から、FA20 では未反応のセメント未水和物による Q0（-71 ppm 付近）が残存し、また、-81 ppm 付近の C-S-H に Al が固溶した Q2(Al)ピークが大きい。C-S-H への Al の固溶は、^{27}Al-NMR において、C-A-S-H による 70 ppm 付近のピークが FA20 で増大することとも合致し、置換率 20%程度では Al は C-S-H に固溶され、その結果、Ett やモノサルフェート(Ms)生成に利用可能な Al は大きく増加しないと考えられる。一方、^{27}Al-NMR から、FA10 では Ett に起因する 13 ppm のピークが大きいが、膨張を生じていない FA20 でも 13 ppm にピークが認められ、さらに 10 ppm の Ms に起因するピークが大きい。これらのことから、膨張を生じていない FA20 についても内部水和生成物から SO_4^{2-}が供給されれば、膨張を生じる可能性が考えられる。

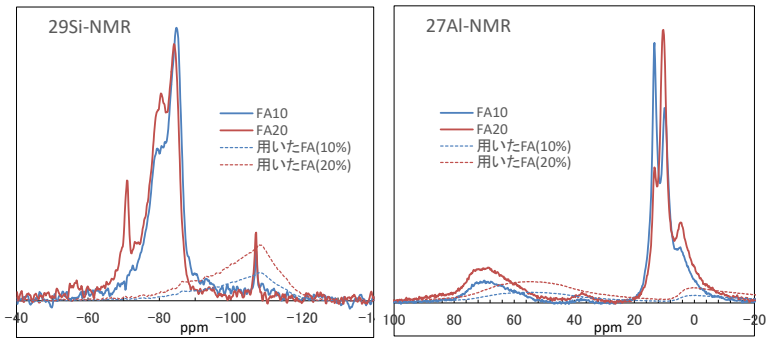


図　固体 NMR による分析結果

*Sadayuki Watanabe[1], Toru Yoshino[1], Yuichiro Kawabata[2], Haruka Takahashi[3], Shoichi Ogawa[3]
[1]Tokyo Metropolitan Industrial Technology Research Institute, [2]National Institute of Maritime, Port and Aviation Technology, [3]Taiheiyo Consultant Co., Ltd

Planning Lecture | Board and Committee：Public Information Committee

Thu. Sep 14, 2017 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room H C212 - C Block

[2H_PL] How to disseminate information to society as AESJ Activities of the Public Information Committee

Chair: Reiko Nunome (NUMO)

[2H_PL01] Current status and future issues of disseminating information from the Public Information Committee

*Mito Sagai[1] (1. CRIEPI)

[2H_PL02] Current status of Position Statement
Easy to understand and timeliness

*Ryuichi Yamamoto[1] (1. JAEA)

[2H_PL03] Open Discussion

2017年秋の大会

広報情報委員会セッション

原子力学会としての社会への情報発信のあり方 ―広報情報委員会の活動から―

How to disseminate information to society as AESJ
-Activities of the Public Information Committee-

（1）広報情報委員会を通じた情報発信の現状と課題

(1) Current status and future issues of disseminating information from the Public Information Committee

*佐賀井 美都[1]
[1]電力中央研究所

１． はじめに

広報情報委員会は、学会と外部との情報伝達、学会外部への情報知識の伝達、学会内活動・事務機能のなどの情報化への対応など広報、情報化に関する事項について審議および連絡調整をおこなっている。学会外部への情報・知識伝達として、会長記者会見の場を設け、プレスリリース、ポジション・ステートメントは日本原子力学会ホームページ上から情報の発信を行っている。

本セッションでは、情報発信の概要を学会内活動など情報化への対応と併せて報告するとともに、広報情報委員会として、昨年度まで議論された内容を踏まえ、よりよい情報発信のあり方とは何か、発信する情報の信頼性や迅速性の確保についての考えを課題をまじえて報告する。

２． 情報発信の概要報告および学会内活動・事務機能など情報化への対応（状況）

2016 年度は、会長記者会見 3 回、プレスリリースは、高速増殖炉原型炉もんじゅの有効な活用について(見解)や「もんじゅ」の意義と活用に関する提言(新型炉部会)を含め 11 件おこなった。2017 年度上期(8 月迄)は、プレスリリース 2 件となっている。

また、広報情報委員会では 2 年度前に新ホームページを公開し、昨年度のセッションで発信力を強化するためのトップページの重要性や会員限定ページの必要性等についてご意見を頂いた。学会内活動の情報化にむけた会員サービス委員会との対応状況について現状を報告する。

３． 情報の信頼性・迅速性の確保について（課題）

2015 年･2016 年秋の大会の企画セッションにおいては情報伝達手段が多様化する中での「個人の扱い」等について議論し、発信する内容は少数意見を尊重すること、かつ一般公衆に誤解のない慎重かつ柔軟な対応と配慮が必要との認識を共有し「広報,情報伝達に関する規程」第 5 条 4 項を見直し今日に至っている。広報情報委員会は、社会への情報発信のため更なる発信内容の信頼性を高め迅速性を確保することが課題であり、学会が発信する情報の一貫性や説明責任（正当性・妥当性等）といったものを自ら評価し判断するための機能や指針が必要なのではないかと考えている。

４． おわりに

広報情報委員会は、社会への情報発信のあり方には、情報の発信元の社会に対する慎重かつ柔軟な対応に加えて、情報の信頼性・迅速性の確保が今後の課題であると考える。それらを具現化するための指針（一貫性、適時性、透明性の確保について等）を定めること、また発信内容を自ら評価・判断するチェック機能をもたせるなどの考えを紹介し、広報情報委員会を通じた情報発信のあり方について議論していく予定である。

---

*Mito Sagai[1]
[1]CRIEPI

2017年秋の大会

広報情報委員会セッション

原子力学会としての社会への情報発信のあり方 —広報情報委員会の活動から—

How to disseminate information to society as AESJ
-Activities of the Public Information Committee-

(2) ポジション・ステートメントの現状 —分りやすさと適時性—

(2) Current status of Position Statement -Easy to understand and timeliness-

*山本　隆一[1]
[1]日本原子力研究開発機構

1. はじめに

ポジション・ステートメント（以下 PS）は米国の ANS の事例に倣い、日本原子力学会が「社会が関心を持つ原子力の平和利用に関する重要事項」について

① 学会としての見解等を分かり易く説明し、原子力技術への社会の理解向上に寄与する
② 学会員が平易に説明するためのツールを提供する
③ 学会のホームページ（以下 HP）に掲載し、学会の内外に広く公開し、学会活動の透明性を高め、社会に対するオピニオンリーダーとしての責任を果す

ことを目的として発信しているもので、平成 21 年 6 月より公開を始めた。PS は「見解」、「提言」、「解説」、「その他」の 4 区分を設定し、部会や連絡会等（以下、担当部会等；企画委員会等常設委員会も含む）からの提案を受け、広報情報委員会にてその妥当性を確認した上で、担当部会等にて作成し、PS ワーキンググループ（以下 PSWG）での審議、学会員のパブコメ、広報情報委員会での審議を経て公開している。

2. 公開中 PS の現状

PS は当学会の和文版、英文版双方の HP[1]に掲載されている。このうち、和文版では、平成 29 年 7 月現在で 17 件（昨年度より 1 件増）を公開している。公開件数が昨年度から増えたのは、一昨年来取り組んでいた PS004 と PS014 の統合作業が完了し、本年 3 月に新しい PS004(低レベル放射線被ばくの健康に与える影響)として公開したことによる。ただし、この公開中 17 件のうち東電福島第一発電所の事故（以下 3.11 事故）を受けた見直し作業が完了しているものは前記を含め 3 件に止まっており、他の 14 件は引き続き見直し継続中としている。そのような中でバックエンド部会担当の PS011(クリアランス)と PS003（高レベル放射性廃棄物の地層処分)の見直しが進んできているとのことで、少しずつではあるが進捗が伺える状況。

また、英語版については前述の新 PS004 について英訳も完了したことから昨年度より 1 件増の 7 件を公開している。この他、英語版では準備中のものとして、タイトルのみ表示されているものが 9 件ある他、タイトルすら掲載されていないものが 3 件あることから、これらについては本文の翻訳を進めたいところ。和文版との件数の差は、前記のように和文の見直し作業が進まないことなどの理由で、翻訳作業に入っていないものが多いことによる。

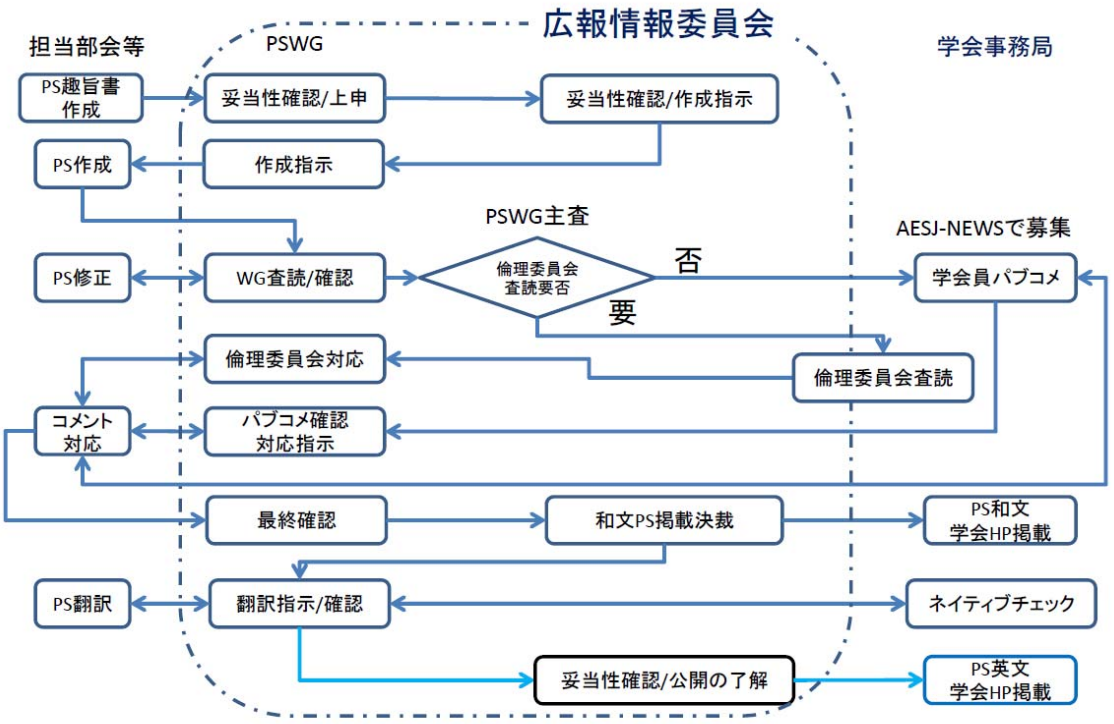
公開中 PS の区分としては「見解」は PS001（持続可能なエネルギー開発）と PS015（原子力産業の海外展開について）の 2 件、「提言」は PS003（高レベル放射性廃棄物の地層処分)1 件、「その他」が 2 件（PS008 原子力の事故情報の発信、評価について-学会員としての姿勢、PS018 原子力安全国際シンポジウム（ISONS2011）声明)、と PS としてより意義深い「見解」「提言」と「その他」を合わせても約 3 割に止まっている。これに対して、「解説」は 12 件と全体の約 7 割を占めており、この比率はほとんど変

[1] 和文 URL；http://www.aesj.net/about_us/opinion_of_aesj/position_statement
英文 URL；http://www.aesj.or.jp/en/about_us/position_statement.shtml

わりない。なお「解説」ではあるが、現在新たなPSとして、この数か月マスコミを賑わし始めた「燃料デブリ」について核燃料部会より提案があり、PSWGにて審議を進めている。

3． PS作成・公開に至る過程

当学会のPSの作成から公開については、次の図のような手順を踏むこととしている（図は最新の状態を示している）。



ポジション・ステートメント作成フロー(概略図；ネイティブチェック導入)

このフローの中で、一般会員からのコメント公募（学会員パブコメ）については、昨年4月の広報情報委員会にて（AESJ-NEWSでコメント公募開始の案内をすると共に同メールに該当するWebサイトを表示する）会員限定のコメント募集に変更する旨決定し、昨年10月に実施したPS004に関するパブコメで初めて運用した。その結果、7名の学会員から延べ131件のコメントを頂くことができ、コメント提案者数コメント数ともに過去最高となった。対応された部会の方々は大変だったと思うが、新たな仕組みが功を奏したように思える。また、翻訳作業については、各部会の負担軽減等の観点から、今年度の下期からはネイティブチェックを取り入れることとした。以上のような変更に伴い関連する要領等について随時見直しを行ってきている。

4． 課題と展望

以上のような状況の中で、昨年の秋の大会で紹介した5つの課題のうち、「PSの大半において図表が少なく、専門家でも読む気になり難い」「表現自体の専門性が強すぎ、学会員にも難解なものが有る」といった表現に係る2つの課題については、昨年来、見直してきたPSや新規のPSの審議において議論を重ねてきている。例えば、前項で記述したPS004においてはパブコメの活性化もあって、図表の充実、分りやすい用語の使用、難解な専門用語の解説といった面でかなり改善されて来ている他、新規のPSである「燃料デブリについて」では適時性を志向しつつも用語解説の充実等も併用して、分りやすさという点での努力も行ってきている。

この様な努力は行っているものの、

① 現状の PS は「解説」が約 7 割を占めており、「見解」、「提言」が少ない
② 部会等による提案から最終的に PS 公開に至るまで時間が掛かり過ぎ、適時性という点では課題が有る
③ 和文版では学会 HP 上で PS の存在に気付きにくい（英文版ではトップページ）

といった課題については、現時点でも改善には至っていない。

これらの課題のうち、①については 2、3 の部会で「提言」を出そうという動きが出てきているので、期待したい。②の適時性については、前述の PS004 において、担当部会での見直し着手から成案まで 2 年を超える時間を要したことからも、その困難さが分かる。そのような中で、現在進行中の「燃料デブリ」の PS の検討において社会情勢の変化への適時性という観点で議論になり、PSWG として正確さや分りやすさとのバランスの中で適時性を改善する方策について模索をはじめたところ。③については学会ホームページの改編が必要となるので、広報情報委員会として、会員サービス委員会とも連携して改善していくこととしている。

最後に、当学会が取り組んでいる PS 発信は非常に有意義な活動ではあるが、社会情勢の変化の中でその妥当性の確認、適時の見直しといった社会的責任が常に付きまとっていることを学会員各位に改めて認識して頂きたいと考えている。

その上で、ボランティア的活動に頼らざるを得ない当学会の限界も含めた諸課題について共通認識を持っていただき、学会としてより意義深い PS の発信に向けて議論して頂きたいと考えている。

---

* Ryuichi Yamamoto [1]

[1] Japan Atomic Energy Agency

Planning Lecture | Board and Committee | Public Information Committee

[2H_PL] How to disseminate information to society as AESJ

Activities of the Public Information Committee

Chair: Reiko Nunome (NUMO)

Thu. Sep 14, 2017 1:00 PM - 2:30 PM Room H (C212 - C Block)

[2H_PL03]Open Discussion

広報情報委員会は、学会および学会員の広報、情報伝達に関して、その基本方針を定め、学会員への情報伝達および社会への情報発信を適切に行うことを目的に活動を行っている。「広報、情報伝達に関する規程」では、会員に対し、「より正確なデータと情報をできるだけ速やかに伝達する義務がある」、とするとともに、「社会に対して専門家個人または専門家集団として正しい情報を発信する社会的責任を有する」としているが、この規定をより現実に即したものとするため、改訂案を2015年の秋の大会企画セッションで紹介し、そこでの議論を踏まえた改訂を行い2016年の秋の大会においても、その結果を紹介し議論を深めてきた。一方、依然として学会としての情報発信のあり方に関してさまざまなご意見がある。本セッションでは、当委員会の活動を通じた学会員および社会への情報発信について、その方策やプロセス、実績などを紹介し、現状をご理解いただいた上で、今後の取り組みや課題について議論したい。

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 14, 2017 2:45 PM - 4:05 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 5:45 AM - 7:05 AM UTC | Room H C212 - C Block

[2H10-14] Sorption Behavior

Chair:Tsutomu Sato (Hokkaido Univ.)

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

[2H10] Pa Solution Chemistry Study for Uranium Waste Management

(2)A Study on Hydrolysis of Pa Using ^{233}Pa Tracer

*Shinsuke Komori[1], Akira Kirishima[1], Daisuke Akiyama[1], Nobuaki Sato[1] (1. Tohoku Univ.)

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

[2H11] Sorption of Europium to Biotite Flakes under the condition of saline water

*Tomoyuki Toyota[1], Yuichi Niibori[1], Taiji Chida[1] (1. TOHOKU University)

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

[2H12] Effect of boric acid on radionuclides sorption on bentonite

*Takamitsu Ishidera[1], Yukio Tachi[1], Yosuke Akagi[2] (1. JAEA, 2. MMC)

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

[2H13] Time dependence of sorption and desorption behavior of iodine on cementitious materilals.

*Naoki Yoshii[1], Naoyuki Tamura[1], Noriyuki Sasaki[1], Yosuke Akagi[2], Keiichi Tsujimoto[2], Kohei Yamaguchi[2] (1. JAPAN NUCLEAR FUEL LIMITED, 2. MITSUBISHI MATERIALS CORPORATION)

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

[2H14] Study on sorption of alkali ions into the cementitious materials(2)

Effect of Al content in C-A-S-H

*Shuichi Harasawa[1], Kazuko Haga[1], Haruka Takahashi[1], Sadayuki Watanabe[2], Kazuo Yamada[3] (1. Taiheiyo Consultant.co.Ltd., 2. Tokyo Metropolitan Industrial Research Institute, 3. National Institute For Enviromental Studies)

4:00 PM - 4:05 PM JST | 7:00 AM - 7:05 AM UTC

Time reserved for Chair

ウラン廃棄物処分のためのプロトアクチニウム溶液化学研究
(2) ^{233}Pa トレーサを用いた Pa の加水分解の研究

Pa Solution Chemistry Study for Uranium Waste Management
(2) A Study on Hydrolysis of Pa Using ^{233}Pa Tracer

*小森 真介[1], 桐島 陽[1], 秋山 大輔[1], 佐藤 修彰[1]
[1]東北大学　多元物質科学研究所

Pa の加水分解挙動を調べるため、^{237}Np からミルキングした ^{233}Pa を用いて二相分配実験を行った。有機相は溶媒をキシレン、抽出剤を TTA とし、水相は ^{233}Pa の過塩素酸溶液とした。TTA 濃度及び過塩素酸濃度を変えて実験を行い、分配比の変化から加水分解定数の決定を試みた。

キーワード：プロトアクチニウム, ウラン廃棄物, 溶媒抽出, 加水分解

1. 緒言

燃料加工施設等から排出されるウラン廃棄物を浅地中処分した場合、処分から 1000 年から 2000 年後といった時期に、^{231}Pa が公衆被ばくの最大要因となる可能性が指摘されている。このような評価をより精緻に行うためには、Pa の正確な熱力学データを得る基礎研究が必要である。分光手法が適用可能なマクロ量の ^{231}Pa を用いた研究に加えて、取り扱いの容易な ^{233}Pa トレーサを用いた実験により熱力学データ得ることで、今後行われるウラン廃棄物処分の安全評価に資することを目的とし、二相分配実験による Pa(V)の加水分解定数の決定を試みた。

2. 実験

2-1. 2-オクタノールを用いた ^{233}Pa のミルキング

^{233}Pa は半減期が 27 日と短く単体保存が出来ないため、親核種である ^{237}Np 溶液から溶媒抽出によるミルキングを行った。従来法[1]を参考にし、Np (V)の 6 M 塩酸溶液を調製し、2-オクタノールと接触させ抽出した。ここでは Np の一部も有機相に抽出されたため 3 M HNO_3 による洗浄を行った上で 1 M 過塩素酸溶液で水相に逆抽出した。この操作を 2 回繰り返して二相分配実験に用いる Pa 水溶液を得た。

2-2. テノイルトリフルオロアセトン (TTA) – 過塩素酸溶液系での二相分配実験

精製した ^{233}Pa 溶液を規定の過塩素酸濃度に調整し、TTA-キシレン溶液と接触させて二相分配実験を行った。有機相中の TTA 濃度を 0.001 ~ 0.1M、過塩素酸濃度を 0.001~1 M にそれぞれ変化させ、放射能測定により分配比を得てその変化から加水分解定数の決定を試みた。

3. 結果と考察

従来法よりも簡便な方法で、他溶液への転換も比較的簡単な ^{233}Pa の過塩素酸溶液を得た。γ線スペクトロメトリによる測定の結果、ミルキングにより、その後の Pa(V)の加水分解反応検討のための二相分配実験に影響の無い程度まで ^{237}Np の濃度を低下させることができた。精製後の Pa 濃度は約 1×10^{-11} M である。また二相分配実験の結果、Pa の分配比は TTA 濃度および過塩素酸濃度の両方に依存した。低 pH において Pa (V)は $PaO(OH)^{2+}$として存在することが予想され、これらの結果及び二相間の各平衡定数から、酸性溶液中の Pa (V)の第一加水分解反応 $PaO(OH)^{2+} + OH^- \leftrightarrows PaO(OH)_2^+$の検討を行った。

参考文献

[1] Andrew W. Knight et al., A simple-rapid method to separate uranium, thorium, and protactinium for Useries age-dating of materials, J. Environ.Radio. (2014), 134, 66-74

---

*Shinsuke Komori[1], Akira Kirishima[1], Daisuke Akiyama[1], Nobuaki Sato[1]

[1]Tohoku Univ.

塩水環境における薄片状黒雲母へのユウロピウムの収着挙動

Sorption of Europium to Biotite Flakes under the condition of saline water

*豊田　丈通[1]、千田　太詩[1]、新堀　雄一[1]
[1]東北大学大学院工学研究科

本研究では、塩水環境におけるユウロピウムの薄片状黒雲母への収着挙動について、NaCl 濃度の依存性を調べた。その結果、NaCl 濃度 6 mM～60 mM においてはユウロピウムの収着はほぼ同等であったが、0.6 M および 0 M の場合はそれらとは異なり、収着量が共に低下した結果が得られた。
キーワード: 薄片状黒雲母、ユウロピウム、地層処分、収着挙動、イオン強度

1. 緒言　地下環境における放射性核種のケイ酸塩鉱物への収着には、塩水条件に予想されるようなイオン強度の変化が大きく影響することが知られている。そこで本研究では、花崗岩に含有する黒雲母への核種収着に関する塩濃度依存性について調べた。また、従来は粉末試料を用いて実験されていたが、本研究では実環境を想定し、薄片状黒雲母を用いたユウロピウムの収着実験により調べた。

2. 実験　本研究ではバッチ式の収着実験を実施した。収着実験ではユウロピウム($Eu(NO_3)_3$、安定同位体)を 0.1 mM になるように調整した。そして、塩水条件として、NaCl 濃度を 0.006～0.6 M に設定し、pH は 5 とした。pH 6 以上では加水分解種の生成が予想されるが、pH 調整時点において沈殿物の生成は目視では確認されなかった。液固比は 10 とし、薄片状の黒雲母 0.6 g と試料溶液 6 mL を窒素雰囲気のグローブバック内でポリプロピレン管へ封入した。振とう期間は 7 日間とし、計 5 回サンプリングを行った。振とう後 0.45 μm メンブレンフィルターにより固液分離し、液相は ICP-AES による濃度測定と蛍光寿命測定、固相は SIMS(二次イオン質量分析)により薄片状黒雲母内のユウロピウム分布について分析を行った。

3. 結果・考察　図 1 は収着実験後の pH 5 における液相のユウロピウム濃度である。図 1 より、pH 5 に関しては NaCl を添加した場合、NaCl 濃度が高くなるにつれてユウロピウムの黒雲母への収着量が減少した。一方、NaCl 濃度を添加しない場合と比べると、NaCl を添加した場合の方がいずれもユウロピウムの収着が大きくなる結果が得られた。一般的に、イオン強度が大きくなると鉱物への陽イオンの収着は小さくなるとされており、本実験でも、実験開始直後は NaCl を添加しない場合の方がユウロピウムの収着量が多かった。しかし、振とう日数が経過するにつれて NaCl を添加したものの方がよりユウロピウムが収着する結果となった。薄片状の黒雲母を用いている本研究においては、ユウロピウムと黒雲母の相互作用として収着に加え薄片内部への浸入拡散の過程が想定されるため、後者の浸入拡散についてイオン強度が何らかの影響を及ぼした可能性がある。発表では、蛍光寿命測定および SIMS 測定による収着挙動検討についても紹介する予定である。

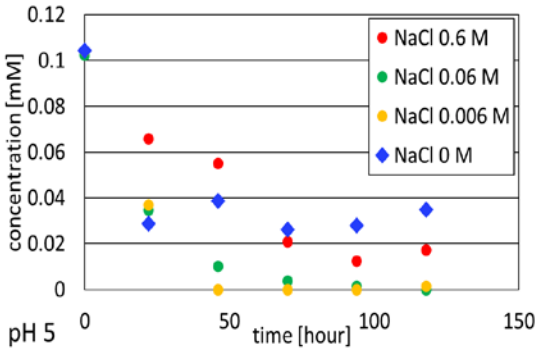


図 1　薄片状黒雲母への Eu 収着(pH 5)

謝辞: 本研究の一部は、「文部科学省英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」により実施された「廃止措置のための格納容器・建屋等信頼性維持と廃棄物処理・処分に関する基盤研究及び中核人材育成プログラム」、および経済産業省の委託事業「平成 26 年度放射性廃棄物重要基礎技術研究調査」の成果である。ここに記して謝意を表す。

*Tomoyuki Toyota[1], Taiji Chida[1] and Yuichi Niibori[1]
[1]Graduate School of Engineering, Tohoku Univ.

ベントナイトに対する核種の収着挙動に及ぼすホウ酸の影響

Effect of boric acid on radionuclides sorption on bentonite

*石寺孝充[1]，舘幸男[1]，赤木洋介[2]
[1]原子力機構 [2]三菱マテリアル

ホウ酸共存下でのベントナイトに対する Cs, Sr, Np(V), U(VI)の収着試験を行った。その結果、Cs, Sr, Np(V)では、ホウ酸の共存による分配係数の変化は確認されなかった。一方、U(VI)は、炭酸が共存しない場合は高濃度のホウ酸共存下で分配係数の低下が確認されたものの、炭酸が共存する場合には有意な低下が見られなかった。これは、U(VI) との錯形成において、ホウ酸と炭酸が競合したためと推測される。

キーワード：福島第一原子力発電所、廃棄物処分、ホウ酸、ベントナイト、収着

1. 目的

福島第一原子力発電所の廃止措置に伴い発生する放射性廃棄物（以下、事故廃棄物）には、事故処理等の過程において混入した共存物質が含まれている。事故廃棄物処分の安全評価においては、共存物質が放射性核種の移行挙動に及ぼす影響について評価する必要がある。事故廃棄物中の共存物質として、臨界防止のために冷却水中に添加されたホウ酸があげられる。ホウ酸は、核種との錯体の形成や収着の競合により、ベントナイトへの核種の収着量を低下させる可能性がある。しかしながら、既存の放射性廃棄物にホウ酸が含まれていないことから、ホウ酸共存下での核種の収着挙動についての報告例が少ない。本試験では、バッチ法収着試験により核種の収着挙動に及ぼすホウ酸の影響について検討を行った。

2. 試験手法

試験では、ベントナイトに対するホウ酸の収着挙動と、ホウ酸共存下でのベントナイトに対する Cs, Sr, Np(V), U(VI)の収着挙動の検討を行った。ベントナイトはクニミネ工業製クニピア F®を使用し、Sr, Np(V), U(VI)の試験では、クニピア F 中の方解石の溶解による炭酸濃度の上昇を防ぐため、あらかじめ pH5 の酢酸ナトリウム溶液で方解石を溶解させて除去したものを用いた。ホウ酸の収着試験は、ホウ酸濃度を 1×10^{-4} mol/dm^3 とし、pH4 及び 9 において実施した。Cs, Sr, Np(V), U(VI)の収着試験は、ホウ酸濃度が 0.1 から 1×10^{-4} mol/dm^3 とホウ酸なしの条件で実施し、試験溶液の pH は、ホウ酸の溶存化学種が $B(OH)_3$ となる pH7 と、$B(OH)_3$ と $B(OH)_4^-$ が 50%ずつとなる pH9.3 の 2 条件とした。U(VI)の試験においては、炭酸共存下での収着挙動を検討するため、溶液中の炭酸濃度を 5×10^{-3} 及び 5×10^{-4} mol/dm^3 に調整した試験も併せて実施した。

3. 結果と考察

ホウ酸の収着試験の結果、ベントナイトへのホウ酸の収着は確認されず、ホウ酸と核種との収着競合は概ね無視できるものと考えられた。ホウ酸共存下での Cs, Sr, Np(V)の収着試験の結果、pH7 及び pH9.3（図 1）の両条件において、分配係数のホウ酸濃度依存性は見られなかった（pH7 での Np は未実施）。これらの核種については、ホウ酸との錯形成能が低いため、分配係数へのホウ酸の影響が見られなかったものと推測される。一方、U(VI)においては、pH7 ではホウ酸の影響は確認されなかったものの、pH9.3 では、炭酸が共存しない場合、ホウ酸濃度の増加に伴い分配係数が低下する傾向が見られた（図 2）。しかしながら、炭酸濃度が 5×10^{-4} 及び 5×10^{-3} mol/dm^3 の試験においては、ホウ酸共存による分配係数の低下がほとんど観察されなかった。これらの炭酸濃度条件では、U(VI)は炭酸錯体が熱力学的に安定である [1]。本試験の結果は、炭酸が存在しない場合には、U(VI)がホウ酸と錯体を形成して分配係数が低下するものの、炭酸が存在すると溶液中で炭酸錯体が支配的となり、ホウ酸の影響が低下することを示していると考えられる。今後、３価及び４価の元素の収着挙動に及ぼすホウ酸の影響について、炭酸共存の影響を考慮した検討を行う予定である。

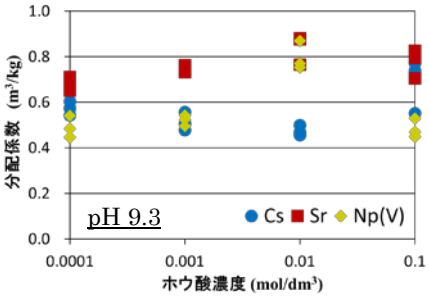


図 1　Cs, Sr, Np(V)の分配係数のホウ酸濃度依存性

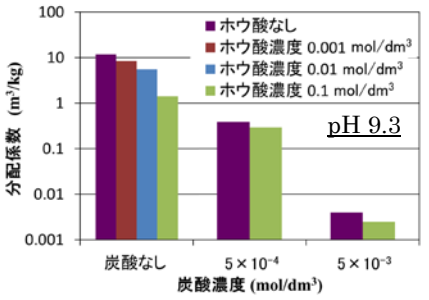


図 2　炭酸共存/非共存下での U(VI)の分配係数のホウ酸濃度依存性

参考文献

[1] JAEA-Data/Code 2014-009

*Takamitsu Ishidera[1], Yukio Tachi[1], Yosuke Akagi[2]　[1]JAEA, [2]Mitsubishi Materials Corporation

セメント系材料に対するヨウ素の収脱着挙動の経時変化

Time dependence of sorption and desorption behavior of iodine on cementitious materilals

*好井 直樹[1]，田村 直之[1]，佐々木 規行[1]，赤木 洋介[2]，辻本 恵一[2]，山口 耕平[2]
[1] 日本原燃（株），[2] 三菱マテリアル（株）

収着試験における見かけの収着分配係数（収着 K_d）と浸出試験における見かけの脱着分配係数（脱着 K_d）を比較した。その結果、収着 K_d は時間の経過とともに徐々に大きくなり、ほぼ一定の値になった。一方、脱着 K_d は初期に大きく変動するものの、時間の経過とともに比較的速やかに一定の値になった。時間が経過した後には、両者の K_d はほぼ一致する結果が得られた。

キーワード：収着分配係数、脱着分配係数、ヨウ素、セメント

1. 緒言

分配係数（K_d）は、固相と液相間の核種の分配比を表す係数であり、平衡状態になれば一定の値に、すなわち収着 K_d と脱着 K_d が同じ値となる。しかし「各種バリア材の分配係数について」[1]において、これらの値に差が生じている核種があることから、原子力学会標準[2]にある試験期間 7 日間では、平衡状態に達していない可能性が考えられる。そこで本研究では、ヨウ素を対象に長期の挙動を評価した。

2. 実験

試験に用いる固相については、普通ポルトランドセメント（OPC）ペースト硬化体を 106 μm 以下に粉砕して用いた。収着試験ではトレーサ無添加の OPC ペースト硬化体を、浸出試験では練り混ぜ前の水にトレーサとして非放射性ヨウ素を溶解した OPC ペースト硬化体を使用した。OPC ペースト硬化体の作製において、OPC ペーストの練り混ぜでブリージング水が発生すると添加したヨウ素の初期量を定義できないため、ブリージング水が生じないよう留意した。養生条件は気中養生とし、水分の蒸発を防ぐためにパッキングして養生を行った。養生期間は 28 日とし、養生後に粉砕・真空乾燥を施した。液相にはイオン交換水と上記の収着試験に用いる固相との平衡水を用いた。浸漬条件は、大気雰囲気、液固比 10ml/g、浸漬期間は最大 200 日とした。

3. 結果・考察

図は、収着試験と浸出試験の結果である。収着試験では、浸漬直後に濃度が大きく低下したが、その後は濃度低下が徐々に緩やかになった。一方で浸出試験では、初期に濃度が大きく変動するものの時間の経過とともに比較的速やかに一定の値となった。200 日後には両者の濃度（K_d 値）は一致した。浸出試験では、徐々に濃度が増加すると予想されたが、浸漬初期に濃度が高くなった。これは OPC ペーストに収着しているヨウ素の脱離ではなく、粉砕後の真空乾燥時に固相表面に析出したヨウ素が液相に速やかに溶出したものと考えられる。なお固相の溶解については、新しい OPC ペーストと接触した際に、模擬平衡溶液の pH や元素組成が変化しないことを予め確認しており、模擬セメント平衡溶液と接触した固相であるセメントペーストの溶解はほとんど起こっていないため、溶解に伴うヨウ素の放出は微量と考えられる。

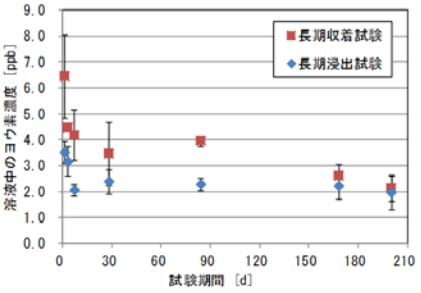


図　長期収着試験および長期浸出試験におけるヨウ素濃度の変化

参考文献

[1] 「各種バリア材の分配係数について」（平成 2 年、（財）原子力環境整備センター・（株）東芝・日揮（株）・（株）日立製作所・三菱金属（株）・三菱重工業（株））

[2] 日本原子力学会標準 収着分配係数の測定方法－浅地中処分のバリア材を対象としたバッチ法の基本手順：2002 AESJ-SC-F003:2002，（社）日本原子力学会

*Naoki Yoshii[1], Naoyuki Tamura[1], Noriyuki Sasaki[1], Yosuke Akagi[2], Keiichi Tsujimoto[2], Kohei Yamaguchi[2]

[1]Japan Nuclear Fuel Limited, [2]Mitsubishi Materials Corporation

セメント系材料へのアルカリイオンの収着に関する検討（2）

Study on sorption of alkali ions into the cementitious materials（2）

*原澤 修一，[1]芳賀 和子[1]，髙橋 陽香[1]，渡邊 禎之[2]，山田 一夫[3]

[1](株)太平洋コンサルタント，[2](地独)東京都立産業技術研究センター，[3](国研)国立環境研究所

C-A-S-H を合成し、NaCl 溶液への浸漬試験を実施した。C-A-S-H は組成によって構造が異なっており、Na イオンの収着は、C-A-S-H の Ca/(Al+Si)モル比と相関があることがわかった。

キーワード：C-A-S-H，収着，分子構造，Si-NMR，Al-NMR

1. 緒言　焼却飛灰セメント固型化における Cs とセメント系材料の相互作用を評価する上で、飛灰に多く含まれるアルカリイオンとの相互作用を考慮することが必要である。前報 1)では、Na イオンの収着は C-A-S-H の Ca/(Al+Si)モル比と相関があり、収着前後でシリケートアニオン構造が変化していることを固体 NMR によって確認した。本報では、Al/Si モル比を変化させて Al 固溶量をさらに増大させた場合の Na 収着量への影響を引き続き検討した。

2. 実験　C-A-S-H は Ca/Si モル比 1.0、1.2、 Al/Si モル比 0.09～0.17 の範囲で合成した。合成物を液固比 10 の条件で NaCl 溶液に 7 日間浸漬し、0.45μm のメンブランフィルターで固液分離した。液相の Na 濃度を原子吸光光度法で分析し、固相試料はロータリポンプにより真空乾燥し、浸漬試験前後の固相を固体核磁気共鳴分析(^{27}Al-NMR および ^{29}Si-NMR)および粉末 X 線回折(XRD)により分析した。

3. 結果　配位数によって ^{27}Al-NMR ケミカルシフトが異なり、C-A-S-H の測定において 4、5、6 配位の Al が観察される。各配位数の Al の存在割合をピーク面積から求めた結果を図 1 に示す。4 配位の Al はシリケートアニオン鎖中に存在していると考えられ、Ca/(Al+Si)モル比が大きくなるほど 4 配位に存在する割合は小さくなり、Ca 量が多い組成では Al がシリケートアニオン鎖中に入りにくくなっていることがわかった。10mM の NaCl 溶液に浸漬した時の Na 収着量と固相の Ca/(Al+Si)モル比の関係を C-S-H での結果も併記して図 2 に示す。Al-NMR の 4 配位のピーク面積比と Al 組成から C-A-S-H 中の Al 量を算出した。また、6 配位の Al は Stratringite（C_2ASH_8）と仮定して、Stratringite 分の Ca と Si を差し引いて、C-A-S-H の Ca/(Al+Si)モル比を求めた。Na の収着量は C-A-S-H の Ca/(Al+Si)モル比と相関があり、Ca/(Al+Si)モル比が大きいほど Na の収着量が小さくなった。今後、収着に伴う C-A-S-H の構造変化を評価し、収着メカニズムに関して検討を進める予定である。

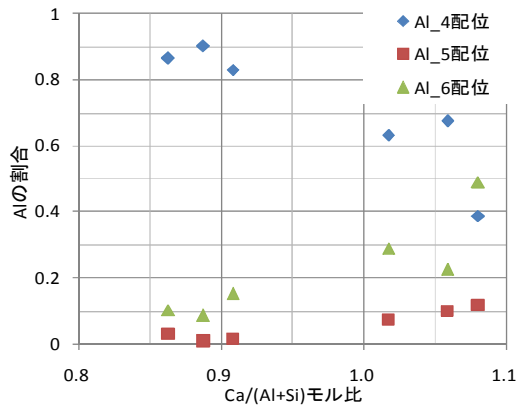


図 1　C-A-S-H の組成と Al の存在形態

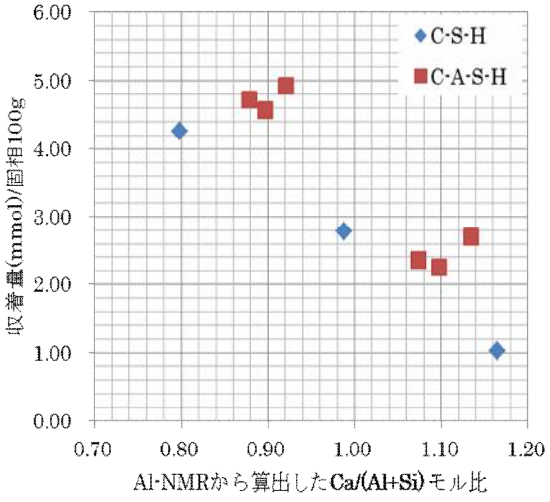


図 2　Al-NMR から求めた組成と Na 収着量の関係

参考文献[1]芳賀,原澤,渡邊,山田,川端, セメント系材料へのアルカリイオンの収着に関する検討, 原子力学会秋の大会, (2016).

*Shuichi Harasawa[1], Kazuko Haga [1], Haruka Takahashi[1], Sadayuki Watanabe[2], Kazuo Yamada[3]

[1]Taiheiyo Consultant Co., Ltd., [2]Tokyo Metropolitan Industrial Technology Research Institute, [3]National Institute for Environmental Studies

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

Thu. Sep 14, 2017 4:05 PM - 4:55 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 7:05 AM - 7:55 AM UTC | Room H C212 - C Block

[2H15-17] Diffusion Behavior

Chair:Taiji Chida (Tohoku Univ.)

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

[2H15] Application of Stabilized Gold Nanoparticles in the Investigation of Transport in Natural Barriers

*Carlos Eduardo Ordonez[1], Shingo Tanaka[2], Naoko Watanabe[2], Tamotsu Kozaki[2] (1. Graduate School of Engineering Hokkaido University, 2. Faculty of Engineering Hokkaido University)

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

[2H16] Diffusion behavior of sulfate ion in compacted bentonite

*Kenya Kakuta[1], Shingo Tanaka[2], Naoko Watanabe[2], Tamotsu Kozaki[2] (1. Graduate School of Engineering Hokkaido University, 2. Faculty of Engineering Hokkaido University)

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

[2H17] Influence of carbonate to the diffusion of lanthanide elements in compacted bentonite

*Yuki Kakoi[1], Kazuyuki Fujii[1], Noriya Ookubo[1], Kazuya Idemitsu[1], Yaohiro Inagaki[1], Tatsumi Arima[1] (1. Kyushu Univ.)

4:50 PM - 4:55 PM JST | 7:50 AM - 7:55 AM UTC

Time reserved for Chair

Application of Stabilized Gold Nanoparticles in the Investigation of Transport in Natural Barriers

*Carlos Ordonez[1], Shingo Tanaka[1], Naoko Watanabe[1] and Tamotsu Kozaki[1]

[1] Hokkaido Univ.

Abstract: Understanding of the migration behavior of colloids in subsurface geomedia is important because it may facilitate the transport of radionuclides from radioactive waste disposal sites. Column experiments were conducted to investigate the transport behavior of two polymeric ligands stabilized nanometer-sized gold particles (AuNPs) through quartz-sand medium.

Keywords: transport, gold nanoparticles, natural and engineered barrier, porous medium, column experiment

1. Introduction

Understanding the transport of colloids in natural and engineered porous media is a key for the safety assessment of radioactive waste repositories. Application of ligand-stabilized and functionalized gold nanoparticles (AuNPs), which exhibit tunable physical, optical and electronic properties, may be useful not only for the understanding of colloidal transport, but also for investigating the porespace physical and chemical environment in porous media. In this work, column experiments were conducted using 10 nm and 100 nm methyl-terminated polyethylene glycol (PEG) functionalized AuNPs to study the parameters controlling their transport.

2. Experimental

Transport experiments were performed using glass columns (ϕ =20 mm) packed with the quartz sand. The columns were fully saturated and received deionized water (DI) at a flow rate of 1.5 mL/min for 2h. Then the suspension of the nanometer-sized (10 and 100nm) PEG-modified AuNPs were injected for 10 min at the same flow rate, followed by DI until no AuNPs were detected in the effluent. The collected effluent samples were analyzed by UV-vis spectrophotometry (UV-vis) and Inductively Coupled Plasma Atomic Emission Spectroscopy (ICP-AES). Prior and after the AuNPs experiments, tracer breakthrough curves (BTC) of tritiated water (HTO) were obtained to examine significant changes in the porous media transport characteristics. In addition, the stability over time of AuNPs particles in the presence and absence of quartz sand was evaluated using time-resolved UV−vis spectra.

3. Results and Discussion

The BTCs of the tracer HTO and the 10 nm and 100nm AuNPs in the quartz sand are shown in Fig. 1. An obvious difference was observed between the BTCs of the tracer and the two-different sized AuNPs. Instead of a flat plateau, a sloping plateau was observed for both 10 nm and 100 nm AuNPs where the effluent concentration continued to increase gradually as less and less AuNPs were being deposited onto the collector quartz sand surfaces. The higher affinity for the collector was more significant for the 100 nm than for the 10 nm AuNPs. Furthermore, AuNPs aggregation within the column porespace was observed in terms of their UV-vis spectra evolution, where the UV−vis spectra of the 100 nm AuNPs effluent presented blueshifts in its absorption maxima from ~565 nm to ~563 nm in addition to band broadenings. The causes for the BTC discrepancies were studied in terms of the particle and collector surface chemistry and interactions between AuNPs and quartz sand.

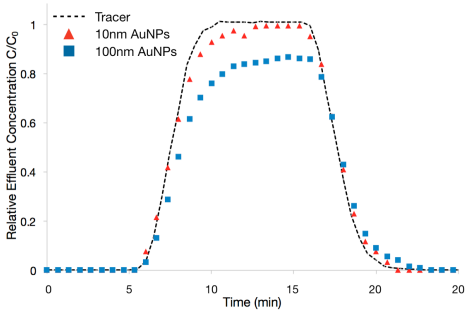


Figure 1. Breakthrough curves (BTCs) for two AuNPs in quartz-sand at a flow rate of 1.5 mL/min at room temperature at the ionic strength of deionized water. The data is displayed as normalized effluent particle concentration (C/C_0) as a function of time.

圧縮ベントナイト中における硫酸イオンの拡散挙動

Diffusion behavior of sulfate ion in compacted bentonite

*角田 憲弥，田中 真悟，渡邊 直子，小崎 完

北海道大学

高レベル放射性廃棄物の地層処分におけるベントナイト緩衝材中の放射性核種の拡散挙動を把握するため、非定常拡散試験にて硫酸イオンの見かけの拡散係数および拡散の活性化エネルギーを求め、その支配的な拡散機構を検討した。

キーワード：放射性廃棄物処分，ベントナイト，拡散，活性化エネルギー，硫酸イオン

1. 緒言　高レベル放射性廃棄物の地層処分の安全評価では放射性核種のベントナイト緩衝材中の長期にわたる移行挙動を理解する事が重要である。本研究では、2 価の陰イオンである硫酸イオン（SO_4^{2-}）に着目し、異なる乾燥密度の Na 型ベントナイト試料中の見かけの拡散係数（D_a）および拡散の活性化エネルギー（E_a）を非定常拡散試験によって決定することでそこでの拡散機構を検討した。

2. 実験　精製した Na 型ベントナイト（クニミネ工業製クニピア F）を乾燥密度が 0.8～1.6 Mg m^{-3} となるよう圧縮成型し、イオン交換水で 1 ヶ月以上膨潤した。次に、この試料に $Na_2{}^{35}SO_4$ トレーサー溶液を塗布し、所定の温度（288～323 K）で所定時間トレーサーを拡散させた。その後、試料を塗布面から 0.5 mm 間隔でスライスし、液体シンチレーションカウンターを用いて各スライス片の放射能を定量して得られた SO_4^{2-}の濃度プロファイルから D_a を決定した。また、D_a の温度依存性から E_a を決定した。

3. 結果・考察　298K における SO_4^{2-}の D_a の乾燥密度依存性および拡散の E_a の乾燥密度依存性を Cl^-[1]と I^-[2]の報告値とともに図 1 および図 2 にそれぞれに示す。SO_4^{2-}の D_a は、乾燥密度の増加に対し、絶対値の差はあるものの、他の陰イオンと同様に単調な減少傾向を示した。一方、SO_4^{2-}の E_a は乾燥密度 0.8 Mg m^{-3} において 21.5 kJ mol^{-1} となり自由水中の拡散とほぼ等しい値であったのに対し、乾燥密度が 1.0 および 1.2 Mg m^{-3} に増加すると E_a は 15.0 および 12.6 kJ mol^{-1} と自由水中より低くなった。また、さらに乾燥密度が 1.4 および 1.6 Mg m^{-3} に増加すると E_a は 16～18 kJ mol^{-1} に増加した。このことから、この乾燥密度範囲において、支配的な拡散機構が少なくとも 2 回変化していることが考えられる。このように、単調な減少傾向を示した乾燥密度の増加に伴う SO_4^{2-}の D_a の変化は、陰イオンの水和半径に対し拡散経路であるモンモリロナイト試料中の間隙の狭隘化といった微細構造の変化の影響に加え、支配的な拡散機構の変化の影響を受けている可能性が示唆された。

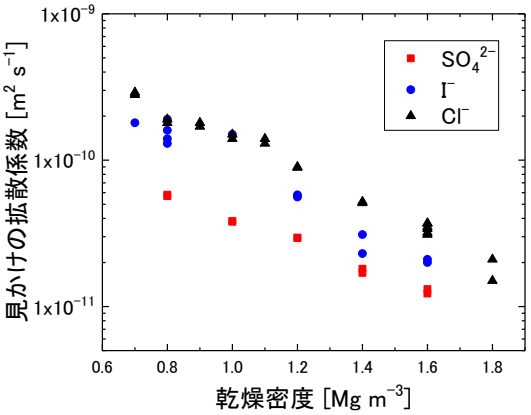


図 1　拡散係数の乾燥密度依存性（298K）

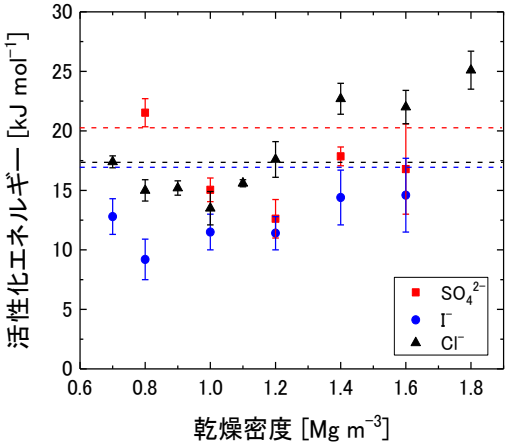


図 2　活性化エネルギーの乾燥密度依存性

図中の点線は自由水中の Ea (赤:SO_4^{2-}, 青: I^-, 黒: Cl^-)

参考文献

[1] T. Kozaki et al., J. Contam. Hydrol., 47, (2001) 159-170. [2] 北城諒一ら，日本原子力学会北海道支部第 34 回研究発表会

*Kenya Kakuta, Shingo Tanaka Naoko, Watanabe, and Tamotsu Kozaki

Hokkaido Univ.

ランタニド元素のベントナイト中の拡散に与える炭酸の影響

Influence of carbonate to the diffusion of lanthanide elements in compacted bentonite

*柊 優樹[1]，藤井 和志[1]，大久保 徳弥[1]，出光 一哉[1]，稲垣 八穂広[1]，有馬 立身[1]
[1]九州大学

様々な炭酸濃度下でベントナイト(クニピア F)中にランタニド元素(La, Nd, Eu, Dy, Er, Lu)を拡散させた結果元素ごとに異なる拡散挙動をみせた。これは炭酸濃度に応じて各元素の炭酸錯体の化学形が変化したためと考えられる。

キーワード：ベントナイト，ランタニド，拡散試験

1. 緒言　ガラス固化処理後 1000 年以降ではアクチニドが支配的となるためベントナイト中におけるアクチニドの移行挙動の知見が必要である。本実験ではアクチニドの模擬物質としてランタニドを対象とし、ベントナイト乾燥密度及び炭酸濃度を変化させ拡散試験を行いランタニドの炭酸中の移行挙動を調査した。

2. 実験　圧密したベントナイト(クニピア F)を種々の濃度の $NaHCO_3$ 溶液と接触させ十分に飽和膨潤させた。それぞれのベントナイトの片面にランタニド混合トレーサー(La, Nd, Eu, Dy, Er, Lu 硝酸塩各 10μM)を 5μL 塗布し拡散試験を行った。ベントナイト乾燥密度は 1.0, 1.2, 1.4 Mg/m^3、$NaHCO_3$ 濃度は 0.01~1M とし各条件におけるランタニド元素のみかけの拡散係数を導出した。

3. 結果　**【乾燥密度依存性】**各元素のみかけの拡散係数は乾燥密度の増加と共に指数関数的に減少した。これは乾燥密度が高くなると自由空隙が減少し拡散経路が複雑化するためと考えられる。

【炭酸濃度依存性】乾燥密度 1.0 Mg/m^3 の試料における各元素のみかけの拡散係数の炭酸濃度依存性を図 1 に示す。みかけの拡散係数は炭酸濃度の上昇に伴い元素によって異なる挙動を見せた。低炭酸濃度では原子番号順にみかけの拡散係数は減少する。炭酸濃度の上昇に伴い La と Nd ではみかけの拡散係数は減少し(炭酸濃度 0.25M 以上は拡散せず)、Eu ではやや減少の後に上昇し、Dy、Er、Lu では上昇し、原子番号順に拡散係数は増加した。1.2 および 1.4 Mg/m^3 の試料においても同様の傾向が見られた。また Eu より原子番号の大きな元素については、炭酸濃度 0.25M 付近以上で炭酸濃度依存が顕著になることが分かった。これは炭酸濃度によって各元素の化学形が変化したためと考えられる。一例として図 2 に Eu の化学形の炭酸濃度依存性を示す。0.1M 付近で $EuOHCO_3$ から $Eu(CO_3)_2^-$へと支配的化学形が変化している。炭酸濃度上昇に伴うみかけの拡散係数の増加は炭酸錯体形成により陰イオンとして自由空隙中を移行したためと考えられる。

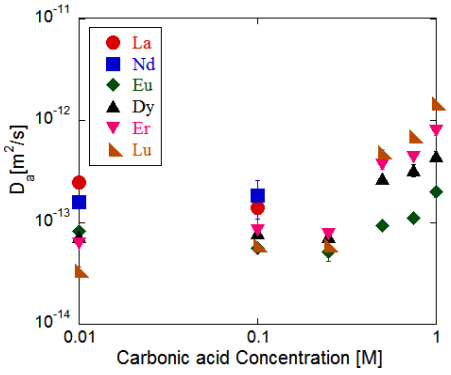


図 1 みかけの拡散係数の炭酸濃度依存性

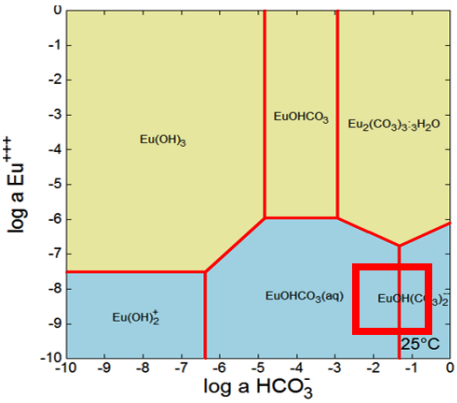


図 2 Eu の化学形の炭酸濃度依存性

*Yuki Kakoi[1], Kazuyuki Fujii[2], Noriya Ookubo[1], Kazuya Idemitsu[1], Yaohiro Inagaki[1], Tatsumi Arima[1] , [1]Kyushu Univ.

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

Thu. Sep 14, 2017 4:55 PM - 6:30 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 7:55 AM - 9:30 AM UTC | Room H C212 - C Block

[2H18-23] Engineering

Chair:Masakazu Chijimatsu (HAZAMA ANDO)

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

[2H18] Study of Production Techniques of Bentonite Mixed Soil

(1)Mixing test by test mixer

*YASUSHI SATO[1], TOSHIMITSU ONISHI[1] (1. JDC corporation)

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

[2H19] Study of Production Techniques of Bentonite Mixed Soil

(2)Mixing test by real scale mixer

*Yoshiyuki Yamada[1], Yasushi Sato[1], Kazuhisa Kondo[1], Takahiro Suzuki[1], Yoshifumi Fujimoto[1] (1. JDC Corporation)

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

[2H20] Filling performance of backfill material composed of crushed rock and bentonite pellet

*hitoshi nakashima[1], Akira Saito[1], Ryoji Yahagi[1], Satohito Toguri[1] (1. shimizu Corporation)

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

[2H21] A Study on Evaluation of Elastic Properties in Unsaturated Compacted Bentonite by Ultrasonic Measurement

*Shun Kimura[1], Kazumi Kitayama[1], Hideharu Takahashi[1], Kazushi Kimoto[2], Katsuyuki Kawamura[1], Hiroshige Kikura[1] (1. Tokyo Tech., 2. Okayama Univ.)

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

[2H22] Development of monitoring related technologies in geological disposal

Effect of concrete and iron on wireless power transfer

*Chiaki Nagai[1], Kenji Inukai[1], Tatsuya Tanaka[1], Masato Kobayashi[2], Hiromitsu Yamakawa[2], Akinori Hasui[2], Kazuhiro Tsubono[2], Takehiro Imura[3], Yoichi Hori[3] (1. Obayashi Corporation, 2. Radioactive Waste Management Funding and Research Center, 3. The University of Tokyo)

6:10 PM - 6:25 PM JST | 9:10 AM - 9:25 AM UTC

[2H23] Study on Measuring Method of Mass of Scattering Objects during Falling Impact

*Atsushi Yoshida[1], Kosuke Namba[1] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry)

6:25 PM - 6:30 PM JST | 9:25 AM - 9:30 AM UTC

Time reserved for Chair

ベントナイト混合土の製造方法に関する検討
（1）試験混合機による混合試験

Study of Production Techniques of Bentonite Mixed Soil
(1) Mixing test by test mixer

*佐藤　泰[1]，大西利満[1]
[1]日本国土開発株式会社

要求性能を満足するCa型ベントナイトの製造に適した加水、混合方法を選定することを目的に、試験混合機による混合試験を実施した。(1)では、その結果について報告する。

キーワード：ベントナイト混合土，Ca型ベントナイト，回転式破砕混合機，試験混合機，透水係数

1. 緒言　低レベル放射性廃棄物処分における覆土として、Ca型ベントナイト混合土の利用が計画されている。そこで、要求性能を満足するCa型ベントナイトの製造に適した加水、混合方法を選定することを目的に、試験混合機による混合試験を実施した。

2. 試験ケース　Ca型ベントナイトの添加率は30%（内割り乾燥質量比）であるため粉体量が多く、混合時の粉じんの発生が懸念される。そのため、2回に分けて混合することを想定し、砂の状態を自然含水比（w=1%）と湿潤状態（w=7.5%に調整）で一次混合する試験ケースを設定した。最終的な含水比調整は二次混合時に実施することとし、また、比較のために一次混合のみのケース、二次混合後に再混合するケースを設定した（表-1）。

表-1　試験ケース

試験ケース	砂の状態（一次混合時）	一次混合	二次混合	最終加水の時期	再混合
A-1	湿潤（w=7.5%）	ホバートミキサ	回転式破砕混合機	二次混合時	－
B-1	自然含水比（w=1%）	回転式破砕混合機	－	一次混合時	－
B-2	湿潤（w=7.5%）	回転式破砕混合機	－	一次混合時	－
C-1	B-2の条件で製造した混合土				ホバートミキサ
C-2	B-2の条件で製造した混合土				回転式破砕混合機

3. 試験結果　各試験ケースで製造したCa型ベントナイト混合土の透水試験結果を図-1に示す。

3.1 砂含水比の影響　回転式破砕混合のB-1とB-2とを比較すると、砂含水比が高いB-2の方が透水係数は小さく、$k<1\times10^{-11}$m/sを満足する含水比の幅も広い。

3.2 混合土混合方法の影響　A-1とB-2を比較すると、事前混合のA-1の方が同時混合（一次混合のみ）のB-2より透水係数は小さく、$k<1\times10^{-11}$m/sを満足する含水比の幅も広い。

3.3 再混合方法の影響　B-2とC-1、C-2を比較すると、ホバートミキサによる再混合のC-1は再混合前のB-2より透水係数が小さく、$k<1\times10^{-11}$m/sを満足する含水比幅も広いが、回転式破砕混合機による再混合のC-2は再混合前のB-2より透水係数は小さくなっていない。

4. 結論　回転式破砕混合機にてCa型ベントナイト混合土を製造する場合、より遮水性の高い混合土を製造するためには、①湿砂を使用する、②事前に砂とベントナイトとを混合する、③ホバートミキサにより再混合することが有効である。

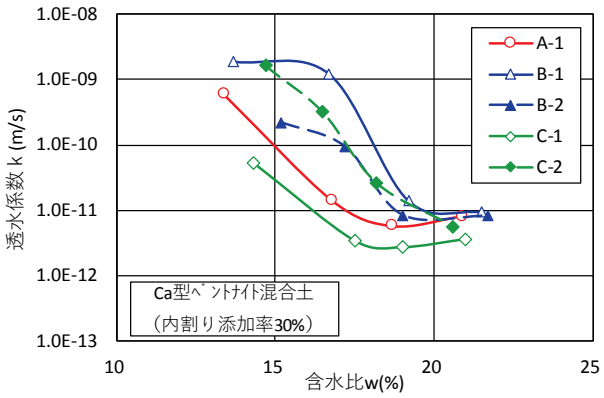


図-1　含水比と透水係数との関係

*Yasushi SATO[1],Toshimitsu ONISHI[1]
[1]JDC Corporation.

ベントナイト混合土の製造方法に関する検討
（2）実規模混合機による混合試験

Study of Production Techniques of Bentonite Mixed Soil
(2) Mixing test by real scale mixer

*山田善之[1]，佐藤　泰[1]，近藤一寿[1]，鈴木貴博[1]，藤本佳史[1]
[1]日本国土開発株式会社

“(1)試験混合機による混合試験”の結果を反映し、連続混合を想定した実規模混合機による混合試験を実施した。(2)では、その結果について報告する。

キーワード：ベントナイト混合土，Ca 型ベントナイト，実規模混合機，回転式破砕混合機，透水係数

1. 緒言　低レベル放射性廃棄物処分における覆土として、Ca 型ベントナイト混合土の利用が計画されている。そこで、(1)の結果を反映し、要求性能を満足する Ca 型ベントナイト混合土の製造に適した混合機械の組合せを選定することを目的に、連続混合を想定した実規模混合機による混合試験を実施した。

2. 混合機の組み合わせの選定　混合機の組み合わせ選定するために、各混合機を組み合わせて、砂と Ca 型ベントナイトとを一次混合（内割り乾燥重量比：30%）及び二次混合を行い、製造した Ca 型ベントナイト混合土の含水比及び細粒分含有率のばらつき等を調査した。その結果から、混合後の含水比及び細粒分含有率の変動係数が最も少ないケース E（一次混合：スクリューコンベヤ、二次混合：回転式破砕混合機、三次混合：二軸ミキサ）と、混合土が細粒化されて塊がほとんど見られなかったケース B（一次混合：スクリューコンベヤ、二次混合：回転式破砕混合機）を選定した。

3. 混合試験の結果　上記で選定したケース B 及びケース E の混合機の組み合わせにて、異なる含水比の Ca 型ベントナイト混合土を製造し、透水試験を実施した（表-1 及び図-1）。その結果、ケース B 及びケース E ともに最小透水係数は目標の 1×10^{-11}m/s 程度を満足した。ケース E では、最小透水係数の値はケース B より大きいが、最小透水係数付近の透水係数の含水比による変化が少ないため、施工管理における含水比管理が容易と考えられる。一方、ケース E では、含水比が 20%程度を超えると混合土の塊が増えはじめ、塊が大きくなることが確認された。このため、高含水比では転圧等の施工性の低下が懸念される。

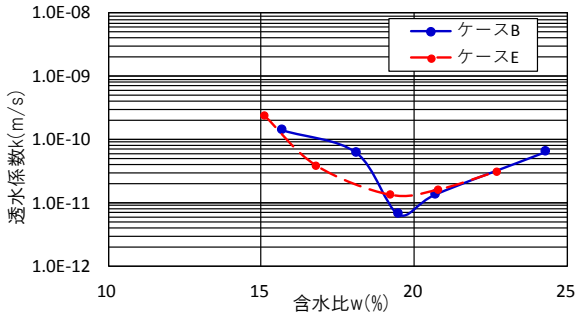


図-1　含水比と透水係数との関係

表-1　各試験ケースにおける透水試験結果

項　目		ケースB	ケースE
最適含水比	w_{opt} (%)	14.9	15.2
	ρ_{dmax} (g/cm^3)	1.791	1.787
	k_{wopt} (m/s)	1.90E-10	2.10E-10
最小透水係数	w (%)	19.5	19.2
	w_{opt}+ (%)	4.6	4.0
	ρ_d (g/cm^3)	1.704	1.716
	k_{min}(m/s)	6.59E-12	1.34E-11
k=1.0E-11m/s を満足する含水比範囲(%)		19.1～20.3 (w_{opt}+4.2～+5.4)	—
k=2.0E-11m/sを満足する含水比範囲(%)		18.7～21.6 (w_{opt}+3.8～+6.7)	18.0～21.6 (w_{opt}+2.8～+6.4)

4. 結論　Ca 型ベントナイト混合土の製造には、転圧等の施工性と混合システムを考慮して、①湿砂の使用、②事前の砂とベントナイトとの混合（一次混合：スクリューコンベヤ）、③回転式破砕混合機により二次混合と最終加水を行うケース B の方法が良いと考えられる。

*Yoshiyuki YAMADA[1],Yasushi SATO[1],Kazuhisa KONDO[1],Takahiro SUZUKI[1] and Yoshifumi FUJIMOTO[1]
[1]JDC Corporation.

砕石にベントナイトペレットを混合した埋戻し材の充てん性

Filling performance of backfill material composed of crushed rock and bentonite pellet

*中島 均[1]，齋藤 亮[1]，矢萩 良二[1]，戸栗 智仁[1]
[1]清水建設

放射性廃棄物処分施設における埋戻し材として掘削ズリとベントナイトペレットを混合した材料を考え、流し込みによる充てん密度を室内実験で確認した結果、掘削ズリの粒径を大きくし、また、ベントナイトペレットよりも粒径が小さい砂を適切に混合することで高い充てん密度が実現できることがわかった。
キーワード：埋戻し材，砕石，ベントナイトペレット

1. 緒言

放射性廃棄物処分の埋戻し材には周囲の岩盤相当の低透水性が求められる。掘削ズリを埋め戻しただけでは所定の低透水性は確保できず、15wt%程度のベントナイトを添加することが考えられている[1]。埋戻し材の施工方法として、締固めなどを行わず材料を流し込むだけの方法を用いれば、地下の狭隘な環境において施工上の利点は多い。しかし、所定の低透水性が確保できる充てん密度を実現することが課題となる。本検討では、掘削ズリを模擬した砕石にベントナイトペレットを 15wt%混合した材料に対して充てん試験を実施し、埋戻し材の流し込みによる充てん性能を確認した。

2. 充てん実験

2-1. 埋戻し材の材料

埋戻し材の材料は砕石、ベントナイトペレット、砂である。砕石には、充てん性の違いを比較するために、粒径範囲が異なる２種類のコンクリート用砕石を用いた。砕石 2005（粒径 20mm～5mm）および砕石 2010（粒径 20mm～10mm）である。ベントナイトペレットはクレイパール（清水建設製：押出し粒径 1mm）を用いた[2]。また、充てん密度を高めるために砂（コンクリート用細骨材）を混合した。なお、実験に使用した各材料の含水比は、砕石 0.3%、ベントナイトペレット 8.0%、砂 0.9%である。

2-2. 実験方法

充てん実験では，事前に混合した材料を充てん容器の上部からスコップを用いて流し込んだ。充てん容器は直径 100mm、高さ 127mm の円筒形モールドである。材料の混合比率は含水状態の重量で規定し、ベントナイトペレットは 15wt%に固定し、砕石と砂の重量比はパラメータとした。同一の重量比の材料に対して充てん実験を３回実施し、充てんできた重量から乾燥重量換算の充てん密度を算定し、平均値を求めた。

2-3. 実験結果

図 1 に試験結果を示す。砂を混合せず、砕石（85wt%）とベントナイトペレット（15wt%）を混合した材料の充てん密度は 1.6Mg/m^3 程度と低い。砂を混合し、砕石の比率を下げると充てん密度が増加し、砕石の比率が 50%（砂 35%）で充てん密度が最大値を示す。砂はベントナイトペレットよりも小さい粒径を多く含んでいるため、砕石やベントナイトペレットが作る空間を充てんすることができるためと考えられる。また、砕石 2005 よりも砕石 2010 を使用した場合に充てん密度が高い。最大粒径は 20mm と同じであるが、砕石 2010 の方が小さい粒径を含んでおらず、粒径の範囲が狭いためと考えられる。

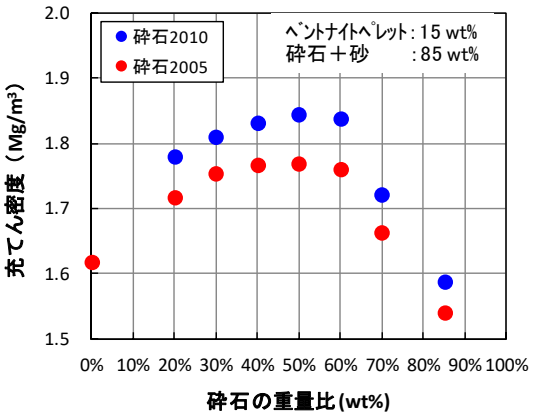


図 1　砕石の混合比率と充てん密度

3. 結論

掘削ズリにベントナイトを 15%添加して流し込み施工により密度の高い埋戻しを行うためには、粒径 1mm 級のベントナイトペレットを用いる場合、掘削ズリの粒径を大きくすることや、掘削ズリの一部を砂で置き換える工夫が有効であることがわかった。本実験では、粒径 1mm 級のベントナイトペレット 15wt%に対して、粒径 10～20mm の砕石が 30～60wt%、残りの 55～25wt%が砂の場合に充てん密度 1.8 Mg/m^3 以上が実現できた。

参考文献

[1] 核燃料サイクル開発機構：わが国における高レベル放射性廃棄物地層処分の技術的信頼性－地層処分研究開発第２次とりまとめ－分冊２ 地層処分の工学技術, JNC TN1400 99-022 (1999).　[2] 中島均，齊藤亮，石井卓：乾燥収縮を利用したベントナイトペレットの製造方法，原子力バックエンド研究, Vol.21, No.2, pp.83-93 (2014).

*Hitoshi Nakashima[1], Akira Saito[1], Ryoji Yahagi[1] and Satohito Toguri[1]
[1]Shimizu Corp.

超音波を用いた不飽和圧縮ベントナイトの弾性特性評価に関する研究

A Study on Evaluation of Elastic Properties
in Unsaturated Compacted Bentonite by Ultrasonic Measurement

*木村　駿[1]，北山　一美[1]，高橋　秀治[1]，木本　和志[2]，河村　雄行[1]，木倉　宏成[1]
[1]東京工業大学，[2]岡山大学

高レベル放射性廃棄物の地層処分におけるベントナイト緩衝材中の水分浸潤挙動の把握を目的として，超音波を用いた水分量計測手法の開発を行っている．本研究では，不飽和圧縮ベントナイト中の水分量と弾性特性の相関関係を超音波の縦波および横波の音速計測より実験的に評価した．

キーワード：地層処分，ベントナイト，超音波，弾性特性

1. 緒言

高レベル放射性廃棄物の地層処分において，長期安全性を確保するために構築される人工バリアの緩衝材には，粘土材料であるベントナイトの利用が検討されている．このベントナイトは，圧縮され不飽和状態で処分場に設置されることが検討されており，地下水の浸潤とともに不飽和状態から飽和状態へと移行することが想定される．ベントナイト中の水分量の変化は，弾性特性等の力学特性に強く影響を与えると考えられ，飽和過程における地下水挙動の把握が地層処分の長期安全性評価を行う上で強く求められている．そこで，ベントナイト中の水分量をモニタリングする手法として，超音波による計測手法を提案してきた[1]．本研究においては，ベントナイト・けい砂混合試料における縦波および横波音速を超音波により計測し，試料の飽和度との相関関係を実験的に調査した．また，これらの音速から弾性係数の一種である体積弾性率を評価し，飽和度との相関関係を調査した．

2. 実験方法

実験に用いた供試体は，Na 型ベントナイトのクニゲル V1（クニミネ工業）および人工けい砂である三河珪砂 6 号（三河珪石）を混合することにより作成した．まず，ベントナイト試料を恒温乾燥炉にて 120°C で 24 時間乾燥して絶乾状態とし，霧吹きを用いた加水により含水比の調整を行った．その後，ベントナイトとけい砂の乾燥質量が 7 : 3 となるように混合し，油圧プレス装置で圧縮した．以上の方法により，直径 28 mm, 高さ 12 ~ 16 mm の不飽和圧縮供試体を作成した．超音波音速実験装置は，超音波パルサレシーバ，超音波トランスデューサ，外部アンプ，制御用の PC からなる．縦波音速計測には，中心周波数 500 kHz，素子径 20 mm の超音波トランスデューサ （B0.5C20N，ジャパンプローブ）を，横波音速計測には，中心周波数 1 MHz，素子サイズ 10 × 10 mm の横波用超音波トランスデューサ （1Z10×10SN，ジャパンプローブ）を用いた．超音波パルサレシーバ （JPR-10CN，ジャパンプローブ）により，中心周波数 500 kHz で超音波を送信し，混合供試体内部を透過した超音波を計測した．計測して得られた波形より，縦波および横波の音速として群速度を求めた．

3. 結論

縦波および横波ともに飽和度の増加に対して群速度が増加する傾向が確認できた．この縦波と横波の計測結果より供試体の体積弾性率を評価した．Fig.1 に超音波計測により得られた体積弾性率を示す．体積弾性率は，弾性係数の一種であり，その値が大きいほど物質は硬い場合が多い．ベントナイト・けい砂混合供試体は，飽和度が 30 ~ 70%である．結果より，飽和度の増加に対して体積弾性率の増加傾向が見られる．この飽和度の増加は，間隙を占める水分量の増加を示しており，ベントナイトおよびけい砂の粒子同士の結合に間隙中の水が大きく寄与しているものと考えられる．以上の結果から，超音波を用いた音速計測により体積弾性率を評価することができ，体積弾性率から不飽和ベントナイト中の飽和度を見積り可能であることが示唆された．

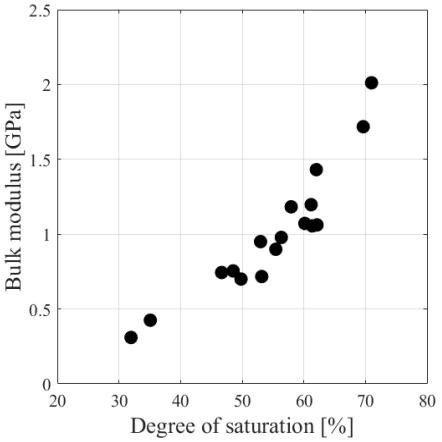


Fig.1. Bulk modulus of bentonite measured as a function of a degree of saturation.

参考文献

[1]木村駿 *et al.*, 超音波を用いた不飽和圧縮ベントナイト中含水比計測に関する研究，日本原子力学会　2016 年秋の大会，(2016-9)，2D12

*Shun Kimura[1], Kazumi Kitayama[1], Hideharu Takahashi[1], Kazushi Kimoto[2], Katsuyuki Kawamura[1] and Hiroshige Kikura[1]
[1]Tokyo Tech, [2]Okayama Univ.

モニタリング関連技術の開発
無線電力伝送におけるコンクリートと鉄の影響

Development of Monitoring Related Technologies in Geological Disposal

Effect of Concrete and Iron on Wireless Power Transfer

*長井千明[1]，犬飼健二[1]，田中達也[1]，小林正人[2]，山川浩光[2]，
蓮井昭則[2]，坪能和宏[2]，居村岳広[3]，堀洋一[3]，
1 大林組，2 原環センター，3 東京大学

地層処分におけるバリアの健全性をモニタリングする地中無線装置には，電池寿命による制限がある。そこで，計測の長期化を目指し，無線電力伝送技術を地中無線装置へ適用する検討を行っている。本報告では，地層処分施設の構成要素であるコンクリート等が電力伝送の効率（給電効率）に与える影響を示す。

キーワード： 地層処分，モニタリング，地中無線，無線電力伝送，磁界共鳴方式，給電効率

1．緒言　無線電力伝送は，ケーブルを利用しない電力供給技術のため，操業期間中のバリア性能への影響を極力小さく抑えながら長期間にわたって人工バリア等の経年的な変化を把握できる可能性がある。無線電力伝送を地層処分施設へ適用することを想定し，送受電コイルに介在する緩衝材，コンクリート，鉄等による給電効率への影響を把握するため，室内適用試験を実施している。

2．コンクリートと鉄の影響測定　地層処分場の安全機能への擾乱の抑制が期待できる無線電力伝送として，緩衝材を介した場合に給電効率への影響が小さい磁界共鳴方式を選定した[1]。同方式を利用したコンクリートと鉄の室内適用試験を実施するにあたっては，コイル間距離/コイル直径と給電効率に一定の関係が確認出来たこと[2]から，表 1 に示す地層処分施設に設置することを想定したサイズの 1/11 スケールの送受電コイルを製作し，効率的に試験を実施した。コンクリートを介した試験においては，送受電コイルの間に無筋コンクリートブロックを挟み，送受電コイル間を 100～600 mm の範囲で変化させ給電効率を測定した（図 1）。鉄を介した試験においては，送受電コイル間を 300 mm（約 1/11 スケールのプラグ厚さ）に固定し，その中央に金網を設置して給電効率を測定した（図 2）。

表 1　送受電コイルの仕様（180 kHz）

	送電コイル	受電コイル
直径(mm)	370	
高さ(mm)	70	
巻線	KIV 0.5^{sq}	
巻数	29	
インダクタンス(μH)	504	502
内部抵抗(Ω)	2.25	2.24

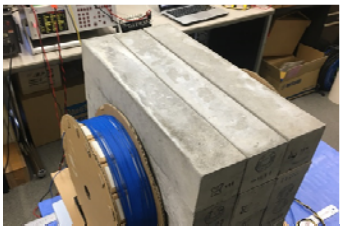


図 1　試験状況（コンクリート）

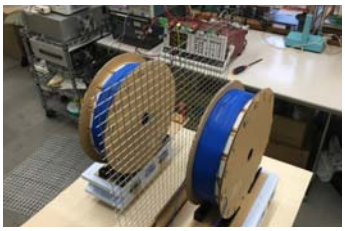


図 2　試験状況（鉄）

3．給電効率の測定結果　コンクリートの試験結果（図 3）では，コイル間距離が 300 mm 以内では給電効率は空気中とほとんど変わらない。コイル間距離が長くなると給電効率は低下し，600 mm では空気中の効率より 10 %程度の差がみられる。金網を用いた送受電コイル間 300 mm の試験結果（図 4）では，鉄を介した場合には給電効率が大きく低下するものの，共振周波数と負荷抵抗値を調整することで給電効率を改善できることが分かった。

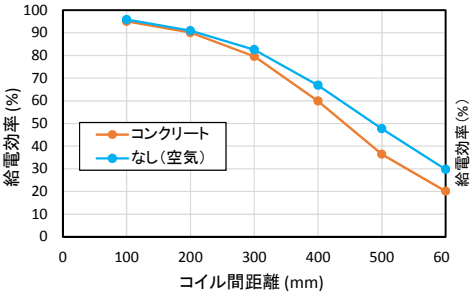


図 3　試験結果（コンクリート）

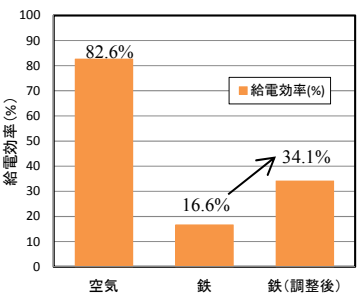


図 4　試験結果（金網）

4．結言　コンクリートや鉄を介した無線電力伝送技術の影響を評価する室内適用試験を実施した。試験結果から，コンクリートによる電力損失は小さいことが分かった。一方，鉄による影響は大きいものの，共振周波数や負荷抵抗値を調整することで改善できることを把握した。今後は，この室内適用試験を考慮した原位置適用試験を進めていく必要がある。本報告は，経済産業省資源エネルギー庁からの委託事業である「平成 28 年度地層処分技術調査等事業：処分システム工学確証技術開発」の成果の一部である。

参考文献　[1] 長井千明，犬飼健二，小林正人，他，“地層処分におけるモニタリングのための無線電力伝送の適用性に関する検討，” 原子力バックエンド研究, **24**[1], 45–52 (2017).　[2] 長井千明，犬飼健二，小林正人，他，“磁界を用いたワイヤレス電力伝送における結合係数とコイルサイズのスケール則，” 電気学会論文誌 D, **137**[4], 326–333 (2017).

*Chiaki Nagai[1], Kenji Inukai[1], Tatsuya Tanaka[1], Masato Kobayashi[2], Hiromitsu Yamakawa[2], Akinori Hasui[2], Kazuhiro Tsubono[2], Takehiro Imura[3] and Yoichi Hori[3]
[1]Obayashi Corporation., [2]Radioactive Waste Management Funding and Research Center., [3]The University of Tokyo.

落下衝突時の飛散物質量の測定方法に関する検討

Study on Measuring Method of Mass of Scattering Objects during Falling Impact

*吉田 篤[1]，南波 宏介[1]

[1]電力中央研究所

落下物衝突時に発生する飛散物質量（以下、飛散物量）の測定方法として、テントにより飛散物を閉じ込めて回収する方法（以下、テント法）を選定した。モルタルブロック等をテント内で落下衝突させ、飛散物を回収する飛散物量測定方法確認試験を実施し、テント法により飛散物の回収が可能であることを確認した。

キーワード：落下試験，飛散物，測定方法

1. 目的：放射性廃棄物の埋設施設は、異常が発生した場合においても事業所周辺の公衆に放射線障害を及ぼさないことが求められる[1]。異常時として廃棄物の誤落下を想定し、その影響を検討するためには、廃棄物からの飛散物量を把握する必要があり、測定方法の確立が求められる。

2. 飛散物量測定方法確認試験

2-1. 測定方法：落下物の衝突挙動に影響しないこと、飛散物自体を回収可能であることから測定方法にテント法を選定した。飛散物の回収は、テント内面の拭き取りとエアサンプラ（柴田科学製 SL-30N 型）による空気中からの回収とした。

2-2. 確認試験：試験体はモルタル（以下、NC-M）、砕石入りモルタル（NC-RC）と、上記二種類を鋼製容器に充填した試験体（モルタル入鋼製容器：C-M、砕石モルタル入鋼製容器：C-RC）とした。試験では、テント内で試験体を地上 5.3m から鋼板上に隅角部から落下衝突させ、飛散物を回収した（図 1）。

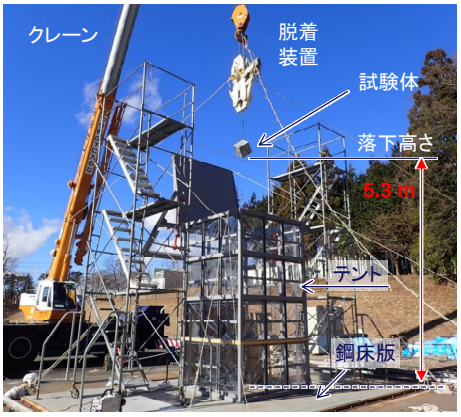


図 1　確認試験の概況

2-3. 確認試験結果：図 2 に、NC-RC 試験後のテント内および試験体状況を示す。試験体は衝突部で圧縮破壊し、一部が欠損した。エアサンプラのフィルタをレーザ顕微鏡で観察したところ、粒子状物質の付着が確認されている。テント内の拭き取り、エアサンプラで回収した飛散物量を用いて推定した飛散物量の総量（以下、推定値）と試験前後の試験体質量変化量を表 1 に比較して示す。試験体質量が小さな NC-M、NC-RC 試験では、推定値と試験体変化量がほぼ一致していることがわかる。一方、鋼製容器を用いた試験（C-M、C-RC）では、試験体質量が大きく、試験体変化量を測定することが出来なかった。しかし、飛散物の発生量は容器を用いない試験体に比べ著しく小さく、容器により飛散物量を低減させる効果が確認された。

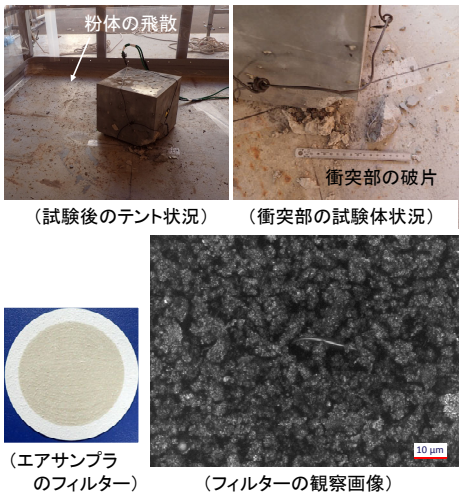


図 2　確認試験結果の例（NC-RC）

3. 結論：確認試験により飛散物量と試験体質量変化量が概ね対応することを明らかにし、落下時に生ずる飛散物量の測定方法として、テント法が適用可能な見通しを得た。今後、測定精度および信頼性の向上のため、測定機材の選定や飛散物計量時の管理方法などを検討する。

表 1　飛散物量推定値と試験体変化量

		NC-M	NC-RC	C-M	C-RC
台はかり測定	試験前	50.56	53.74	154.4	160.0
	試験後	50.33	53.42	154.6	160.0
	変化量	-0.23	-0.32	+0.2	±0.0
飛散物量推定値(テント法)		0.22	0.39	0.005	0.004

（単位：kg）

参考文献：[1] 原子力規制委員会．第二種廃棄物埋設施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈．原管廃発第 1311277 号. 2013

*Atsushi Yoshida[1] and Kosuke Namba[1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

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

Thu. Sep 14, 2017 10:05 AM - 12:00 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 1:05 AM - 3:00 AM UTC | Room I C310 - C Block

[2I01-07] Stainless Steel

Chair:Terumitsu Miura (INSS)

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

[2I01] FY2016 investigation for improvement of evaluation methods of irradiation effects on reactor pressure vessel and core internals

(1)Through-wall distribution of microstructure and mechanical property of irradiated JRQ material

*Tomohiro Kobayashi[1], Kenji Nishida[1], Masato Yamamoto[1] (1. CRIEPI)

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

[2I02] FY2016 investigation for improvement of evaluation methods of irradiation effects on reactor pressure vessel and core internals

(2)Fracture toughness evaluation by miniature C(T) specimens on irradiated base metal and weld metal

*Masato Yamamoto[1], Yoshinori Hashimoto[1] (1. CRIEPI)

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

[2I03] FY2016 investigation for improvement of evaluation methods of irradiation effects on reactor pressure vessel and core internals

(3)Characterization of microstructural change on neutron irradiated type 316L stainless steel

*Yuichi Miyahara[1], Kenji Nishida[1], Siwei Chen[1], Katsuhiko Fujii[2], Yuji Kitsunai[3] (1. CRIEPI, 2. INSS, 3. NFD)

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

[2I04] Fundamental technology development for evaluation of thermally ageing embrittlement of stainless steel welds used as pressure boundaries in nuclear power plants

(1)Summary

*Yutaka Watanabe[1], Toshiaki Horiuchi[2], Satoshi Minamoto[3], Yoichi Takeda[1], Hiroshi Abe[1] (1. Tohoku University, 2. Hokkaido University of Science, 3. NIMS)

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

[2I05] Fundamental technology development for evaluation of thermally ageing embrittlement of stainless steel welds used as pressure boundaries in nuclear power plants

(2)Thermal aging behavior of stainless steel welds

*Hiroshi ABE[1], Yutaka Watanabe[1], Yoichi Takada[1], Toshiaki Horiuchi[2], Satoshi Minamoto[3] (1. Tohoku University, 2. Hokkaido University of Science, 3. NIMS)

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

[2I06] Fundamental technology development for evaluation of thermally ageing embrittlement of stainless steel welds used as pressure boundaries in nuclear power plants

(3)Development of prediction model for G phase precipitation

*Toshiaki Horiuchi[1], Satoshi Minamoto[2], Hiroshi Abe[3], Yoichi Takeda[3], Yutaka Watanabe[3] (1. Hokkaido University of Science, 2. National Institute for Materials Science, 3. Tohoku University)

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

[2I07] Fundamental technology development for evaluation of thermally ageing embrittlement of stainless steel welds used as pressure boundaries in nuclear power plants

(4)Development of spinodal decomposition prediction model

*Satoshi Minamoto[1], Yutaka Watanabe[2], Youichi Takeda[2], Hiroshi Abe[2], Toshiaki Horiuchi[3] (1. National Institute for Materials Science , 2. Tohoku Univ., 3. Hokkaido University of Science)

11:50 AM - 12:00 PM JST | 2:50 AM - 3:00 AM UTC

Time reserved for Chair

平成 28 年度原子炉圧力容器及び炉内構造物の照射影響評価手法の高度化 （1）中性子照射された圧力容器鋼 JRQ 材のミクロ組織および機械的特性の板厚方向分布

FY2016 Investigation for Improvement of Evaluation Method of Irradiation Effects on Reactor Pressure Vessel and Core Internals

(1) Through-wall distributions of microstructure and mechanical property of irradiated JRQ material

*小林 知裕[1]、西田 憲二[1]、山本 真人[1]

[1]電力中央研究所

原子炉圧力容器の板厚表面から内部までを模擬して照射された IAEA 標準材 JRQ のミクロ組織および機械的特性の板厚方向分布を評価し、板厚内部のみから採取した材料と比較した。溶質原子クラスター形成について両材料の間に明確な差は認められなかった。板厚表面から内部までを模擬した材料の板厚表面における初期の延性脆性遷移温度は板厚内部よりも低く、同程度の照射を受けても板厚内部に比べて低い遷移温度のままであった。

キーワード：原子炉圧力容器、照射脆化、板厚方向減衰、アトムプローブ、シャルピー衝撃試験

1. 緒言

現行の原子炉圧力容器の健全性評価では、内表面の深さ 10 mm 程度の仮想欠陥に対しても板厚 1/4 深さの初期機械的特性と容器板厚方向の照射量減衰モデル[1]による照射量を基に評価が行われており、板厚方向の初期機械的特性分布が考慮されていない。照射量の板厚方向減衰と初期機械的特性分布の重ね合わせの効果を調査し、現行評価手法の持つ裕度を明確化することは重要である。本事業では、実機圧力容器鋼相当材を用いて、健全性評価において重要となる内表面付近におけるミクロ組織および機械的特性を評価する。

2. 実験

225mm 厚さの鋼材を板厚方向に 13 枚のレイヤーに分割し、照射キャプセル内で炉心側から同じ順に積み重ねて照射を行った JRQ(全板厚模擬材)[2]の中から、内表面から 6、24、42、59、77、113 mm の採取深さの材料についてアトムプローブによりミクロ組織を評価した。照射量はそれぞれ 5.4、4.1、3.4、2.5、2.2、1.6×10^{19} n/cm^2(E>1MeV)と見積もられる。また、13 枚の全レイヤーについて、シャルピー衝撃試験により延性脆性遷移温度(T_{41J})および延性脆性遷移温度上昇量(ΔT_{41J})を評価した。得られた結果と既往研究[2],[3]で実施された板厚中央から採取した試験片に対して同様の照射を行った板厚中心部材の結果と比較した。

3. 結果

全板厚模擬材の照射後の T_{41J} は、板厚内表面において板厚中心部材の T_{41J}[3]に比べて約 80°C 低い値を示した(図 1)。溶質原子クラスターの形成量および ΔT_{41J} においては、両材料に明確な差は認められず、両材料の板厚内表面における照射後の T_{41J} の差は、初期の板厚内表面と板厚内部の T_{41J} の差に依るものであることが確認された。

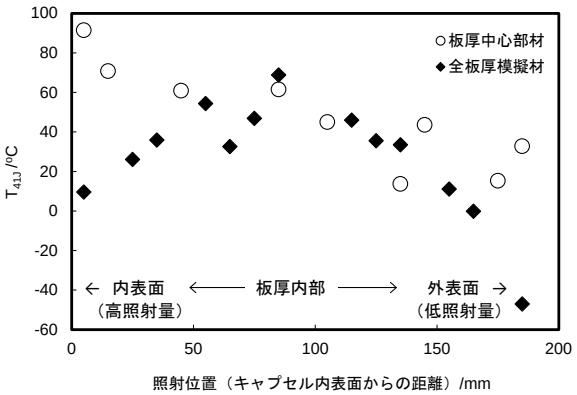


図 1　全板厚模擬材と板厚中心部材の照射位置と照射後の T_{41J} の関係

参考文献

[1] 電気技術規程原子力偏 JEAC4201-2007, 日本電気協会(2007).
[2] MRP-203, EPRI Report 1013415, October (2006).
[3] MRP-243, EPRI Report 1016601, December (2008).

*Tomohiro Kobayashi[1], Kenji Nishida[1] and Masato Yamamoto[1]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

平成 28 年度原子炉圧力容器及び炉内構造物の照射影響評価手法の高度化 （2）中性子照射された圧力容器鋼母材および溶接金属に対する Mini-C(T)試験片による破壊靭性評価

FY2016 Investigation for Improvement of Evaluation Method of Irradiation Effects on Reactor Pressure Vessel and Core Internals

(2) Fracture toughness evaluation by miniature C(T) specimens on irradiated base metal and weld metal

*山本 真人[1]、橋本 資教[1]

[1]電力中央研究所

照射材の破壊靭性評価における超小型の C(T)試験片(Mini-C(T)試験片)の適用性を把握するため、圧力容器鋼母材および溶接金属を対象にマスターカーブ法に従う評価を実施した。異なる二機関のいずれでも有効な評価を実施出来た。両者の評価結果は同等であり、また大型の試験体による評価とも同等であった。

キーワード：破壊靭性、原子炉圧力容器、マスターカーブ法、ミニチュア C(T)試験片

1. 緒言

延性―脆性遷移温度域における破壊靭性を評価するマスターカーブ(MC)法[1]は、破壊靭性の寸法依存性を補正することが可能であり、外形寸法 4×10×9.6mm の Mini-C(T)試験片を用いても大型試験片と同等の評価が可能であることが確かめられつつある[2]。同技術を用いて、照射された母材および溶接金属を対象に破壊靭性を評価し、二つの試験機関間の比較および大型の試験片による文献値との比較を行う。

2. 実験

225mm 厚さの鋼材内面から 5、25、35 及び 55mm の位置から採取し、試験炉で 5.4、4.1、3.4 及び 2.5×10^{19} n/cm^2(E>1MeV)まで照射した JRQ[3]の母材と、米国 HSSI プログラム[4]で 1.0×10^{19} n/cm^2(E>1MeV)まで照射した溶接金属 Linde 80 を選んだ。延性-脆性遷移の評価指標である参照温度 T_o を MC 法にて評価した。

3. 結果

JRQ 材の Mini-C(T)試験片を用い機関 A および B で有効かつ同等の T_o が得られた。表面近傍は内部より照射量が高いにも関わらず初期特性を反映し高い靭性を持つことが明らかとなった（図 1）。Linde80 の試験では、2 機関で 30 個のうち 12 個の試験片が延性亀裂進展のため無効データとなったが、最終的に評価された T_o は有効であり、かつ大型(0.5～4 インチ厚さ)の試験体による文献値[4]と同じ値となった（図 2）。本試験の範囲内では照射材に対しても Mini-C(T)試験片による破壊靭性評価が有効であるものと考えられる。

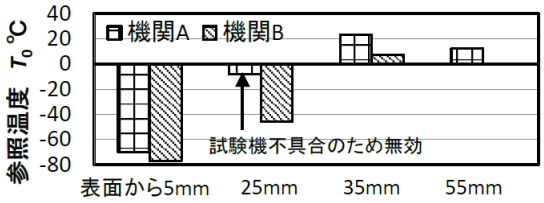


図 1 JRQ 材の参照温度比較結果

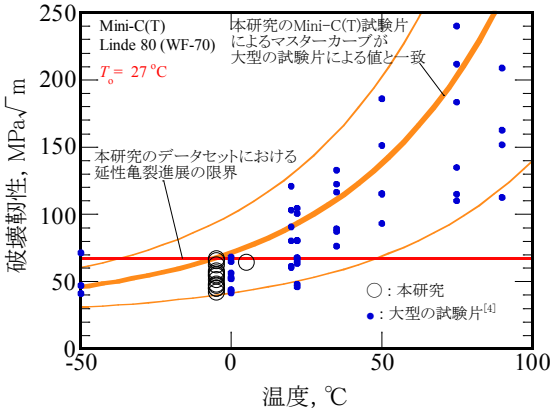


図 2 Linde80 の MC 評価結果

参考文献

[1] 日本電気協会規程, JEAC4216-2015, 日本電気協会 (2015)

[2] Yamamoto, et al., ASTM STP1576, STP157620140020 (2015)

[3] EPRI report MRP-243. EPRI Palo Alto, CA: (2008), 1016601

[4] McCabe, et al., NUREG/CR-5736 (ORNL/TM-13748)(2000)

*Masato Yamamoto and Yoshinori Hashimoto[1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

平成 28 年度原子炉圧力容器及び炉内構造物の照射影響評価手法の高度化
（3）中性子照射を受けた 316L ステンレス鋼の照射に伴うミクロ組織変化の評価

FY2016 Investigation for Improvement of Evaluation Method of Irradiation Effects on Reactor Pressure Vessel and Core Internals

(3) Characterization of Microstructural Change on Neutron Irradiated Type 316L Stainless Steel

*宮原 勇一[1]，西田 憲二[1]，陳 思維[1]，藤井 克彦[2]，橘内 裕寿[3]

[1]電力中央研究所，[2]原子力安全システム研究所，[3]日本核燃料開発

中性子照射量が異なる 316L ステンレス鋼に対する透過型電子顕微鏡(TEM)観察と三次元アトムプローブ(APT)分析により、照射により形成されたミクロ組織を評価した。APT 分析ではニッケルとシリコンが濃化した溶質原子クラスターが、TEM 観察ではブラックドット、転位ループが観察された。オロワン機構に基づきクラスターによる強度因子を一定と仮定して推定した降伏応力の増分は実測値とよく一致した。

キーワード：316L ステンレス鋼，中性子照射，アトムプローブ，溶質原子クラスター

1. 緒言

中性子照射を受けたオーステナイト系ステンレス鋼については、TEM 観察による照射欠陥の定量化に関する報告が多く、降伏応力等の機械的特性との相関について検討が進められている。一方、APT 分析では鋼材中の Ni、Si 等が濃化した溶質原子クラスターの形成が報告されているが、定量的な評価結果は少ない状況にある。本事業では、TEM と APT を併用することで、中性子照射によるミクロ組織変化を定量的に評価し、機械的特性との相関を得ることを目指す。

2. 実験

平成 28 年度は JNES IASCC 事業において JMTR で照射された SUS316L 鋼[1]について、照射量が異なる 6 材料（照射量 0.61, 0.95, 1.51, 2.74, 4.44, 12.4 dpa）を対象に TEM 観察と APT 分析を実施し、ミクロ組織変化と降伏応力の変化の相関について検討した。

3. 結果

TEM 観察では、ブラックドット(3～4 nm)，完全転位ループ(8～9 nm)及びフランクループ(4～8 nm)が観察されたが、キャビティーやγ’相は観察されなかった。APT 分析では、Ni-Si クラスター(3～4 nm)の形成が確認された。図 1 に降伏強度増分の実測値とオロワンモデルに基づいた降伏強度増分の計算値を示す。TEM 観察による照射欠陥の寄与は、欠陥サイズに応じた強度因子[2]を求め計算した。実測値と TEM 観察による照射欠陥の寄与との差をクラスターの寄与と仮定し、クラスターの強度因子 α を一定値の 0.068 とすることで計算値と実測値はよく一致した。

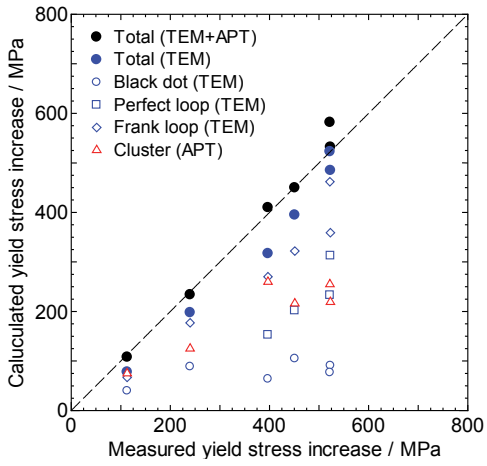


図 1 降伏強度増分の実測値と計算値

参考文献

[1] 「平成 17 年度照射誘起応力腐食割れ（IASCC）評価技術に関する報告書」，独立行政法人原子力安全基盤機構，（平成 18 年 7 月）．

[2] L. Tan and J.T. Busby, J. Nucl. Mater. 465 (2015) 724-730.

*Yuichi Miyahara[1], Kenji Nishida[1], Siwei Chen[1], Katsuhiko Fujii[2], Yuji Kitsunai[3]

[1]CRIEPI, [2]INSS, [3]NFD

圧力バウンダリ構成部で使用されるステンレス溶接金属の熱時効脆化評価のための基盤技術開発 (1) 概要

Fundamental technology development for evaluation of thermally ageing embrittlement of stainless steel welds used as pressure boundaries in nuclear power plants (1) Summary

*渡邉 豊[1]，堀内 寿晃[2]，源 聡[3]，竹田 陽一[1]，阿部 博志[1]
[1]東北大学，[2]北海道科学大学，[3]物質・材料研究機構

ステンレス鋼溶接部の熱時効組織変化の特異性の評価・把握、溶接部 2 相組織の熱時効に及ぼす中性子照射効果の評価、計算科学に基づく時効組織変化の予測技術開発を実施することで、圧力バウンダリ構成部に使用されるステンレス溶接金属の熱時効脆化評価の基盤技術を開発する。本稿では、全体概要を述べる。

キーワード： オーステナイト系ステンレス鋼、溶接金属、熱時効脆化

1. 緒言

原子炉容器内面クラッドや一次系配管の溶接部等には、ステンレス溶接金属が使用されている。ステンレス溶接金属は 2 相組織であるため、長期間の運転により熱時効脆化を起こすことが懸念される。しかし、従来、ステンレス鋳鋼については熱時効脆化評価が行われているものの、ステンレス溶接金属については明確な要求がない。本研究では、ステンレス溶接金属の熱時効脆化要因と予想されるスピノーダル分解等のミクロ組織調査に基づいて熱時効組織変化挙動を明らかにするとともに、その予測手法を計算材料科学によるシミュレーションにより開発する。また、中性子照射を受けたステンレス溶接金属のミクロ組織調査を行い、照射環境の熱時効組織変化に及ぼす影響を検討する。

2. 全体計画

以下に本研究のタスクとそれぞれの目的を示す。設定した目的・計画に沿って適切にタスク間での連携を図ることにより、実験並びに計算の両面から本研究を遂行する。

（1）ステンレス溶接金属の熱時効試験：ステンレス溶接金属の熱時効硬化挙動に及ぼす成分あるいは溶接条件の影響評価、ステンレス鋳鋼について蓄積されてきた知見との比較により相違の有無を考察する。

（2）照射済み溶接金属のミクロ組織調査：透過型電子顕微鏡ならびに 3 次元アトムプローブを用いたミクロ組織調査に基づいて、熱時効硬化挙動への中性子照射影響の有無を明らかにする。

（3）ステンレス溶接金属の熱時効組織変化モデルの開発：熱時効組織変化挙動への中性子照射影響を考慮した① G 相析出予測モデル、② スピノーダル分解予測モデル、を開発する。

3. 期待される成果

従来、高経年化評価において考慮されていなかったステンレス溶接金属の熱時効挙動、とくに知見が不足している熱時効に対する照射影響が明らかになるとともに、本研究により開発される熱時効組織変化予測モデルにより、長時間使用後のステンレス溶接金属のミクロ組織予測が可能となると期待される。

謝辞

本研究は、「文部科学省　英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」により実施された「圧力バウンダリ構成部で使用されるステンレス溶接金属の熱時効脆化評価のための基盤技術開発」の成果である。

---

*Yutaka Watanabe[1], Toshiaki Horiuchi[2], Satoshi Minamoto[3], Yoichi Takeda[1], Hiroshi Abe[1]

[1] Tohoku University, [2] Hokkaido University of Science, [3] National Institute for Materials Science

圧力バウンダリ構成部で使用されるステンレス溶接金属の熱時効脆化評価のための基盤技術開発 (2) ステンレス鋼溶接金属の熱時効挙動

Fundamental technology development for evaluation of thermally ageing embrittlement of stainless steel welds used as pressure boundaries in nuclear power plants
(2) Thermal aging behavior of stainless steel welds

*阿部 博志[1]，渡邉 豊[1]，竹田 陽一[1]，堀内 寿晃[2]，源 聡[3]
[1]東北大学，[2]北海道科学大学，[3]物質・材料研究機構

ステンレス鋼溶接試験体に300℃台前半以下の温度域を中心に最大で8000時間熱時効処理した試料を対象として、フェライト相の硬化挙動ならびにミクロ組織変化を評価した。時効に伴うフェライト相の硬化ならびにスピノーダル分解特有のミクロ組織変化が認められた。加えて、溶接時の凝固モードがフェライト相の熱時効硬化挙動に影響している可能性が示唆された。

キーワード： オーステナイト系ステンレス鋼、溶接金属、熱時効脆化

1. 緒言

ステンレス溶接金属は2相組織であるため、長期間の運転により熱時効脆化を起こすことが懸念される。ステンレス溶接金属についても、ステンレス鋳鋼を対象とした熱時効脆化評価手法がそのまま適用可能か否かは必ずしも明確ではない。本研究では、ステンレス溶接金属の熱時効硬化挙動ならびにミクロ組織変化に及ぼす成分あるいは溶接条件の影響を評価するとともに、ステンレス鋳鋼について蓄積されてきた知見との比較により相違の有無を考察する。

2. 実験方法

原子炉圧力容器クラッド鋼ならびにシュラウド溶接部を模擬した2種類のステンレス鋼溶接試験体について、スピノーダル分解が優先して生じると考えられる[1]275℃、310℃、335℃で最大で8000時間熱時効処理を行い、微小硬度計を用いてフェライト相の硬化挙動を評価した。また、透過型電子顕微鏡（TEM）を用いて、フェライト相内のミクロ組織変化を調査した。

3. 結果及び考察

クラッド材試料、シュラウド材試料共に310℃、335℃時効により硬化したが、275℃では8000時間時効しても明確な硬化は認められなかった。フェライト相の化学組成をTEM-EDXを用いて評価すると共に時効硬化挙動との関連を調査したが、今回用いた試料の成分範囲内においては硬化挙動への影響は明確ではなかった。一方で溶接条件の観点からは、FAモード凝固したフェライト相は時効時間に対して一様に硬化する挙動を示したのに対し、AFモード凝固したフェライト相は硬化した後に軟化する挙動を示したことから、溶接時の凝固モードがフェライト相の熱時効硬化挙動に影響している可能性が示唆された。

謝辞

本研究は、「文部科学省　英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」により実施された「圧力バウンダリ構成部で使用されるステンレス溶接金属の熱時効脆化評価のための基盤技術開発」の成果である。

参考文献

[1] H. M. Chung and O. K. Chopra, Third Int. Symp. Environ. Degrad. Mater. Nucl. Power Syst. React., (1988), 359–370.

* Hiroshi Abe[1], Yutaka Watanabe[1], Yoichi Takeda[1], Toshiaki Horiuchi[2], Satoshi Minamoto[3]
[1] Tohoku University, [2] Hokkaido University of Science, [3] National Institute for Materials Science

圧力バウンダリ構成部で使用されるステンレス溶接金属の熱時効脆化評価のための基盤技術開発 (3) G 相析出予測モデルの開発

Fundamental technology development for evaluation of thermally ageing embrittlement of stainless steel welds used as pressure boundaries in nuclear power plants (3) Development of prediction model for G phase precipitation

*堀内 寿晃[1]，源 聡[2]，阿部 博志[3]，竹田 陽一[3]，渡邉 豊[3]
[1]北海道科学大学，[2]物質・材料研究機構，[3]東北大学

G 相析出による 2 相ステンレス鋼の熱時効劣化挙動を評価するために熱力学平衡計算を行い、G 相の安定性に及ぼす温度及び合金組成の影響を評価した。さらに、G 相析出挙動のシミュレーションを行った。得られた結果を実験結果と比較することにより、既存の熱力学データベースに対する改良指針を得た。

キーワード： G 相，熱力学計算，相安定性，析出挙動

1. 緒言

原子炉容器内面クラッドや一次系配管の溶接部に用いられる二相ステンレス溶接金属は、長期間の運転によりフェライト相中に G 相(Ni, Si, Mn を主体とする金属間化合物)が析出して熱時効脆化を起こすことが懸念されているが[1]、G 相の析出挙動を実験的に調査するためには長期間の試験が必要であり、容易ではない。本研究では G 相析出による 2 相ステンレス鋼の熱時効劣化挙動を評価することを目的として、熱力学平衡計算及び G 相析出挙動のシミュレーションを行った。

2. 計算方法

ステンレス溶接金属(316LC)及びステンレス鋳鋼(CF3M)の代表組成に対して、Thermo-Calc (ver. 2016b)を使用し、熱力学データベースは Fe-DATA (ver. 6)を使用して 300～1500℃の温度における熱力学平衡計算を行った。さらに TC-PRISMA を使用し、拡散データベースは MOB2 (ver. 2.5)を使用して、各二相ステンレス鋼の 400℃における G 相析出挙動を最長 400,000h (45.6 年)まで評価した。界面エネルギー等の計算に必要なパラメータは、文献値[2]を参考にして調整した。

3. 結果及び考察

G 相の安定性には Ni, Mn, Cr, Si, Mo の添加量が影響し、特に Si と Mo の影響が大きいことが示唆された。主として Si 含有量の違いにより、CF3M は 316LC に比べて G 相の安定性が高いことが示唆された。また、各二相ステンレス鋼に対する 400℃における G 相のサイズ分布予測結果等も得られた。得られた計算結果と実験結果を比較検討することにより、G 相の熱力学的安定性の高精度な評価のためには、G 相の構成元素の見直しを含む既存の熱力学データベースの改良が有効であることが明らかになった。

謝辞

本研究は、「文部科学省　英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」により実施された「圧力バウンダリ構成部で使用されるステンレス溶接金属の熱時効脆化評価のための基盤技術開発」の成果である。

参考文献

[1] A. Trautwein and W. Gysel: Stainless Steel Castings, ASTM STP 756 (1982), 165-189.

[2] 山田卓陽, 根岸和生, 工藤大介, 桑野寿: INSS Journal, 7 (2000), 145-158.

*Toshiaki Horiuchi[1], Satoshi Minamoto[2], Hiroshi Abe[3], Yoichi Takeda[3], Yutaka Watanabe[3]

[1]Hokkaido University of Science, [2]National Institute for Materials Science, [3]Tohoku University

圧力バウンダリ構成部で使用されるステンレス溶接金属の熱時効脆化評価のための基盤技術開発 (4) スピノーダル分解予測モデルの開発

Fundamental technology development for evaluation of thermally ageing embrittlement of stainless steel welds used as pressure boundaries in nuclear power plants (4) Development of spinodal decomposition prediction model

*源 聡[1]，堀内 寿晃[2]，阿部 博志[3]，竹田 陽一[3]，渡邉 豊[3]
[1]物質・材料研究機構，[2]北海道科学大学，[3]東北大学

二相ステンレス鋼の熱時効劣化挙動におけるスピノーダル分解の性質を評価するために、Fe-Cr 2 元系に着目して、熱力学平衡計算を基礎においた相分離形成過程の理解を進めている。照射により発生しうる過剰な空孔の影響を取り入れた動力学解析に移るためにまずは、空孔を保存量として取り扱った場合の熱力学パラメータや拡散に対する影響を評価した。

キーワード：二相ステンレス鋼，BCC 相，二相分離，過剰空孔，熱力学計算，相安定性，拡散

1. 緒言

原子炉容器内面クラッドや一次系配管の溶接部に用いられる二相ステンレス溶接金属は、長期間の運転によりフェライト相が二相分離を起こすと共に G 相の析出との関係で熱時効脆化を起こすことが懸念されている[1]。しかし、照射量の影響を加味しながら実験的に熱時効脆化の挙動を確認するためには長期間の試験が必要であり容易ではない。本研究では照射の影響を加味した二相ステンレス鋼における BCC 相の二相分離挙動を把握することを目的として、過剰空孔が存在すると仮定した状態での熱力学 Gibbs エネルギーや拡散に対する影響の評価を行った。

2. 計算方法

実際に用いられている材料は多元系であるが、二相分離の挙動が Fe-Cr 間の相互作用に起因すると仮定して、二元系に単純化した上で、空孔が熱平衡状態よりも過剰に存在すると仮定した状態での Gibbs エネルギーの変化を空孔生成エンタルピーなど[2]から吟味し、相平衡状態の変化を検証した。さらに空孔が拡散に及ぼす影響の評価を実験データ[3]を元に行った。

3. 結果及び考察

過剰な空孔が存在する Fe-Cr 2 元系において、空孔が導入されることで Cr 量の少ない領域でスピノーダル分解が起こる可能性示唆された。また拡散定数の Cr 量、空孔量依存性を明らかにし、動力学計算のための基礎物性パラメータとして利用できる目処をつけた。

謝辞

本研究は、「文部科学省　英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」により実施された「圧力バウンダリ構成部で使用されるステンレス溶接金属の熱時効脆化評価のための基盤技術開発」の成果である。

参考文献

[1] A. Trautwein and W. Gysel: Stainless Steel Castings, ASTM STP 756 (1982), 165-189.

[2] WeiXiong et al., CALPHAD, 35 (2011) 3, 355-366.

[3] Chan-Gyu Lee, Yoshiaki Iijima, Tatsuhiko Hiratani, Ken-ichi Hirano: Mater. Trans. 31 (1990) 4, 255-261.

*Satoshi Minamoto[1], Toshiaki Horiuchi[2], Hiroshi Abe[3], Yoichi Takeda[3], Yutaka Watanabe[3]

[1]National Institute for Materials Science, [2]Hokkaido University of Science, [3]Tohoku University

General Meeting

Thu. Sep 14, 2017 12:00 PM - 1:00 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room I C310 - C Block

[2I_GM] 「材料部会」第35回全体会議

[2I_GM] General Meeting

General Meeting

[2I_GM] 「材料部会」第35回全体会議

Thu. Sep 14, 2017 12:00 PM - 1:00 PM Room I (C310 - C Block)

[2I_GM]General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network：Materials Science and Technology Division

Thu. Sep 14, 2017 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room I C310 - C Block

[2I_PL] Study on Risk Management Technology for Equipment Materials during Decommissioning of Accident-damaged Nuclear Power Plants

Chair: Masahiro Yamamoto (JAEA)

[2I_PL01] Things we should consider and implement for Decommissioning of Accident-damaged Nuclear Power Plants

*Takayuki Aoki[1] (1. Tohoku Univ.)

[2I_PL02] Conceptual study of post-accident plant decommissioning from risk management perspective

*Hideaki Kiyoura[1] (1. IRID)

[2I_PL03] Corrosion risk in decommissioning reactors after nuclear accident

*Yutaka Watanabe[1] (1. Tohoku Univ.)

[2I_PL04] A trial of risk management education for decommissioning accident-damaged plant

*Kazunori Morishita[1] (1. Kyoto Univ.)

[2I_PL05] Panel discussion

*Toru Ogawa[1], Hiroshi Miyano[2] (1. JAEA, 2. Hosei Univ.)

2017年秋の大会

材料部会セッション

事故炉廃止措置時における機器材料のリスク管理技術の検討

Study on Risk Management Technology for Equipment Materials during Decommissioning of Accident-damaged Nuclear Power Plants

（1）事故炉廃止措置のために今後検討すべきこと、実施すべきこと

(1) Things we should consider and implement for Decommissioning of Accident-damaged Nuclear Power Plants

*青木 孝行[1]

[1]東北大学 大学院工学研究科（兼）原子炉廃止措置基盤研究センター

事故炉の廃止措置を安全かつ着実に実施するためには、廃止措置全体を俯瞰し、戦略的な方針の下に効率的効果的な方法で活動を進めていく必要がある。また、廃止措置の成否を決定する指標である「安全性」と「経済性」の観点からリスクを分析評価し優先順位を明確にすることなどが求められる。ここではそのような観点から事故炉廃止措置のために今後検討すべきこと、実施すべきことを検討する。

キーワード：事故炉，廃止措置，リスク，安全性、経済性，燃料デブリ，検査，経年劣化評価，補修

1. 緒言

事故炉の廃止措置は、デブリ取出し等に長期を要するため[1]、廃止措置活動の前提となる原子炉建屋や主要鋼構造物の健全性を維持するための設備保全活動を並行して実施する必要がある。その際、経年劣化等によるリスクの増加を考慮して、いつまでに何を実施しなければならないか、時間軸を強く意識した取組みが必要である。（図 1）

本稿では事故炉の廃止措置を安全かつ確実に完遂するために検討しておくべきこと、実施すべきことについて検討する。

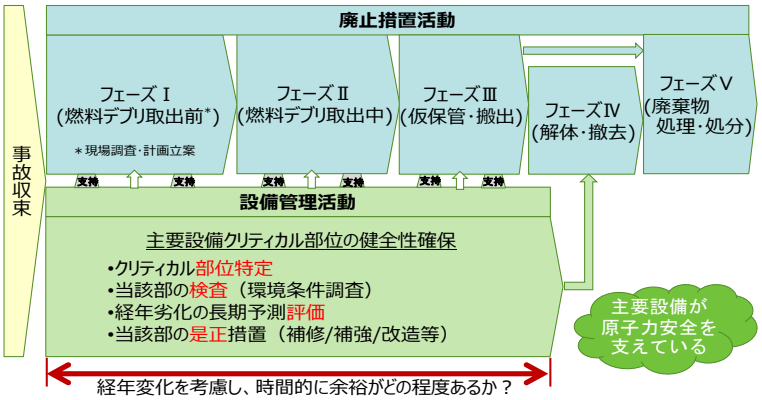


図 1 廃止措置活動と設備管理活動の関係

2. 検討

2-1. 事故炉廃止措置の特徴

事故炉廃止措置の特徴を明確にするため、通常炉の廃止措置との比較を実施した。その結果を表 1 に示す。

この結果を踏まえ、事故炉の特徴を思われる事項を以下に列記する。

(1) プラント状態は廃止措置時といえども「特殊な運転状態」にあると認識すべき状態にある。

表 1 通常炉の廃止措置と事故炉の廃止措置の比較

	比較項目		通常炉	事故炉	備考
1	設備全般の状態 •本設設備(機/電/制/建屋) •換気、照明、揚重設備等のユーティリティ		正常 使用可能	全般的にﾀﾞﾒｰｼﾞあり* 多くが使用不可	*ﾀﾞﾒｰｼﾞの種類、範囲、程度など、不明な場合が多い。従来と異なる環境、経年劣化の進行に注意要。
2	安全機能	停止機能	燃料搬出後は機能不要	炉心崩壊/機能喪失、制御操作不可 燃料及びデブリ回収まで未臨界制御要	事故炉は「再臨界」が放射能外部放出へ直結。「冷却機能喪失」も同様。
		冷却機能	燃料搬出後は機能不要	一部仮設配管等を使用しているとしても一概に信頼性が低いとは言えない。評価要。	
		閉込機能	継続維持	一部劣化（放射性物質の外部漏えい懸念）	
3	燃料/ﾃﾞﾌﾞﾘ等のﾊｻﾞｰﾄの所在と管理		特定の箇所に限定 管理下にある	広範囲に散在する 十分な管理下にない	特にT/BにもFPが散在
4	高線量率区域		特定の箇所	広範囲	
5	高汚染区域		特定箇所に限定	ほぼ全域が汚染	
6	瓦礫・障害物		ない	瓦礫・障害物がある箇所が多い	
7	現場への接近性		容易	高線量率、瓦礫等で容易でない 漏えい、火災、溢水などの事故対応が難しい（通常よりも影響度が大きい）	事故炉廃止措置の際立った特徴の1つ
8	廃炉ｼﾅﾘｵ		設備状態に不明な点がないので廃炉手順が明確	廃炉手順が明確でないので、想定外の発見が多くある可能性がある 各ｽﾃｯﾌﾟで複数の選択肢の準備が必要	ｼﾅﾘｵ決定要素（ﾃﾞﾌﾞﾘ位置・量、PCV健全性等）
9	ﾘｽｸ管理		廃炉ｼﾅﾘｵ、手順が明確なので、ﾘｽｸ予測評価が可能	各作業ｽﾃｯﾌﾟにおける設備状態/条件が不明な部分があり、保守的仮定をせざるを得ない	

*Takayuki Aoki[1]

[1]Tohoku Univ.

(2)「止める」「閉じ込める」機能が劣化しており、原子炉冷却システムの「冷やす」機能で燃料デブリの安定を得、放射性物質の外部への追加放出を抑制している。
(3) 高線量率等のため、建屋内への接近が容易でない。（通常プラントよりも漏えい発生等の機器故障時や火災等の事故時の対応が難しい。）
(4) プラント設備の現状を把握するのが難しく、調査の進捗に応じて徐々に実情が判明したりや想定外が発生したりする可能性が高い。（新事実が分かる度に方針変更を要する可能性がある。）
(5) ＦＰやＴＲＵが建屋内広く散乱している。αダスト、ホットスポットの厳格な管理が必要。

2-2. 事故炉廃止措置の戦略的進め方

(1) 戦略的検討の概要と方向性

事故炉の廃止措置を実施するには、燃料デブリの取出方法の検討や取出装置の設計･製作･据付等が必要であり、そのためには原子炉圧力容器内部や格納容器内部の状況等に関する詳細情報が不可欠である。しかしながら、廃止措置時における事故炉の現場は空間放射線量率が極めて高く、放射性物質が広く散乱していることに加え、損傷した構造物や設備等の瓦礫も障害となって現場への接近が容易でない。このため、現場状況の調査･把握が容易に進まず、燃料デブリの取出方法の検討やや取出装置の設計･製作などの下流側の活動も滞ることとなる。また、炉内構造物やコンクリート等の構造材が溶融混合した燃料デブリはその特性から切削・取出や処理なども容易でない。このため、事故炉の廃止措置は長期を要すると予測されている[1]。一方、これら一連の活動には多額の費用を要すると予測されている。このため、事故炉の廃止措置は「安全性」と「経済性（コスト最小化）」の観点から目標を明確にして戦略的に取り組むことが重要である。具体的には、原子炉建屋等の設備保全活動において機能維持に対してクリティカルとなり得る個所を抽出し、当該個所の保全（検査、評価、補修）に注力する。また、廃止措置活動では、どうしても実施する必要のある事項を抽出して実施する。予算は有限であり、経済性の破綻は安全性を危うくするので、設備管理及び廃止措置の両活動とも予算シーリングや優先度の高い必須事項への予算の重点配分を行うなど、コスト管理を徹底する必要がある。

(2) 事故炉廃止措置時のリスク管理の考え方

① 廃止措置活動と設備保全活動

事故炉の廃止措置は燃料デブリの取出･保管･搬出や主要設備の解体･撤去を実施する、いわゆる廃止措置活動を行うことと考えられがちであるが、これを可能とするには発電所を構成する主要設備の各種機能が維持されていることが必須であり、前提である。すなわち、廃止措置活動を実施している期間中、特に燃料デブリ取出し完了までの間は、放射性物質の外部への追加放出をできる限り抑制するため、「止める（再臨界防止）」「冷やす」「閉じ込める」の３つの基本安全機能を確保することが鉄則である。この安全機能は原子炉圧力容器や格納容器等の鋼構造物と原子炉建屋等のコンクリート構造物の健全性を長期的に維持する、いわゆる設備管理活動が適切に行われて始めて確保される（図 2）

② 設備管理活動の進め方

設備管理活動は廃止措置活動を並行して進められる。

設備管理活動を戦略的に進めるには、まず、長期を要する廃止措置活動期間中の経年劣化（すなわち時間軸）を考慮し、安全機能を確保する上でクリティカルとなる主要設備の部位を抽出し、それらの個所に集中した設備管理を行うといった方法を取る必要がある。そして、抽出されたクリティカル部位毎に現在の状態（材料･環境）を知るための検査、その結果を踏まえた長期健全性の予測評価、そしてその結果に応じて必要な補修･環境改善等の是正措置を講じる必要がある（図 2）。

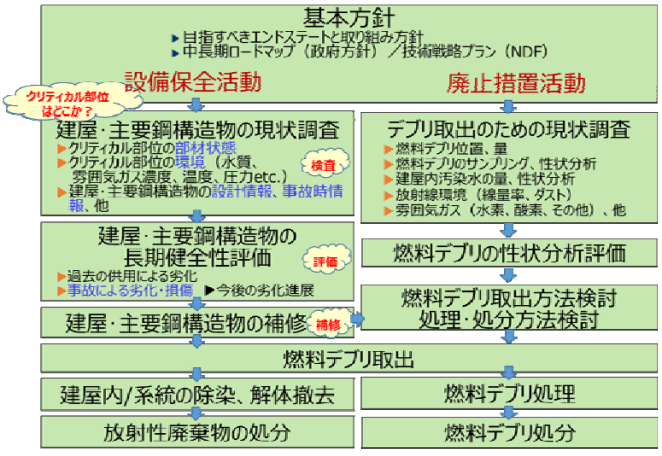


図 2 事故炉廃止措置の実施プロセス

ここで最も重要なことは、主要構造物の安全機能上のクリティカル部位をいかに抽出するかである。これを適切に行えれば下流の活動が極めて効率的になり、大きな成果が得られる。このクリティカル部位の抽出に当たっては、設計上の評価、事故前の検査結果、事故時ダメージ評価と検査結果、事故後の評価の観点から情報を整理し全体を俯瞰しながら総合的に評価･決定することが重要である（表 2）。

表 2 における検討からクリティカル部位となる可能性のある箇所が抽出される。これらの部位が抽出されたら、まず、それらに対してその時点で最適と思われる長期健全性評価を暫定的に行い、その結果に基づき当該部位の材料状態や置かれている環境等の実機調査あるいは試験計画を立案し、実施する。この時の長期健全性評価では当該部位の材料状態や環境に関する情報が十分でない場合が多々あるに違いない。

そのような場合は最悪の状態を想定したバウンディング解析を実施する必要がある。実機調査や試験の結果が得られたら、すぐに長期健全性評価の見直しを行い、その後の検査計画や補修計画を立案・実施する等の適切な対応を取る必要がある。

(3) 事故炉廃止措置時のリスク評価と管理

事故炉廃止措置時におけるリスク管理を行う場合、「止める（再臨界防止）」「冷やす」「閉じ込める」の３つの基本安全機能の観点から行うこととなるが、図 1 に示す廃止措置活動の流れを見ると、フェーズ毎にリスク管理の重点が変わると考えられる。すなわち、フェーズⅠ（燃料デブリ取出し前の段階（現場調査･計画立案段階））では、2-1 項の(2)で述べたように「冷やす」機能で放射性物質の外部への追加放出を抑制しているので、この期間は３つの基本安全機能のうち、「冷やす」機能の重要性が増していると見ることができる。したがって、この期間は原子炉冷却システムによる「冷やす」機能の信頼性評価でリスクを評価･管理することが適切であると考えられる（図 3）[2]。フェーズⅡ（燃料デブリ取出し中の段階）では、燃料デブリに手を加える作業を実施する段階であり、当該作業に起因する損傷燃料やデブリの意図せぬ移動による再臨界や切削による放射性ダストの発生リスクがあるので、「止める（再臨界防止）」「冷やす」「閉じ込める」の３つの基本安全機能をすべて確保することが重要となる。しかしながら、「止める（再臨界防止）」機能は損傷燃料や燃料デブリの状態とそれらの取出作業とが相俟って複雑な作業となり、それに伴って発生し得る事象を正確に予測しリスク評価を実施することは容易でないので、現実的にはボロン等の中性子吸収材を活用して未臨界度を十分に深くして再臨界を完全に防止できるような対策を採りながら、また、原子炉冷却システムに冷却あるいはダスト飛散防止対策を行いながら、新設する建屋負圧維持システムによる負圧管理を確実に行うという方法をとることが現実的であると思われる。この場合、その間のリスク管理としては、建屋負圧維持システムの信頼性を評価･管理することとなる（図 4）。フェーズⅢ（燃料デブリ仮保管･搬出）では、燃料デブリの回収が終了した段階であるので、建屋内等に残存した放射性物質を確実に閉じ込めておくための「閉じ込める」機能が重要となる。

上記の検討は、地震、津波、火災等の外的事象を考慮していないので、それらを考慮した検討が今後必要である。

表 2 設備クリティカル部位特定のための戦略的検討

主要構造物	設計（高応力部、高累積疲労部等）	事故前	事故時						事故後
		点検実績（劣化部位）	大地震	過大圧力温度	爆発	デブリ（反応、熱）	放射線	海水	腐食
原子炉建屋	？（解析結果）	？（劣化部）	？（解析結果）（点検結果）		建屋上層階（点検結果）	RPV ﾍﾟﾃﾞｽﾀﾙ PCV床面		RPV ﾍﾟﾃﾞｽﾀﾙ 建屋下層階水没ひび割れ部	RPV ﾍﾟﾃﾞｽﾀﾙ 建屋下層階水没ひび割れ部
格納容器	PCVｻﾝﾄﾞｸｯｼｮﾝ部？ PCVｻﾎﾟｰﾄﾁｬﾝｺﾗﾑｻﾎﾟｰﾄ	？（劣化部）	？（解析結果）（点検結果）	ﾌﾗﾝｼﾞｼｰﾙ部 ﾍﾞﾛｰｽﾞ 電気ﾍﾟﾈ		PCV内面（床面近傍）		PCV内面（床面近傍）	PCV外面（ｻﾝﾄﾞｸｯｼｮﾝ） PCV内面（床面近傍）
原子炉容器	主ﾌﾗﾝｼﾞ 給水ﾉｽﾞﾙ RPVｽｶｰﾄ ｱﾝｶｰﾎﾞﾙﾄ		ｱﾝｶｰﾎﾞﾙﾄ（ゆるみ）	給水ﾉｽﾞﾙ S/E CSﾉｽﾞﾙS/E		RPVｽｶｰﾄ ｱﾝｶｰﾎﾞﾙﾄ			ｱﾝｶｰﾎﾞﾙﾄ（ゆるみ）
主配管	PCV内配管								給水配管 CS配管 FPC配管

本表を整理し、懸念される箇所を抽出する。その上で重要箇所の点検･評価を行う。

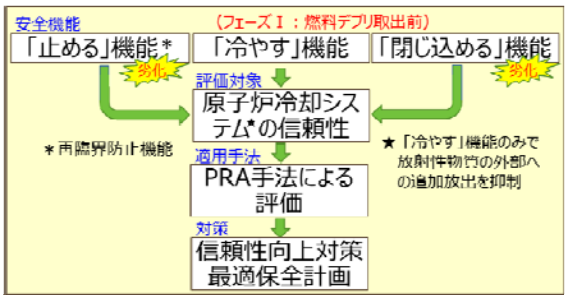


図 3 燃料デブリ取出開始前のリスク管理

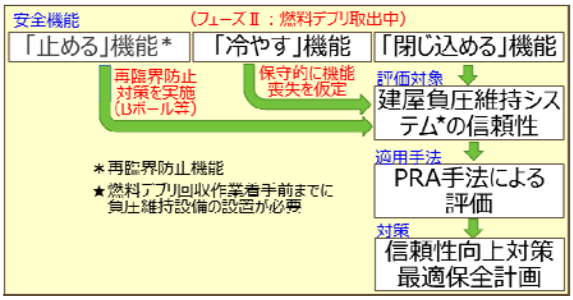


図 4 燃料デブリ取出中のリスク管理

3. 結論

事故炉の廃止措置は「止める（再臨界防止）」「冷やす」「閉じ込める」の３つの安全機能を一定レベル以上の信頼性に維持しつつ、円滑に廃止措置を進める必要がある。このため、経年劣化の進行によるリスク増加等、時間軸を十分に考慮して、廃止措置活動と設備保全活動を適切に進めていく必要がある。

参考文献

[1] 原子力損害賠償･廃炉支援機構、“東京ホールディングス㈱福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン 2016”、平成 28 年 7 月 13 日
[2] 青木孝行、他、“事故炉廃止措置時における安全機能の信頼性評価とリスク管理に関する検討”、日本原子力学会 2017 年春の大会

2017年秋の大会

材料部会セッション

事故炉廃止措置時における機器材料のリスク管理技術の検討

Study on Risk Management Technology for Equipment Materials during Decommissioning of Accident-damaged Nuclear Power Plants

（2）リスク管理の概念を取り入れた事故炉廃止措置のアプローチ

(2) Conceptual Study of Post-Accident Plant Decommissioning from Risk Management Perspective

吉澤　厚文[1]，*清浦　英明[2]

[1]日本原子力発電株式会社，[2]国際廃炉研究開発機構究所

事故炉の廃炉を進めるうえで、リスク管理をどのように考え、実施してゆくかは重要な課題である。本稿では、廃止措置において、時間の概念を伴ったリスク管理どのように進めるかについて検討を行った。

キーワード：福島第一原子力発電所，廃炉，リスク管理，時間，クリティカル部位，デブリ取り出し

1. 緒言

福島第一原子力発電所の廃炉は、政府の示すロードマップ[1]、並びに原子力損害賠償・廃炉等支援機構（以下、NDF）の戦略プラン[2]に従い実施が計画されている。特に、今後計画されるデブリ取り出しに関しては、必ずしも十分なデータが存在しない中で、廃炉のリスクをどのように管理するかという課題がある。本稿は、このリスク管理の考え方について、考察するものである。

2. リスク管理の概念

NDF 戦略プランでは、廃炉に係る様々なリスク評価が行われており、燃料デブリに関しては「周到な準備と技術によって安全・確実・慎重に対応し、より安定な状態に持ち込むべきリスク源」と位置づけられている。また、ロードマップは 30～40 年をかけて廃止措置を完了するという目標を掲げている。

一方、リスクは時間の関数でもある。NDF は戦略プランの中で図 1 の概念を提示している。すなわち、点線のように現状のまま保管を続けることは、いずれリスクは顕在化することになる。一方、デブリ取り出しを実施すれば、実線のように一時的なリスクは上昇するかもしれないが、将来的なリスクを大幅に減じることができる。これらをどうバランスさせるかといった検討が必要である。

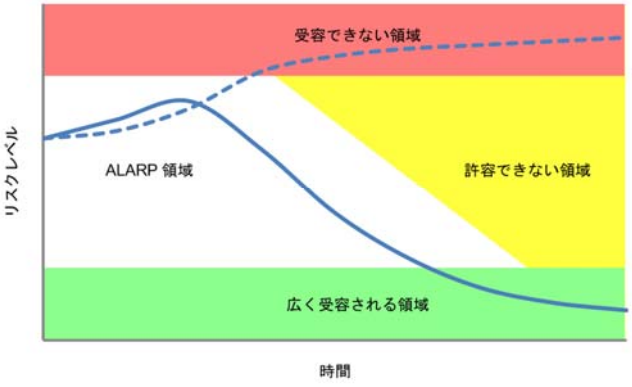


図 1　デブリ取り出しのリスク経年変化の概念

（参考文献 2 より）

3. 検討内容

3-1. 廃炉に係る時間的裕度

図 1 の概念を発展させ、デブリ取り出しをリスク管理の観点から俯瞰する。

重要な点は、デブリ取り出しに必要な時間と、リスクとの関係である。デブリのリスクを閉じ込めている構造物、またはデブリ自体のリスクが顕在化するまでに、取り出しを終えリスクを許容レベルまで下げておくことが理想である。この場合、リスクの顕在化につながるクリティカルな部位はどこにあり、その状態はどうであるのか、を監視し、余寿命を評価する技術が必要となる。デブリの状況を確認することに

Atsufumi Yoshizawa[1] and *Hideaki Kiyoura[2]

[1]The Japan Atomic Power Company, [2]International Research Institute for Nuclear Decommissioning

併せて、クリティカル部位の同定や、それに係るデータ取得も重要である。

図 2 にこの概念を示す。一般的に、リスクの社会における許容レベルは、時間が経過するほどより安全側にシフトする。これを考慮したものがリスク境界である。例えば、前述した寿命予測を可能とする技術により、現状におけるクリティカル部位のリスクが顕在化する時間が T1 と評価されるとする。このクリティカル部位の寿命因子が腐食であるならば、機器を取り巻く腐食環境が劣化すれば、この危機のリスクの顕在化は早まることになる（T1'）。一方、この腐食環境を改善できれば、寿命は延び（T1''）、それだけ時間的裕度を確保できる。しかし、社会のリスク認識の関係で、リスク低減と確保される時間との関係は線形ではないであろう。

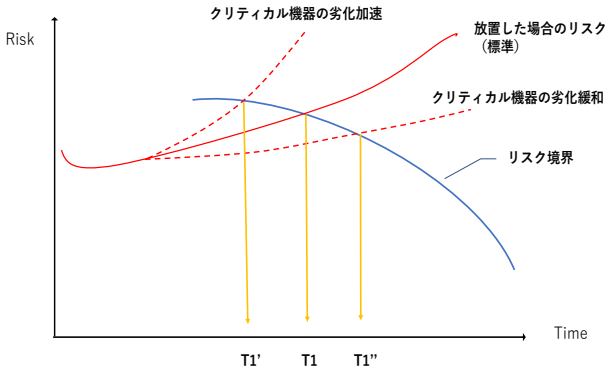


図 2　クリティカル機器の状態と許容時間の概念

3-2. デブリ取り出しの時間的考察

現時点のロードマップは、廃炉完了までの時間を、このようなリスク管理における相対的な時間として論じてはいない。しかし、このような概念は、今後デブリ取り出しの時間的制約を明確にしてゆくために必要なアプローチであると考えられる。現在デブリ取り出しの工法については、国際廃炉研究開発機構をはじめ様々な研究機関により研究開発が行われているが、その設計を行うにあたり、一日当たりの取り出し量（デブリ取り出しにかかる時間）は重要な設計仕様となる。

この仕様を定めるにあたり、図 2 に示した概念のもと、リスクが顕在化するまでの時間の中で作業が終了できる解を見つけてゆく必要があろう。また、デブリ取り出しの安全を確保するうえで、クリティカル機器の環境を変更する可能性も考えられる。この場合の許容時間の変化にも十分留意しつつ、作業工程へのフィードバック設計をしてゆくことが必要である。

4. 結論

福島第一原子力発電所の廃炉を進めるうえで、リスクを考慮すれば技術的に時間の制約が存在する。これは、安全を支えているクリティカル機器のリスクが、許容レベルを超えることにより顕在化するが、廃炉を進めるうえではこれを監視し、予測することで許容時間を確認しておくことが求められる。デブリ取り出しの作業時間は、確保された時間的裕度の中で実施されることが必要となる。したがって、デブリ取り出しの技術開発に併せて、このクリティカル部位の同定や、その状態監視、寿命予測に係る技術開発が重要になると考える。

参考文献

[1] 廃炉・汚染水対策関係閣僚等会議、“東京電力(株)福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ”、平成 27 年 6 月 12 日

[2] 原子力損害賠償・廃炉等支援機構、“東京電力ホールディングス㈱福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン 2016”、2016 年 7 月 13 日

2017年秋の大会

材料部会セッション

事故炉廃止措置時における機器材料のリスク管理技術の検討

Study on Risk Management Technology for Equipment Materials during Decommissioning of Accident-damaged Nuclear Power Plants

（3）事故炉廃止措置時における腐食リスク

(3) Corrosion risk in decommissioning reactors after nuclear accident

*渡邉　豊[1]

[1]東北大学　工学研究科（兼）原子炉廃止措置基盤研究センター

事故炉廃止措置において、バウンダリや冷却などの安全機能を必要な期間にわたって維持していく上で、機器の腐食現象を適切に予測し、必要に応じて対策を講じていくことが重要である。ここでは、その基本的な考え方を議論する。

キーワード：格納容器，冷却系配管，安全機能，経年劣化，均一腐食，局部腐食，腐食速度

1. 緒言

事故炉廃止措置において、①閉じ込め機能：PCV 等のバウンダリ、②冷却機能：熱的安定性の確保→放射性物質の拡散抑制（閉じ込めに寄与)、③構造強度を長期的に確保していくことが、安全かつ着実に廃止措置を進める上での必要条件である。機器･構造物の主たる経年劣化要因は腐食と判断され、安全機能への影響の観点から適切に対応を取っていくことが求められる。

2. 潜在的腐食影響への対応

2-1. 事故炉に特有の難しさ

まず、①腐食に関与する環境パラメーターが複雑かつ十分に把握できない点がある。主要なパラメータだけでも、酸化剤(酸素、放射線分解生成物）／物質移動速度(単相流、混相流、流路形状、液膜)／温度／pH／アニオン種／電気伝導率／材料(Cr 含有量)などが挙げられ、これらの複合影響を評価していく必要がある。さらに、②これらの環境条件が、経時的あるいは廃炉工程の進捗に伴って大きく変化し得る。例えば、気中取り出しの場合に PCV を負圧管理すれば大気流入による酸素分圧上昇、デブリ取り出し工程で発生する固液混相流による腐食加速、ホウ酸塩投入による水の電気伝導率や炭素鋼の不動態化傾向への影響、などである。加えて、③点検･補修のためのアクセスに大きな制約がある。

2-2. 検討の考え方

評価上重視すべき腐食モード(全面減肉、局部腐食、割れ)は、個々の機器･構造物の安全機能との関係から決まる。すなわち、バウンダリ機能に対しては局部腐食による孔空きが重要であるが、支持機能に対しては減肉による耐震性への影響が重要である。一方で、発現し得る腐食モードは、材料と環境の組み合わせによって決まる。

全面減肉に対しては、『腐食速度』の予測が重要である。一方の局部腐食に対しては、現象が『起き得る条件を満たしているか否か』ならびに『どの寸法までなら成長可能か』、が重要な評価の視点である。

3. 結論

考慮すべき腐食現象および条件範囲の網羅性と機器に応じた検討の具体性を両立させる評価方法の工夫が重要となる。

---

*Yutaka Watanabe

Tohoku Univ.

2017年秋の大会

材料部会セッション

事故炉廃止措置時における機器材料のリスク管理技術の検討

Study on Risk Management Technology for Equipment Materials during Decommissioning of Accident-damaged Nuclear Power Plants

（4）事故炉廃止措置のハザードとリスクをテーマにした学生教育

(4) A trial of risk management education for decommissioning accident-damaged plant

*森下和功

京都大学

1. はじめに

事故炉の廃止措置においては、現状把握が困難で、状況変化の予想が難しく、また時に、想定外事象の発生も懸念される――そのような局面においてでもなお、的確かつ柔軟に対応する必要がある。また、その最中に下される種々の判断は、時に、様々な不確実性のもとに決定しなければならず、その意味で、廃止措置活動は、いわゆるリスクの最適化問題を解くに等しい。全体を俯瞰し、不確実性を評価し、それを適切に管理する能力が求められている。具体的には、現状把握のための状態監視技術や状況変化を予測する技術、そして全体を俯瞰しリスク管理する能力が必要である。こうした活動に従事する人材をいかに育成するか、これが今の原子力教育の大きな課題のひとつである。また、従事者育成ではないにしろ、今後数十年は続くであろうこの廃止措置活動を安定的に継続させるには、社会からの信頼が不可欠であり、それゆえ、局所にとらわれることなく全体を俯瞰するものの見方やリスクテイクによって実利を得るなどの考え方を社会全体で醸成していく努力も必要である。これもまた、原子力のような巨大科学技術を受け入れる社会に課せられている課題である。

2. 事故炉廃止措置リスク学の創成

事故炉の廃止措置活動を材料学の立場から見ると、デブリに関係する部分と周辺構造物（圧力容器や格納容器など）に関係する部分に分けられる。前者に関しては、デブリ性状、特に取り出しに関する材料特性の評価が重要であり、後者に関しては、閉じ込め機能の現状を少なくとも維持し続けるだけの構造健全性の確保が重要である。デブリ取り出しに関する事実上の猶予時間は、周辺構造物の健全性が現状の程度には保たれる時間、もしくは、保守し続けられる時間ということになる。この猶予時間は、主に周辺構造物の今後の経年劣化により決まり、腐食等、現環境下における主たる損傷モードに支配されることになる。

では、周辺構造物の経年劣化をいかに予測するか。そもそも論から言うと、置かれている環境条件が不明瞭な材料の挙動などわかるはずがない。もちろん、環境条件およびその変化を直接モニタリングしようという試みはこれから益々進んでいくであろうが、それでもなお、予測の考え方に関する抜本的な変革が必要になる。おそらくそのヒントになるのが、加圧熱衝撃（PTS）事象の評価に関する最近の動向であり、従来の決定論的評価を確率論的評価へと改めようとする今の流れである。従来は、材料特性評価に相当する破壊靭性評価と環境条件評価に相当する応力拡大係数評価を独立に行い、前者が後者より大きければよしとした決定論的な扱いであった。しかし最近では、材料特性評価と環境条件評価のそれぞれのあいまいさから、その重なり具合をもって構造健全性の程度を定量しようとする試みがなされつつあり、いわゆる確率論的評価と呼ばれる。それはまさに、ハザード曲線とフラジリティ曲線の掛け算から残留リスクを評価しようとしているに等しい。これを実施するには、材料研究とシステム研究の双方の融合が必要である。これまでのように別々に評価してお終いとはならない事故炉においては、材料屋とシステム屋の設計上の

*Kazunori Morishita

Kyoto Univ.

区別が当然本来とは異なっており、その意味でのボーダーレスな研究者の養成、あるいはまた、養成に必要な学術基盤の創成が必要になる。もちろん、きちんとした学問上の枠組みが整理されてからでないと実際の廃止措置活動は何もできないというわけではないが、少なくとも若手育成のキーとなるのは間違いない。本研究会※では、この新たな学術基盤を「事故炉廃止措置リスク学」と呼んでいる。

3. リスク管理に関する教育

事故炉廃止措置リスク学は、事故炉廃止措置に必要な工学（状態監視技術、デブリ性状予測、周辺構造物の経年劣化予測など）に、安全性や経済性の観点を明示的に組み込んだ実学である。廃止措置戦略の策定の基本になるもので、そこには「失敗しないこと」のほかに、「失敗しても、よりひどい状態にはならない、もしくは、元に戻せる」というミティゲーションやレジリエンスの観点も含まれる。今後、現実の廃止措置活動の進展に伴い新たな観点も付加されていくであろうが、重要なのはリスクをベースに物事を考えるという視点である。リスクというと、安全目標の事例のように、評価されたリスクの絶対値を許容するか否かの数字独り歩きの議論に陥りそうであるが、廃止措置シナリオの決定においては相対比較にこそ意味がある。複数の選択肢から、リスクの最小化もしくは少なくとも極小化を図ることで、ひとつのシナリオが必ず選択される。現実問題として、「わからないから何もしない」という判断はあり得ないからである（もちろん、意図的に何もしないという選択肢はあり得る）。

リスク評価、もしくはそれに基づく廃止措置シナリオの決定は、局所にとらわれず多様な視点で評価すべきであるから、問題の全体を俯瞰することが必要になる。また逆に、俯瞰により、廃止措置には多様な知識や知恵が必要になることがわかる。前述した PTS 事例のような異分野の融合やそこで期待される視点の多様化が不可欠である。図 1 は、廃止措置活動を系統的に理解するために試作した俯瞰マップである。

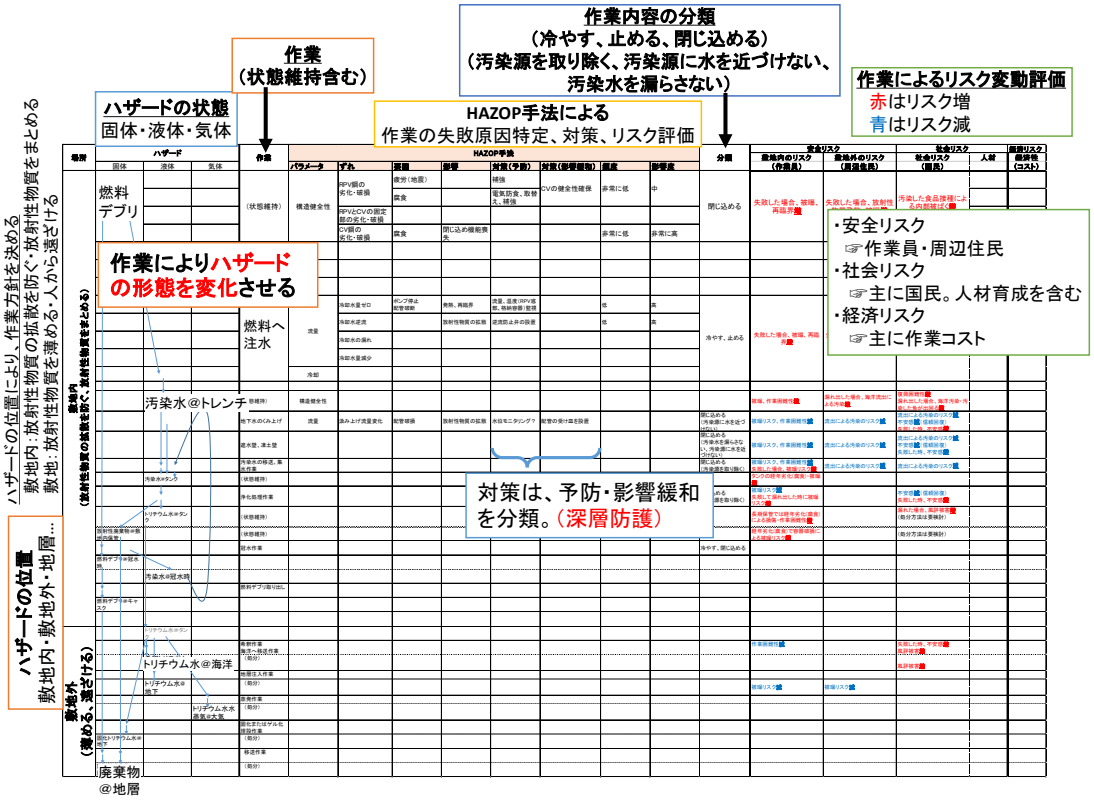


図 1　廃止措置シナリオに関する俯瞰マップ

※平成 28 年 11 月、日本原子力研究開発機構・廃炉国際共同研究センターに設置された「事故炉廃止措置のためのリスク管理技術研究会」（主査　青木孝行東北大特任教授）

ハザード（ここでは燃料デブリ）の位置や状態変化に応じてリスクは変化し、対応する具体的作業や深層防護も変化していく。リスクの種類やそれを背負う対象者も変化していくことがマップの中に明示されている。これは、公開されている廃止措置活動に関する情報をもとに大学院生が作成したマップであるが、こうした俯瞰図の作成により、「見える化」が行われ、現実的な理解が進む。リスクとして、敷地内の作業者被曝リスクから、一般公衆の被曝リスク、経済リスク、社会リスクなどの欄が設けられている。ほとんどが空欄ではあるが、そうであっても枠を設けておくことが重要である。なぜなら、空欄は想像できていないリスクの存在を気づかせてくれるものだからである。抜けや欠けが可視化されていることが重要である。

4. まとめ

事故炉廃止措置に関係して、若手育成に必要な「事故炉廃止措置リスク学」の創成に関して述べた。このような学術基盤の体系化は、一朝一夕に為しえるものではなく、様々な経験をもとに構築されていくべきものである。最後に、冒頭でも述べたように、廃止措置に直接かかわる人材の育成だけでなく、社会に対する理解活動も忘れてはならない。

Planning Lecture | Technical division and Network | Materials Science and Technology Division

[2I_PL] Study on Risk Management Technology for Equipment Materials during Decommissioning of Accident-damaged Nuclear Power Plants

Chair: Masahiro Yamamoto (JAEA)

Thu. Sep 14, 2017 1:00 PM - 2:30 PM Room I (C310 - C Block)

[2I_PL05]Panel discussion

*Toru Ogawa[1], Hiroshi Miyano[2] (1. JAEA, 2. Hosei Univ.)

福島第一原子力発電所1～3号機は事故後、高い放射線により接近することが容易でなく、原子炉圧力容器や格納容器、原子炉建屋の内部状況に事故後5年以上経過した時点でも不明な点が多い。このような困難な状況の中で廃止措置活動を着実的に進めていくには、プロジェクトの成否を決定するパフォーマンス指標である「安全性」と「経済性」の観点から多角的かつ本質的な検討と一貫したアプローチが求められる。ここでは、安全機能を担っている主要構造物の事故によるダメージやその後の経年劣化を考慮し、クリティカル部位の保全活動を実施するなど、時間軸を意識した事故炉廃止措置時のリスク管理のあり方等について議論する。

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 14, 2017 2:45 PM - 5:25 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 5:45 AM - 8:25 AM UTC | Room I C310 - C Block

[2I08-17] SiC

Chair:Hirotatsu Kishimoto (Muroran Inst. of Tech.)

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

[2I08] R&D for introducing silicon carbide materials to safety improvement of BWR's core

(1)Suppression of silica dissolution from SiC using corrosion resistant coating in simulated BWR environments

*Ryo Ishibashi[1], Takao Kondo[1], Shinichiro Yamashita[2] (1. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., 2. Japan Atomic Energy Agency)

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

[2I09] R&D for introducing silicon carbide materials to safety improvement of BWRs core

(2)Plant transient analysis with SiC clad fuel

*Yutaka Takeuchi[1], Kazuo Kakiuchi[1], Sato Hisaki[1], Noriko Shirasu[2], Hiroaki Saito[2], Shinichiro Yamashita[2] (1. Toshiba Corporation, 2. JAEA)

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

[2I10] Severe accident analysis for core fuel with SiC cladding

(1)Evaluation by severe accident analysis code MAAP

*Hideki Horie[1], Yutaka Takeuchi[1], Fumie Sebe[1], Kenya Takiwaki[1], Kazuo Kakiuchi[1], Hisaki Sato[1] (1. Toshiba Corporation)

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

[2I11] Severe accident analysis for core fuel with SiC cladding

(2)Evaluation by nuclear thermal hydraulics analysis code TRACT^{TM}

*Kenya Takiwaki[1], Yutaka Takeuchi[1], Hideki Horie[1], Kazuo Kakiuchi[1], Hisaki Sato[1] (1. Toshiba Corporation)

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

[2I12] The feasibility study on SiC composite fuel cladding for the Accident Tolerant Fuel to the existing PWR plants

(1)Evaluations of influence on core neutronics characteristics

*Kazuya Yamaji[1], Kazuki Kirimura[1], Shinya Kosaka[1], Shinichiro Yamashita[2] (1. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 2. Japan Atomic Energy Agency)

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

[2I13] The feasibility study on SiC composite fuel cladding for the Accident Tolerant Fuel to the existing PWR plants

(2)Study on fuel rod behavior during operation

*Kenichiro Furumoto[1], Hideyuki Teshima[1], Seiichi Watanabe[1], Teruhisa Yamamoto[1], Shinichiro Yamashita[2], Noriko Shirasu[2], Hiroaki Saito[2] (1. MNF, 2. JAEA)

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

[2I14] The feasibility study on SiC composite fuel cladding for the Accident Tolerant Fuel to the existing PWR plants

(3)Study on fuel behavior during design base accident

*Seiichi Watanabe[1], Hideyuki Teshima[1], Kenichiro Furumoto[1], Masaaki Katayama[2], Shinichiro Yamashita[3] (1. MNF, 2. MHI, 3. JAEA)

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

[2I15] The feasibility study on SiC composite fuel cladding for the Accident Tolerant Fuel to the existing PWR plants

(4)Evaluations of severe accident tolerance for SiC

*Yoshinori Yamakoshi[1], Kazuki Kirimura[1], Shinya Kosaka[1], Shinichiro Yamashita[2] (1. Mitsubishi Heavy Industries, LTD., 2. Japan Atomic Energy Agency)

4:45 PM - 5:00 PM JST | 7:45 AM - 8:00 AM UTC

[2I16] Microstructure and Strength Properties of Bonding Interface of NITE-SiC/SiC by Active Metal Brazing

*Atsuki Yoshihara[1], Naofumi nakazato[1], Joon-Soo Park[2], Chika Nogiwa[1], Hirotatsu Kishimoto[1] (1. Muroran Institute of Technology, 2. Organization of Advanced Sustainability Initiative for Energy System/Materials)

5:00 PM - 5:15 PM JST | 8:00 AM - 8:15 AM UTC

[2I17] Role of irradiation defects in SiC on hydrothermal corrosion

*Sosuke Kondo[1], Yuki Maeda[2], Kazuhiro Fukami[2], Tatsuya Hinoki[1] (1. Institute of Advanced Energy, Kyoto University, 2. Department of Materials Science and Engineering, Kyoto University)

5:15 PM - 5:25 PM JST | 8:15 AM - 8:25 AM UTC

Time reserved for Chair

BWR 炉心安全性向上のための SiC 材料適用に向けた研究開発
（1）BWR 模擬環境における耐食被覆による SiC からのシリカ溶出抑制

R&D for introducing silicon carbide materials to safety improvement of BWR's core

(1) Suppression of silica dissolution from SiC using corrosion resistant coating in simulated BWR environments

*石橋 良[1]，近藤 貴夫[1]，山下 真一郎[2]

[1]日立 GE ニュークリア・エナジー，[2]日本原子力研究開発機構

事故耐性の高い炭化珪素製燃料被覆管を軽水炉に適用する際の課題となっているシリカ溶出を抑制することを目的に、BWR-NWC 模擬環境で被覆炭化珪素の耐食性に及ぼす溶存酸素濃度の影響を評価した。

キーワード：軽水炉，事故耐性，燃料被覆管，炭化珪素，被覆

1. 緒言

従来の Zr 合金と比べて水素発生速度及び水蒸気酸化の反応熱が低い炭化珪素（SiC）は事故耐性燃料材料として有望である一方で、SiC を燃料被覆管及びチャンネルボックスに実際に適用するにあたっては多くの課題が存在すると考えられており、その一つが高温水腐食である[1)]。SiC は化学的に安定であるものの、わずかに溶出するシリカが水質管理上懸念となる可能性があることから、耐食被覆による溶出抑制が必要である。そこで、沸騰水型原子炉通常炉内水質(BWR-NWC)環境での SiC の耐食性向上を目的に、SiC 基材に対する耐食被覆技術を検討してきた[2)]。BWR-NWC 模擬環境での被覆候補の耐食性を確認することを目的に、被覆した SiC 試験片の耐食性に及ぼす溶存酸素濃度の影響を評価した。

2. 検討方法

2-1. 耐食被覆

SiC 複合材料の表面に化学気相蒸着(CVD)により高純度なモノリシック SiC を被覆した試験片(40×10×1.2(mm))を基材とした。この基材の表面に、Cr、Ti 又は Zr を主成分とした厚さ 9～21 μm の被覆を物理蒸着とそれに続く熱処理を基本プロセスとして用い施工した。

2-2. 高温水腐食試験

溶存酸素濃度を 0.3 mg/l 及び 8.0 mg/l とした 561 K 高純度水環境で最大 1000 h の試験を実施した。外観及び重量の変化、ならびに、被覆の観察及び分析結果から被覆試験片の耐食性を評価した。

3. 結果と考察

高温水腐食試験による試験片の重量変化を図 1 に示す。被覆なし(CVD-SiC 表面)では、溶存酸素濃度が高くなると、溶出による重量減少が大きくなることが確認された。被覆の種類による差異は、溶存酸素濃度 0.3 mg/l では小さいが、溶存酸素濃度 8.0 mg/l では顕著になった。Ti 被覆は最も重量変化が小さく、腐食生成物の形成が被覆の表面部に限定していた。Cr 被覆は CVD-SiC 表面と同程度の重量減少を示し、被覆の表面から内部に腐食生成物が形成していた。Zr 被覆は剥離のため重量減少が大きく、被覆の表面から内部にき裂を伴った腐食生成物が形成していた。被覆内部への腐食の進展が被覆の種類によって異なっており、このこととともに腐食生成物の溶解度の違いが被覆試験片の重量変化に影響していると推定している。

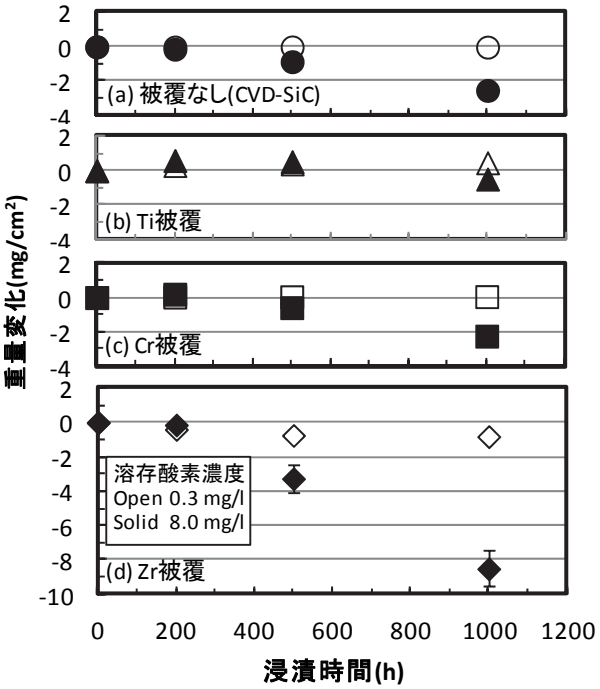


図 1　高温水腐食試験による試験片の重量変化

謝辞　本件は、経済産業省資源エネルギー庁の平成 28 年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備）の成果である。

参考文献

[1] Y. Katoh, K. A. Terrani and L. L. Snead, ORNL/TM-2014/210, (2014).

[2] 石橋, 岡本, 石田, 近藤, 宮崎, 日本原子力学会 2017 年春の年会予稿集, 2J15, (2017)

Ryo Ishibashi[1], Takao Kondo[1], and Shinichiro Yamashita[2]

[1]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., [2] Japan Atomic Energy Agency

BWR 炉心安全性向上のための SiC 材料適用に向けた研究開発
(2) SiC 被覆管を用いたプラント過渡解析評価

R&D for introducing silicon carbide materials to safety improvement of BWRs core

(2) Plant Transient Analysis with SiC Clad Fuel

*武内 豊[1]，垣内 一雄[1]，佐藤 寿樹[1]，白数訓子[2]， 齋藤裕明[2]， 山下 真一郎[2]

[1]東芝，[2]日本原子力研究開発機構

SiC 被覆管燃料の DBA（過渡・LOCA）事象時における機械的な挙動評価を行う手法を開発し、代表事象における従来 Zry 被覆管燃料との挙動の比較評価を行った。

キーワード：事故耐性燃料，SiC，設計基準事象，TRAC，FEMAXI

1. 緒言

SiC を被覆管に適用した場合の過渡並びに LOCA 時の燃料棒挙動を、現行の Zry 被覆管燃料挙動と比較し、事故耐性燃料(ATF)開発に当たっての設計基準(DBA)事象の観点からの開発課題を整理・検討する。

2. SiC 被覆管燃料の過渡・LOCA 時の挙動評価

2-1. プラント熱水力挙動と燃料棒機械的挙動の連携解析

プラント過渡安全解析コード TRACT^{TM} を用いたプラント過渡挙動時における熱水的に最も厳しい燃料棒の熱水力挙動を、燃料棒振る舞い解析コード FEMAXI の被覆管表面における熱水力境界条件として逐次与えることで、プラント熱水力挙動と燃料棒機械的挙動の連携解析が行える手法を今回開発した。なお、JAEA にて ATF 解析用に SiC 複合材対応モデルが組み込まれた FEMAXI-7 ATF 版を今回は使用している。

2-2. プラント過渡安全解析

過渡事象の代表事例として負荷遮断、LOCA 事象としては PLR 配管破断をそれぞれ選んだ。燃料は 9x9 燃料(STEP-IIIA)であり、前者は 3 次元中性子動特性モデルを用いた ABWR プラント、後者は 1 点炉モデルを用いた BWR/5 プラントである。SiC 複合材の比熱、熱伝導率は温度依存のテーブルを用いているが、ギャップコンダクタンスは一定値を使用している。

2-3. 燃料棒機械的挙動の比較

図 1 に負荷遮断時における被覆管表面の周方向応力(フープ応力)を、Zry 被覆管と SiC 被覆管それぞれで燃焼初期、末期で比較して示す。負は圧縮応力であり、SiC では FP ガス蓄積により内圧が上昇して EOC では引張応力に転じているが、過渡時の挙動は現行被覆管と大きな差のないことがわかる。

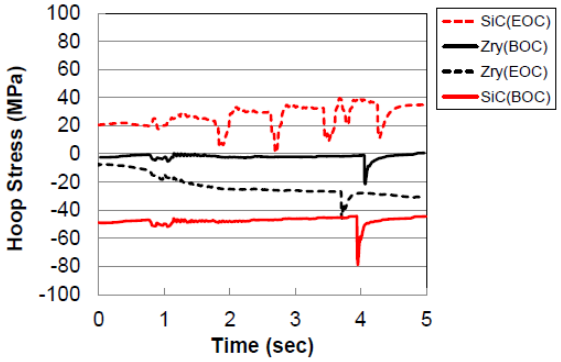


図 1 負荷遮断時の被覆管フープ応力の比較

3. 結論

事故耐性炉心構造材の 1 候補である SiC 複合材を燃料被覆管に用いた BWR プラントの過渡並びに LOCA 時におけるプラントの熱水力挙動と、燃料棒の機械的挙動を結合して解析する手法を開発し、代表的な DBA 事象に関して解析・評価を行い、Zry 被覆管燃料と挙動に顕著な差のないことを確認した。

本研究は、経済産業省「発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備」で実施した内容の一部である。

---

*Yutaka Takeuchi[1], Kazuo Kakiuchi, Hisaki Sato[1] Noriko Shirasu[2], Hiroaki Saito[2] and Shinichiro Yamashita[2]

[1]Toshiba Corp., [2]JAEA

SiC 被覆管燃料のシビアアクシデント解析
（1）シビアアクシデント解析コード MAAP による評価

Severe Accident Analysis for core fuel with SiC cladding

(1) Evaluation by severe accident analysis code MAAP

*堀江 英樹[1]，武内 豊[1]，瀬部 芙美絵[1]，滝脇 賢也[1]，垣内 一雄[1]，佐藤 寿樹[1]

[1]東芝

福島第一原子力発電所の事故をふまえ、事故耐性の高い炭化ケイ素(SiC)を軽水炉燃料材料のジルカロイ(Zry)や制御棒等の SUS 構造材の代替として適用する研究を進めている。本稿では、シビアアクシデント(SA)事象において、水－SiC の酸化モデルを燃料・炉心構造材に適用した際の、水素発生挙動を評価した。

キーワード：SiC 被覆管，SiC チャンネルボックス，SiC－水酸化反応、水素発生量

1. 緒言

炉心材料に SiC を適用した場合、SA 時の高温酸化反応モデルの違いにより、Zry の場合と比べて、プラント挙動に違いが生じると考えられる。本研究では、SiC の高温化学反応特性を考慮した SA 事象解析を行い、Zry との相違を評価した。

2. シビアアクシデント事象解析

2-1. 解析条件

解析は、SA 解析コード MAAP* ver5.03 コードに、水と SiC 間の酸化反応モデル[1] を組み込んで実施した。対象解析ケースは、確率論的リスク評価の代表 6 ケース、および自動減圧系が作動する外部電源喪失の計 7 ケースとした。

*MAAP は、米国電力中央研究所が所有する解析コードの略称（Modular Accident Analysis Program）。

2-2. 解析結果

図 1 に、被覆管、およびチャンネルボックス(CB)のどちらか一方を SiC に、あるいは両者を SiC に変更した場合の水素発生量を、両者が現行の Zry の場合と比較した結果を示す。図 1 より、両者を SiC にした場合、Zry に比べ水素発生量が約 1/6 に低減した。図 2 に、被覆管、CB に加え、SUS 構造材も SiC に変更した場合の水素発生量を示す。燃料材料のみを SiC にした場合よりも、さらに発生量が約 1/6 に低減した。これは、現行の材料条件の場合のわずか約 2%にすぎない。

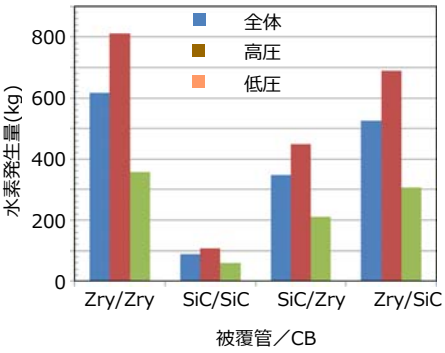


図 1　水素発生量の比較

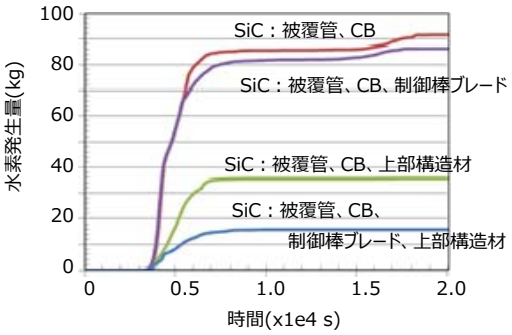


図 2　水素発生量の比較（SUS 考慮）

3. 結論

炉心材料に SiC を適用した場合、現行の Zry 材料との物性や酸化反応の挙動の違いにより、水素発生量が劇的に低減し、SiC 材が事故耐性燃料として非常に有効であることが示された。

参考文献

[1] Kurt A. Terrani, et al., 2014, “Silicon Carbide Oxidation in Steam up to 2 MPa”, J. Am. Ceram. Soc., 1–22.

*Hideki Horie[1], Yutaka Takeuchi,[1] Fumie Sebe[1], Kenya Takeuchi,[1] Kazuo Kakiuchi[1], and Hisaki Sato[1]

[1]Toshiba Corporation

SiC 被覆管燃料のシビアアクシデント解析
（2）核熱水力過渡安全最適評価コード(TRACT^{TM})による評価

Severe Accident Analysis for core fuel with SiC cladding

(2) Evaluation by nuclear thermal hydraulics analysis code TRACT^{TM}

*滝脇 賢也[1]，武内 豊[1]，堀江 英樹[1]，垣内 一雄[1]，佐藤 寿樹[1]

[1]東芝

福島第一原子力発電所の事故をふまえ、事故耐性の高い炭化ケイ素（SiC）を軽水炉燃料材料のジルカロイ（Zry）や制御棒などの SUS 構造材の代替として適用する研究を進めている。本項では 3 号機（1F-3）の事故進展解析において、核熱水力過渡安全最適評価コード(TRACT^{TM})を用いて被覆管最高温度を評価した。

キーワード：SiC 被覆管，SiC－水酸化反応、被覆管温度

1. 緒言

燃料露出時の被覆管温度挙動について、Zry の酸化反応モデルにおける酸化反応率に対する感度評価を行うとともに、SiC 被覆管の酸化反応モデルを適用した評価を実施した。

2. 解析条件

核熱水力過渡安全最適評価コード(TRACT^{TM})を用いて、Zry の酸化モデル*の反応率を変化させるとともに、水と SiC 間の酸化反応モデル[1]を組み込むことで実施した。解析対象は 1F-3 の事故進展解析とした。

*Zry の酸化モデル：シビアアクシデント解析コード MAAP と同じ、水素発生の計測実験に基づいた相関式（Baker-Just 式と Cathcart 式）を用いた。

3. 解析結果

図 1 に Zry の酸化反応率を変化させた場合の被覆管最高温度挙動を示す。反応率が 1.0 の場合、スクラム後約 50 時間後に被覆管最高温度が上昇して 2000K を超える結果となるが、反応率が 0.02 以下の場合では約 1600K で落ち着く結果となった。Zry の酸化反応率の 1/50 程度以下に酸化反応を抑制できれば、1F-3 の炉心損傷は回避できる可能性があると考えられる。

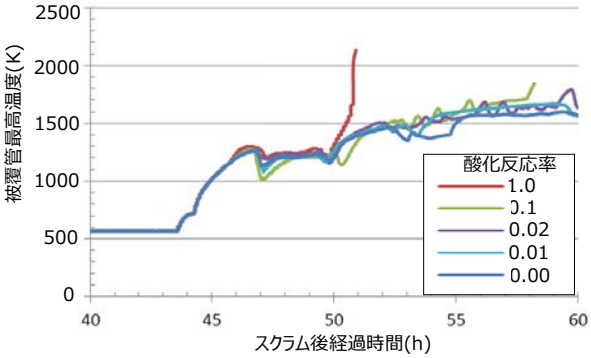


図 1　酸化反応率と被覆管最高温度

図 2 に SiC 被覆管を用いた場合の被覆管最高温度挙動を示す。SiC の最低酸化膜厚さが 2μm、5μm、10μmのいずれの場合でもスクラム後 80 時間以降では被覆管最高温度は低下傾向となり、1 週間（168 時間）後では 1300K 程度以下で安定した結果となった。

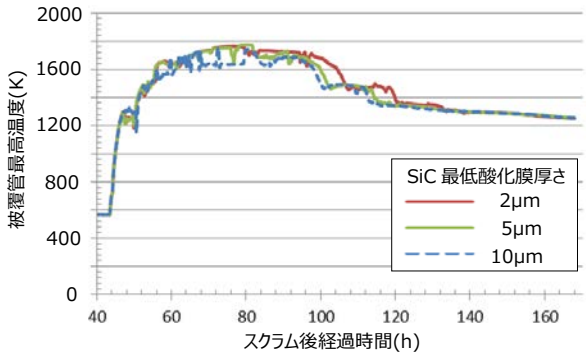


図 2　SiC 最低酸化膜厚さと被覆管最高温度

4. 結論

SiC 被覆管を用いた場合、1F-3 事象では大規模な炉心損傷を回避できた可能性があることが分かった。

参考文献

[1] Kurt A. Terrani, et al., 2014, “Silicon Carbide Oxidation in Steam up to 2 MPa”, J. Am. Ceram. Soc., 1–22.

* Kenya Takiwaki[1], Yutaka Takeuchi[1], Hideki Horie[1], Kazuo Kakiuchi[1], and Hisaki Sato[1]

[1]Toshiba Corporation

事故耐性燃料としての SiC 複合材被覆管の既設 PWR への適用性に関する評価 (1)炉心核特性への影響評価

The evaluation on the applicability of SiC composite fuel cladding for the Accident Tolerant Fuel to the existing PWR plants (1) Evaluations of influence on core neutronics characteristics

*山路和也[1]，桐村一生[1]，小坂進矢[1]，山下真一郎[2]
[1]三菱重工業，[2]日本原子力研究開発機構

事故耐性燃料（ATF : Accident Tolerant Fuel）の被覆管材として SiC 複合材を使用した場合の PWR 炉心核特性への影響を評価した。SiC 被覆管は従来被覆管材に比べて熱伝導率が低く、燃料温度が高くなることから、反応度停止余裕が低下する影響が確認されたが、制御棒増設により既設炉心と同等の反応度停止余裕を確保でき、炉心が成立する見込みを得た。

キーワード：事故耐性燃料、SiC 複合材、被覆管、PWR、炉心核特性

1. 緒言

事故耐性燃料の被覆管材として SiC 複合材を使用した場合の炉心核特性への影響を評価した。

2. 解析条件

既設 PWR での被覆管材質ジルカロイ 4 を SiC に変更することによる炉心核特性への影響を確認するため、主要な炉心核特性である臨界ほう素濃度、出力ピーキング係数、反応度停止余裕、反応度係数（減速材、ドップラ）等への影響に着目して評価を実施した。炉心は国内既設 4 ループ相当、燃料のウラン濃縮度は 4.8wt%、サイクル長は国内既設炉心を踏襲した 13 ヶ月を仮定した。炉心計算には MHI の炉心解析コードシステム GalaxyCosmo-S を用いた。

3. 解析結果

SiC 被覆管は従来被覆管材に比べて熱伝導率が低く、燃料温度が高くなるため、表 1 に示すように反応度停止余裕が低下（出力欠損が増加）する影響が確認されたが、制御棒を国内既設 4 ループ炉心から増設することにより、SiC 被覆管を採用しても、既設炉心と同等の停止余裕となる見込みが得られた。その他、出力ピーキング係数や反応度係数等の主要な炉心核特性は大きな変化はないことを確認した。

表 1　反応度停止余裕の比較（サイクル末期）　　単位[%Δk/k]

被覆管材質	制御棒価値	出力欠損 (ボイド効果込)	反応度 停止余裕*	制御棒価値 (制御棒増設)	反応度停止余裕 (制御棒増設)
ジルカロイ 4(既設)	4.56	2.61	1.95	-	-
SiC	4.65	3.59	1.06	5.34	1.75

*反応度停止余裕＝制御棒価値－出力欠損

4. 結論

SiC 被覆管採用により燃料温度が増加しても、制御棒増設による制御棒価値の増加により既設炉心と同等の反応度停止余裕が得られ、炉心が成立する見込みが得られたが、制御棒増設に依らない場合は、燃料温度を低下させる等の対策が必要である。今後、燃料棒の細径化等の燃料設計変更による燃料温度低下策の検討を進めることが望まれる。

本研究発表は、経済産業省資源エネルギー庁の平成 28 年度　発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備）の成果である。

*Kazuya Yamaji[1], Kazuki Kirimura[1], Shinya Kosaka[1], and Shinichiro Yamashita[2]　[1]Mitsubishi Heavy Industries, ltd. [2]Japan Atomic Energy Agency

事故耐性燃料としての SiC 複合材被覆管の既設 PWR への適用性に関する評価 （2）運転時の燃料ふるまい評価

The feasibility study on SiC composite fuel cladding for the Accident Tolerant Fuel to the existing PWR plants

(2) Study on fuel rod behavior during operation

*古本健一郎[1]，手島英行[1]，渡部清一[1]，山本 晃久[1]，山下真一郎[2]，白数訓子[2]，齋藤裕明[2]

[1]三菱原子燃料，[2]日本原子力研究開発機構

事故耐性燃料の被覆管として炭化ケイ素複合材（SiC 複合材）を使用した場合の通常運転時および運転時の異常な過渡変化時の燃料挙動について調べるために、SiC 複合材の特性を考慮して改良した燃料ふるまい解析コードを用いて解析評価を実施した。

キーワード：事故耐性燃料、SiC 複合材、被覆管、PWR、燃料ふるまい

1. 緒言

高温における水との反応熱および水素発生が少ない SiC 複合材は事故耐性燃料被覆管として有力な材料の一つである。しかし、従来の被覆管材料である Zr 合金と較べて基本的な材料物性が異なるだけでなく、SiC 複合材に特有の照射挙動が存在する。そのため、SiC 複合材被覆管燃料棒の運転時の炉内ふるまいは、それらを考慮して解析評価する必要がある。

2. SiC 複合材燃料被覆管の燃料ふるまい解析

2-1. 解析手法と条件

燃料被覆管材料を SiC 複合材とした場合の燃料棒（SiC 燃料棒）の炉内ふるまいについて、SiC 複合材特有の照射挙動である被覆管のスエリング並びに冷却材との反応による溶出現象を考慮し、さらに、被覆管のスエリングの温度依存性を模擬するために有限要素法コードを組み合わせた燃料ふるまい解析手法（コード）を開発し、解析評価を実施した。

2-2. 解析結果

SiC 燃料棒は従来の燃料棒と比較して燃料温度が高温になる傾向であった。また、運転時の異常な過渡変化時の出力上昇を考慮すると、ペレットが熱膨張により被覆管と接触し、SiC 複合材の材料強度を超える応力が発生する結果となった。加えて、有限要素法解析の結果、SiC 被覆管は内面側と外面側でのスエリングの差に起因して有意な二次応力が発生することが分かった（図 1）。そこで、燃料温度及び被覆管応力を低減するための方策として、燃料棒の設計（寸法）を変更した場合の影響について感度解析を実施した。

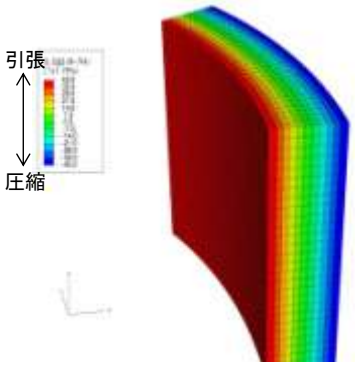


図 1 SiC 被覆管のスエリング差による二次応力の有限要素法解析結果

3. 結論

SiC 複合材に特有の照射挙動も考慮した解析評価を可能とする計算手法を構築し、SiC 被覆管燃料棒を対象とした解析評価を実施した。本研究発表は、経済産業省資源エネルギー庁の平成２８年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備）の成果である。

*Kenichiro Furumoto[1], Hideyuki Teshima[1], Seiichi Watanabe[1], Teruhisa Yamamoto[1], Shnichiro Yamashita[2], Noriko Shirasu[2], Hiroaki. Saito[2]

[1]Mitsubishi Nuclear Fuel, [2]Japan Atomic Energy Agency

事故耐性燃料としての SiC 複合材被覆管の既設 PWR への適用性に関する評価
（3）設計基準事故評価における安全性に関する評価

The feasibility study on SiC composite fuel cladding for the Accident Tolerant Fuel to the existing PWR plants

(3) Study on fuel behavior during design base accident

*渡部清一[1]，手島英行[1]，古本健一郎[1]，片山正晶[2]，山下真一郎[3]

[1]三菱原子燃料，[2]三菱重工業，[3]日本原子力研究開発機構

SiC 複合材を事故耐性燃料被覆管として既設 PWR に適用した場合の、設計基準事故時の安全性を評価するため、設計基準事故（DBA）を模擬できる試験装置を開発し、モックアップ試験を実施した。

キーワード：事故耐性燃料、SiC 複合材、被覆管、PWR、設計基準事故

1. 緒言

SiC 複合材は高温での安定性に優れ、反応熱や水素発生が殆どないことから、シビアアクシデントを抑制しうる事故耐性燃料被覆管として有力な材料の一つである。しかし、DBA 発生時における SiC 複合材の挙動に関する知見は少ない。そこで本研究では、DBA 発生時の挙動を評価するための試験装置を開発し、SiC 複合材被覆管（SiC 被覆管）を用いてモックアップ試験を実施した。

2. 実施内容

2-1. 試験の概要

試験装置は、加圧した被覆管サンプルを水蒸気中で昇温した後、再冠水により急冷することで冷却材喪失事故（LOCA）を模擬した試験が可能である。また、中子ペレットを装填し、軸方向に圧縮して円周方向に膨張させることで、燃料ペレットと被覆管の機械的相互作用（PCMI）を模擬した試験も可能である。

2-2. モックアップ試験結果

SiC 被覆管サンプルを用いてモックアップ試験を実施し、LOCA を模擬した昇温、急冷が可能であること、並びに中子ペレットによる PCMI 模擬が可能であることを確認できた。

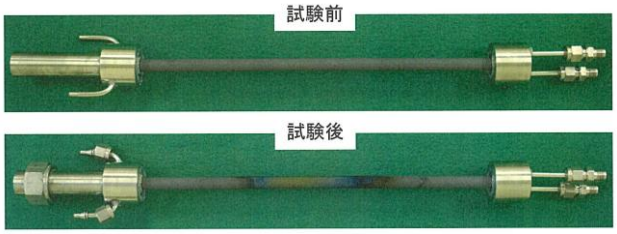


図　1,200℃に昇温して 1,000 sec 保持した後に急冷した SiC 被覆管の試験前後の外観写真（両端は試験治具）

LOCA 模擬のモックアップ試験において、SiC 被覆管は高温でも膨れ・破裂することなく、また急冷後も破断することなく形状を維持していた（右図参照）。このことは、Zr 合金に較べて SiC 被覆管は LOCA 時の耐性に優れていることを示している。

3. 結論

SiC 被覆管の DBA 条件下での挙動を評価するための試験装置を開発した。モックアップ試験では、試験装置の妥当性に加え、SiC 被覆管が LOCA 時の耐性に優れていることを示す結果が得られた。今後、同試験装置により DBA 条件での SiC 被覆管の特性データを拡充し、DBA 発生時を模擬した解析を実施することで、DBA 発生時の SiC 被覆管の挙動・安全性を評価する計画である。

本研究発表は、経済産業省資源エネルギー庁の平成 28 年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備）の成果である。

*Seiichi Watanabe[1], Hideyuki Teshima[1], Kenichiro Furumoto[1], Masaaki Katayama[2], Shinichiro Yamashita[3]
[1]Mitsubishi Nuclear Fuel, [2]Mitsubishi Heavy Industries, [3]Japan Atomic Energy Agency

事故耐性燃料としての SiC 複合材被覆管の既設 PWR への適用性に関する評価 （4）シビアアクシデント耐性評価

The feasibility study on SiC composite fuel cladding for the Accident Tolerant Fuel to the existing PWR plants

(4) Evaluations of severe accident tolerance for SiC

*山越義規[1]，桐村一生[1]，小坂進矢[1]，山下真一郎[2]

[1]三菱重工業，[2]日本原子力研究開発機構

事故耐性燃料の被覆管として SiC 複合材を使用した場合のシビアアクシデント時の耐性について、代表的に選定した事故シーケンスに対して SA 解析コードによる評価を実施した。今後、試験により得られる物性データによる解析精度の向上、並びに解析対象事故シーケンスを拡充し、事故耐性の有効性を確認する予定である。

キーワード：事故耐性燃料，SiC 複合材，被覆管，PWR，シビアアクシデント

1. 緒言

事故耐性燃料の被覆管として SiC を使用した場合のシビアアクシデント時の耐性について評価した。

2. SiC 被覆管のシビアアクシデント耐性評価

2-1. 解析条件

対象プラントは既設 PWR、対象事故シーケンスは「大破断 LOCA＋ECCS 注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗」及び「全交流動力電源喪失（SBO）＋補助給水失敗」を選定し、解析コードとしては MELCOR コードを使用した。MELCOR コードにおいて SiC 被覆管の特性を模擬するために、酸化反応速度は近似的にゼロとし、SiC 複合材の物性値等は公開情報に基づいて簡易なモデルを作成し、解析コードに導入した。

2-2. 評価（解析結果）

事故発生後の炉心最高温度の推移を図 1 および図 2 に示す。SiC は Zr 合金に比べて酸化反応が進まないため、従来の燃料被覆管に比べて酸化反応熱による燃料温度の上昇が抑制され、何れの事故シーケンスにおいても炉心溶融進展が遅くなることが確認された。また、SiC 被覆管の健全性が SiC 融点まで維持されると仮定した場合に、炉心溶融に至るまでの時間が遅延され、炉心注水回復の可能性が増大することが確認された。水素発生量も大幅に低減されることが確認された。

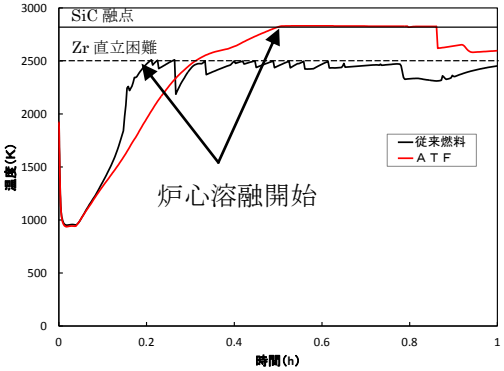


図 1 炉心最高温度（大破断 LOCA）

3. 結論

SiC 被覆管を適用した場合、従来燃料の場合に比べて、炉心溶融までの時間余裕が確保でき、かつ発生水素量を抑制できるというメリットがあることを確認した。今後は、試験によって SiC の物性データを取得することで SiC モデルの精度を向上しつつ、他の事故シーケンスについても解析を実施し、SiC 被覆管の事故進展抑制効果を定量的に評価する予定である。本研究発表は、経済産業省資源エネルギー庁の平成 28 年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備）の成果である。

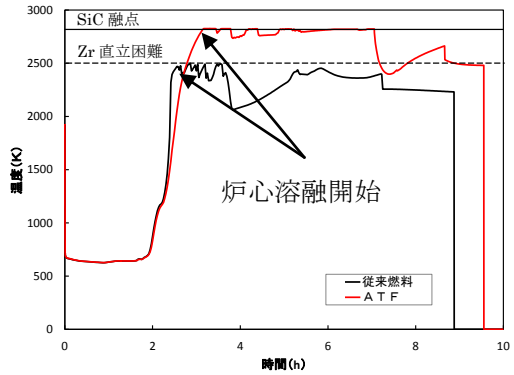


図 2 炉心最高温度（SBO）

---

*Yoshinori Yamakoshi[1], Kazuki Kirimura[1], Shinya Kosaka[1], and Shinichiro Yamashita[2]

[1]Mitsubishi Heavy Industries, ltd. [2]Japan Atomic Energy Agency

活性金属ロウ材を用いた NITE-SiC/SiC 複合材料の接合界面部の微細組織および強度特性

Microstructure and Strength Properties of Bonding Interface of NITE-SiC/SiC by Active Metal Brazing

*吉原　厚樹[1]，中里　直史[1]，朴　峻秀[2]，野際　知佳[1]，岸本　弘立[1]
[1]室蘭工業大学，[2]室蘭工業大学 環境・エネルギーシステム材料研究機構（OASIS）

室蘭工業大学では SiC/SiC 燃料被覆管の実用化に向けた研究開発を推進している。その中でも端栓封止技術の確立は重要であり、圧力、温度、組成の選択肢が広いロウ付け接合は魅力的な方法である。本研究ではロウ付けにより接合した NITE-SiC/SiC 複合材料の微細組織と強度特性について議論する。

キーワード：ロウ付け，NITE 法，SiC/SiC 複合材料

1.諸言

室蘭工業大学では SiC/SiC 複合材料製燃料被覆管の実用化に向けた研究開発を推進している。燃料ピン製造においては端栓封止や、研究における原子炉照射実験で金属材料との接合技術が必要とされる。軽水炉用の被覆管の接合法には強度が要求されるだけでなく、ガス気密性や炉水中での耐食性など軽水炉環境下での安定性が要求される。また燃料ピン製造を想定した制約の多い環境で実行可能な接合技術を見出す必要がある。ロウ付け接合は圧力、温度、組成の選択肢が広く、接合界面部の特性制御が可能であることに加え、気密性も確保できる接合法であるが、一般にセラミックは濡れ性に乏しく、基礎的段階から研究を開始する必要がある。本研究ではロウ付け技術確立の当初目標として、NITE-SiC/SiC 燃料被覆管の軽水炉内実験に適したロウ付け接合技術の確立を目的としている。本発表では活性金属である Ti や Zr を含んだロウ材を用いて NITE-SiC/SiC 同士を接合した界面部の微細組織と強度特性について議論する。

2.実験

供試材には液相焼結法を応用した NITE 法により作製した NITE-SiC/SiC 板材を用いた、ロウ材には Ti、Zr のケイ素化物および水素化物の粉末を用いた。原料粉末は有機バインダーと混合した後、2 枚の NITE-SiC/SiC 板材の間に塗布し、高温炉を用いて各ロウ材の溶融温度にて、接合圧力 0～10MPa で、Ar あるいは真空雰囲気中にてロウ付け処理を行った。接合材界面部の評価として、SEM による微細組織観察、EDS による元素分析、カンチレバーせん断試験による強度特性評価を行った。

3.結果

本稿では ZrH_2 をロウ材として使用した結果について述べる。接合条件は 1900℃、10min、10MPa、真空中である。図 1 に SEM の反射電子像（BEI）による NITE-SiC/SiC 複合材料とロウ材の界面部の微細組織を示す。界面近傍に目立った空隙は観察されない。ロウ材部分は 3 つの異なるコントラストの相からなっている。SiC/SiC 側からそれぞれ A 相、B 相、C 相とし、B 相と C 相の境界が画像では不鮮明なため黄色の補助線で示した。EDS による元素分析の結果から、界面近傍のコントラストの暗い部分(A 相)は Al-Zr-O 相、補助線上部(B 相)が Zr リッチ相、補助線下部(C 相)が Al-Zr-Si 相と考えられた。発表では $ZrSi_2$、TiH_2 をロウ材として用いた接合材の詳細な接合界面部の微細組織構造に加え、カンチレバーせん断試験による接合界面の強度特性評価についても報告する。

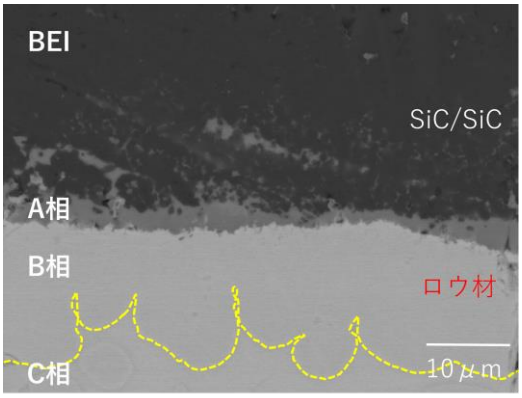


図 1 ロウ材と SiC/SiC の界面部の反射電子像

*Atsuki Yoshihara[1],Naofumi Nakazato[1],Joon-Soo Park[2],Chika Nogiwa[1],Hirotatsu Kishimoto[1]
[1]Muroran Institute of Technology,[2]OASIS

SiC 高温水腐食へ及ぼす照射欠陥の影響

Role of irradiation defects in SiC on hydrothermal corrosion

*近藤 創介[1]，前田 有輝[2]，深見 一弘[2]，檜木 達也[1]
[1]京大エネ理工研，[2]京大工

高温高圧水中での高純度 SiC の腐食に及ぼす照射欠陥の影響を，イオン照射した高純度 SiC を対象とした電気化学挙動および材料中の欠陥準位の相関評価により検討した

キーワード：照射損傷，高温水腐食，事故耐性燃料，電気化学，SiC/SiC 複合材料

1. 緒言

薄肉構造の内部に燃料や核分裂生成物（FP）を封じ込める機能が求められる燃料被覆管では，使用環境での腐食による減肉が重要な評価項目である．SiC を炉心材料に適用するためには，SiC の耐食性について把握する必要がある．これまでに，軽水炉における通常運転時を模擬した高温水環境下での腐食挙動に及ぼす照射の効果の有無と程度を調査してきた[1, 2]．前回までにイオン照射域では腐食速度が大きいことを報告しており，今回は照射条件に伴う材料の物理的性質の変化，および腐食条件に依存する腐食挙動の変化とその電気化学挙動に注目し，照射による腐食促進のメカニズムに関する考察を行なった．

2. 実験

化学気相蒸着で作製した多結晶および単結晶 3C-SiC を，10×10×2.5^{t} mm に切断・研磨した後，イオン照射，続いて高温水腐食試験，ならびに室温での電気化学試験を行った．照射試験は，京大 DuET にて 5.1 MeV Si^{2+}イオンを，欠陥残存量を変化させることを目的として 2 種類（400，800℃）のいずれかの照射温度で，表面から 1 μm までの平均損傷量が最大 1 dpa となる条件で実施した．照射後試料は，20 MPa，溶存酸素濃度 8 ppm および 20 ppb の条件で 320℃の高温水腐食試験をそれぞれ最大 168 時間実施した．また，0.1M のフッ化水素（HF）水溶液中での電気化学試験にて酸化還元挙動を評価した．照射材の物性および欠陥評価は，ケルビンフォース顕微鏡（KFM），深い準位過渡分光（DLTS）測定等により実施した．

3. 結論

400℃照射材では，非照射域に比べて著しい腐食速度の加速が認められた．800℃照射材でも照射域では比較的大きな腐食が認められたが，加速の程度は 400℃照射材と比べて小さかった．照射によって材料中には点欠陥およびその集合体である 2 次欠陥が導入されるが，腐食速度に対する照射温度，損傷量増加に対する腐食速度の応答は，これら欠陥蓄積の傾向と類似していた．すなわち，定性的には欠陥の数が多くなると腐食速度も大きくなっていた．また，いずれの条件で観測された腐食速度も溶存酸素濃度に強く正の依存を示した．このことは，溶存酸素が欠陥組織と反応し腐食速度に影響を及ぼしている可能性を指摘し，電気化学試験の結果からも酸素還元を対極とした SiC のアノード溶解反応傾向が観察された．発表では，上述した各種測定結果を参照しながら，照射による SiC 腐食の促進メカニズムを議論する．

参考文献

[1] S. Kondo, M.H. Lee, T. Hinoki, Y. Hyodo, F. Kano, Journal of Nuclear Materials 464 36-42 (2015).
[2] S. Kondo, S. Mouri, Y. Hyodo, T. Hinoki, F. Kano, Corrosion Science 112 402-407 (2016).

* Sosuke Kondo[1], Yuki Maeda[2], Kazuhiro Fukami[2], Tatsuya Hinoki[1]
[1] Kyoto Univ. Inst. Adv. Energy, [2] Kyoto Univ., D. of Engineering.

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

Thu. Sep 14, 2017 9:30 AM - 11:55 AM JST | Thu. Sep 14, 2017 12:30 AM - 2:55 AM UTC | Room J C309 - C Block

[2J01-09] Breakage Prevention of Containment Vessel

Chair:Matsubara Shinichiro (MHI)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2J01] Development of Estimation Technology for Availability of Measure for Failure of Containment vessel in Sodium Cooled Fast Reactor

(17)Outline

*Masayoshi UNO[1], MItsuhiro AOYAGI[2], Tadashi WATANABE[1], Munemichi KAWAGUCHI[2], Ikuo YAMAMOTO[1], Daisuke DOI[2], Kei Itho[2], Hiroki YADA[2], Masanori ANDO[2] (1. Research Institute of Nuclear Engineering, University of Fukui, 2. Japan Atomic Energy Agency)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2J02] Development of Estimation Technology for Availability of Measure for Failure of Containment vessel in Sodium Cooled Fast Reactor

(18)Summary of Development of Detailed Numerical Simulation Methods for Sodium Fire

*Mitsuhiro Aoyagi[1], Takashi Takata[1], Shuji Ohno[1], Erina Hamase[1], Masayoshi Uno[2] (1. JAEA, 2. University of Fukui)

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

[2J03] Development of Estimation Technology for Availability of Measure for Failure of Containment Vessel in Sodium Cooled Fast Reactor

(19)Numerical analysis of sodium droplet combustion by VOF method

*Tadashi Watanabe[1] (1. Univ. Fukui)

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

[2J04] Development of Estimation Technology for Availability of Measure for Failure of Containment Vessel in Sodium Cooled Fast Reactor

(20)Summary of sodium-concrete reaction experiments

*Kawaguchi Munemichi[1], Miyahara Shinya[1], Uno Masayoshi[2] (1. JAEA, 2. Univ. of Fukui)

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

[2J05] Development of Estimation Technology for Availability of Measure for Failure of Containment vessel in Sodium Cooled Fast Reactor

(21)Examination of chemical reaction behavior of core debris-sodium-concrete interactions by thermodynamic calculation

*Ikuo YAMAMOTO[1], Masayoshi Uno[1], Shinya Miyahara[1] (1. University of Fukui)

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

[2J06] Development of Estimation Technology for Availability of Measure for Failure of Containment vessel in Sodium Cooled Fast Reactor

(22)Chemical reaction analysis of the hydrogen combustion by sodium vapor/mist ignition

*Daisuke DOI[1,2], Kei Ito[1], Hiroshi Seino[1], Shinya Miyahara[2], Masayoshi Uno[2] (1. JAEA, 2. Univ. of Fukui)

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

[2J07] Development of Estimation Technology for Availability of Measure for Failure of Containment vessel in Sodium Cooled Fast Reactor

(23)Numerical simulation of hydrogen combustion in containment vessel of fast reactor

*Kei Ito[1], Daisuke Doi[1], Takashi Takata[1], Masayoshi Uno[2] (1. JAEA, 2. Fukui Univ.)

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

[2J08] Development of Estimation Technology for Availability of Measure for Failure of Containment vessel in Sodium Cooled Fast Reactor

(24)Study on behaviors of boundary components until mechanical loss of function based on experiments and analyses

*Hiroki Yada[1], Masanori Ando[1], Kazuyuki Tsukimori[1,2], Masakazu Ichimiya[2], Yoshinari Anoda[2], Masayoshi Uno[2] (1. JAEA, 2. University of Fukui)

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

[2J09] Development of Estimation Technology for Availability of Measure for Failure of Containment Vessel in Sodium Cooled Fast Reactor

(25)Proposal of evaluation method of the limits of mechanical loss of function in the boundary components

*Masanori Ando[1], Hiroki Yada[1], Kazuyuki Tsukimori[1,2], Masakazu Ichimiya[2], Yoshinari Anoda[2], Masayoshi Uno[2] (1. JAEA, 2. University of Fukui)

11:45 AM - 11:55 AM JST | 2:45 AM - 2:55 AM UTC

Time reserved for Chair

ナトリウム冷却高速炉における格納容器破損防止対策の有効性評価技術の開発　(17)全体成果の概要

Development of Estimation Technology for Availability of Measure for Failure of Containment Vessel in Sodium Cooled Fast Reactor (17)Outline of Results

*宇埜正美[1]、青柳光裕[2]、渡辺正[1]、山本郁夫[1]、河口宗道[2]、土井大輔[2]、伊藤啓[2]**、矢田浩基[2]、安藤勝訓[2]、月森和之[2]
[1]福井大、[2]原子力機構

本研究では、ナトリウム冷却高速炉特有の重大事故現象や固有の安全性に関する事項を考慮しつつ、格納容器破損防止対策の有効性を評価するための手法を開発した。

キーワード：高速炉　格納容器　破損防止対策の有効性評価　ナトリム燃焼、水素燃焼、ナトリウム・コンクリート反応、デブリ・コンクリート反応、構造健全性

1. 緒言

福島事故を受け重大事故対策に関する新規制基準案においては、炉心の著しい損傷を防止する対策に加えて、格納容器の破損を防止する対策も同時に講じることが求められている。高速炉の更なる安全強化策を検討するため、ナトリウム冷却高速炉特有の重大事故現象や固有の安全性に関する事項を考慮しつつ、以下の４件のナトリウム冷却高速炉の格納容器破損防止対策の有効性を評価するための手法を開発した。

2. 結果

(1)格納容器の破損モードに関する評価手法の開発

①ナトリウム燃焼時の熱影響詳細評価手法の開発

多次元ナトリウム燃焼解析コード AQUA-SF に対して、ナトリウム噴出方向などスプレイ条件に関する計算機能拡張や熱移行に関わるモデル改良を行い、既存ナトリウム燃焼試験データ等と解析結果を対比させてその妥当性を示した。また、多次元解析に適用可能な解析モデルを構築するために、落下液滴の解析手法及び物理モデルを開発し、それにより落下液滴の燃焼現象に適用可能であることを確認した。

②炉心溶融物/ナトリウムとコンクリートと構造物のとの反応挙動

ナトリウム及びコンクリートの反応試験により反応物や生成物の移行挙動を測定し、反応停止機構を含むナトリウムとコンクリートの反応挙動を解明した。また、ナトリウム中のデブリの相平衡に関する熱力学計算やウラン化合物とナトリウム化合物の反応生成物の物性測定により、その反応挙動に及ぼす燃料デブリの影響を評価した。

③ナトリウム環境下における水素燃焼挙動評価手法の開発

ナトリウム混在の有無、水素・酸素濃度をパラメーターとした水素拡散燃焼試験や、素反応機構を用いた着火現象の化学反応解析により、水素誘導拡散燃焼の着火機構を評価する手法を開発した。また、高速炉格納容器内における水素誘導拡散燃焼挙動を適切に評価できる 3 次元数値解析手法を構築した。

(2) 格納容器の構造健全性に関する評価手法の開発

格納容器のバウンダリを構成するベローズおよび IHX 下部鏡について、模擬試験体を用いた圧力負荷試験と材料および幾何学的形状を考慮した有限要素法解析により、座屈後からバウンダリ破損までの耐圧裕度等を評価する手法を開発した。さらにこれらの最高使用圧力を超えた条件下の変形挙動、破損様式を実証するとともに、バウンダリ構成機器の機能限界評価法を提案した。

本研究は、文部科学省のエネルギー対策特別会計委託事業による委託業務として、国立大学法人　福井大学が実施した平成 25～28 年度「ナトリウム冷却高速炉における格納容器破損防止対策の有効性評価技術の開発」の成果である。

**現京大炉

*Masayoshi Uno[1], Mitsuhiro Aoyagi[2], Tadashi Watanabe[1], Ikuo Yamamoto[1], Munemichi Kawaguchi[2], Daisuke Doi[2], Kei Ito[2], Hiroki Yada[2], Masanori Ando[2], Kazuyuki Tsukimori[2]
1 University of Fukui　2 Japan Atomic Energy Agency

ナトリウム冷却高速炉における格納容器破損防止対策の有効性評価技術の開発 （18）ナトリウム燃焼時の熱影響詳細評価手法の開発のまとめ

Development of Estimation Technology for Availability of Measure for Failure of Containment Vessel in Sodium Cooled Fast Reactor

(18) Summary of Development of Detailed Numerical Simulation Methods for Sodium Fire

*青柳　光裕[1]，髙田　孝[1]，大野　修司[1]，浜瀬　枝里菜[1]，宇埜　正美[2]

[1]原子力機構，[2]福井大学

本研究ではナトリウム冷却高速炉の格納容器へ負荷を与えうるリスクの一つとされるナトリウム漏えい燃焼事象に着目している。本報では、ナトリウム燃焼時の熱影響詳細評価手法の開発のまとめとして、スプレイ燃焼や熱移行に関わるモデル整備や上向きスプレイ燃焼試験の解析を通じた妥当性評価について報告する。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉、ナトリウム燃焼、スプレイ燃焼、多次元解析

1. 緒言　ナトリウム(Na)冷却高速炉において、Na 燃焼事象は格納容器等へ熱負荷や圧力負荷を与えうるリスクの一つである。本研究では過酷事故時に Na が炉容器上方から床上空間へ上向きに噴出する事象を対象として、その際の熱影響詳細評価手法を開発している。本報では、スプレイ燃焼や熱移行に関わるモデル整備[1][2]や上向きスプレイ燃焼試験[3]の解析を通じた妥当性評価[4]について総括し、評価手法開発のまとめを行う。

2. モデル整備　評価手法開発は既存の多次元 Na 燃焼解析コード AQUA-SF をベースとして実施した。同コードを上記想定事象の評価へ適用させるための課題を整理し、その結果に基づきモデルを整備した。まず Na スプレイ方向が下向きに限定されていたため、上向きを含む任意の方向へ噴出可能とすべくスプレイモデルを改良した。また熱移行モデルの高度化として、燃焼 Na 液滴からのふく射熱移行モデルをガスフラックスモデルに組み込むとともに、雰囲気対流場における k-ε 乱流モデルの浮力支配条件での適用性拡張を行った。

3. 妥当性評価　解析体系を図 1 に示す。密閉された空気雰囲気の燃焼容器下部から 300ºC の Na が上向きに噴出する体系となっている。図 2 に結果の一例として圧力履歴を示す。既報[4]の通り、液滴ふく射モデルの導入により最高圧力が試験結果に整合する傾向や、約 13 秒以降の漏えい終了の圧力低下傾向は試験結果を良好に再現する結果が得られた。この結果は Na 供給流量が一定のものだが、試験結果（吐出用ピストン位置）から推定された過渡流量条件（図 2 赤点線）では、圧力上昇速度がより試験に整合する結果となっている。

4. 結言　Na 燃焼時の熱影響詳細評価手法開発として AQUA-SF コードのモデル整備および Na 燃焼試験の解析を実施した。改良したコードにより試験結果は適切に再現され、開発した評価手法の妥当性が確認された。

謝辞　本研究は文部科学省のエネルギー対策特別会計委託事業による委託業務「ナトリウム冷却高速炉における格納容器破損防止対策の有効性評価技術の開発」として福井大学および再委託先の JAEA が実施した成果である。

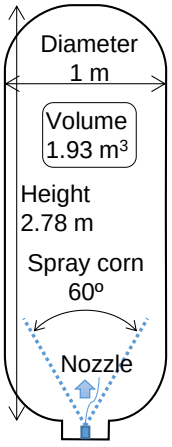


図 1 解析体系

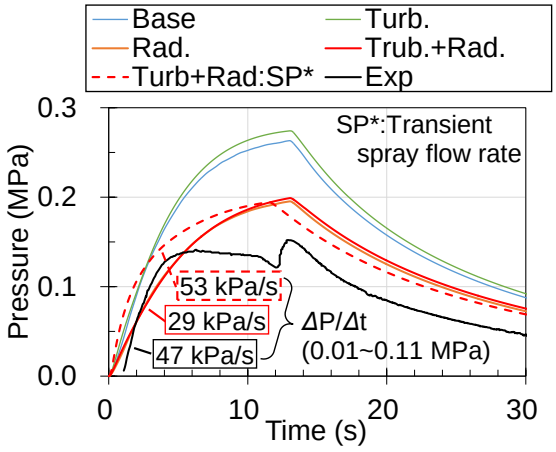


図 2 圧力履歴（ゲージ圧）

参考文献

[1] 青柳他、原学会 2015 年春の年会 G02（2015）
[2] 青柳他、原学会 2016 年春の年会 3P09（2016）
[3] 桜間他、PNC レポート TJ202 76-06 (1976)
[4] 青柳他、原学会 2017 年春の年会 2M16（2017）

*Mitsuhiro Aoyagi[1], Takashi Takata[1], Shuji Ohno [1], Erina Hamase and Masayoshi Uno [2]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]University of Fukui

ナトリウム冷却高速炉における格納容器破損防止対策の有効性評価技術の開発 （19）ナトリウム液滴燃焼の VOF 法による数値解析

Development of Estimation Technology for Availability of Measure for Failure of Containment Vessel in Sodium Cooled Fast Reactor

(19) Numerical Analysis of Sodium Droplet Combustion by VOF Method

*渡辺 正[1]

[1]福井大学

表面反応と蒸気相反応の二段階燃焼モデルを VOF 法と組み合わせ、空気流中の静止液滴燃焼実験の解析を行い、液滴の温度上昇や内外流れ場について検討した。

キーワード：ナトリウム，液滴，燃焼，VOF 法

1. 緒言

ナトリウム液滴の燃焼現象は高速炉の安全評価のために重要であり、静止液滴についての実験[1]などが行われている。解析では液滴を剛体として扱うことが多いため、数値流体力学コードである Fluent を用いて、VOF 法と燃焼モデルを組み合わせ、燃焼液滴内外の流れ場について検討した結果を報告する。

2. 数値解析

燃焼は、表面反応と蒸気相反応の二段階とし、反応面積は、VOF 関数の値により定義した。流れ場は Fluent コードにより求め、反応速度式と反応面積をエネルギー保存式のソース項としてユーザー関数機能により導入した。解析領域は 12 ㎜ x12 ㎜とし、中央に径 4 ㎜、初期温度 673K のナトリウム液滴を置き、下部より空気が流入するものとした。図 1 は、空気流速を 0.2～0.4m/s とした場合の液滴温度の時間変化を実験と比べたものである。温度上昇の傾向は一致しており、流速が増加すると温度上昇が早くなることが確認できる。図 2 は、流速 0.4m/s の際の 0.8 秒での液滴内外の温度分布と速度ベクトルを示したものである。渦の発生や温度の不均一などが確認できる。

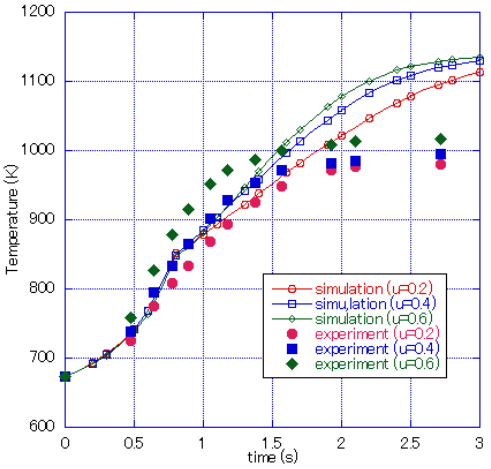


図 1　液滴中心温度

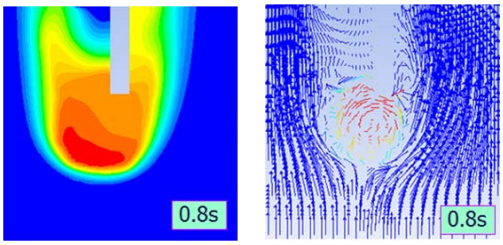


図 2　温度（左）流速（右）

3. 結論

ナトリウム液滴燃焼モデルを VOF 法と組み合わせ、数値流体コードで利用可能な解析モデルを開発した。

参考文献

[1] 佐藤、静止ナトリウム液滴燃焼実験、JNC TY9400 2004-003(2003).

*Tadashi Watanabe[1]

[1] Univ. of Fukui

ナトリウム冷却高速炉における格納容器破損防止対策の有効性評価技術の開発 （20）ナトリウム-コンクリート反応実験のまとめ

Development of Estimation Technology for Availability of Measure for Failure of Containment Vessel in Sodium Cooled Fast Reactor (20) Summary of sodium-concrete reaction experiments

*河口 宗道[1]，宮原 信哉[1]，宇埜 正美[2]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]福井大学

Na 冷却高速炉の Na -コンクリート反応（SCR）に係る実験を行い、反応生成物の堆積効果により同反応が次第に停止する現象を明らかにした。また、実験後に採取した反応生成物の諸物性（密度、比熱、融点等）を測定した。

キーワード：Na 冷却高速炉，Na-コンクリート反応，反応生成物，停止，融点

1. 緒言 Na 冷却高速炉の冷却材漏えい事故に対する安全対策として、鋼製ライナが設置されるが、確率論的リスク評価等においてライナ破損を想定した SCR の評価技術の開発・整備は重要である[1]。本公募研究の中で、3 種類のナトリウム試験を実施し、主に反応が次第に停止する現象について調査した。

2. 実験

ナトリウム試験 I [2] 硬質砂岩コンクリート（直径 2.7cm、高さ 30cm）上に 500℃、0.4kg の Na を供給し、630℃以上に加熱して SCR を発生させ、温度分布・水素発生量を測定した。また反応の途中で強制的に冷却し、Na・反応生成物の濃度分布を分析した。その結果、反応生成物が反応界面に堆積し、Na 濃度が減少するため反応が徐々に停止する様子を観察した。

ナトリウム試験 II [3] Na と粉末状の硬質砂岩コンクリートの混合物をマッフル炉内で加熱し、その反応挙動を測定した。また反応生成物についてその諸物性（密度、比熱、融点等）を測定した。その結果、温度挙動には混合物の量依存性は認められないものの、Na 濃度依存性は明確であった。特に混合割合が Na_2SiO_3 の化学量論比のとき反応熱の発生速度は最大となった。また反応生成物の諸物性は xNa_2O-(1-x)SiO_2（x<0.5）と同程度であり、示差熱分析から融点が約 940℃であることを確認した。

ナトリウム試験 III 硬質砂岩コンクリート（直径 20.3cm、高さ 30／60cm）上に 500℃、7.6kg の Na を供給し、800℃まで加熱して SCR を発生させた。ナトリウム試験 III では、Na プール中に内部加熱体を設置し、その影響を観察した。その結果、内部加熱体の下部コンクリートは Na が浸透しにくく、侵食量も小さかった。一方で、水素発生量には内部加熱体の影響は認められなかった。試験後に内部加熱体を覆った反応生成物の諸物性を測定し、ナトリウム試験 II で得られた物性値とほぼ同程度であることを確認した。

3. 結論 本公募研究の中で、Na 漏えい事故時における SCR 実験（ナトリウム試験 I、II、III）を行い、SCR の反応停止には反応生成物の堆積効果が重要であること、反応界面の Na 濃度の減少により SCR が徐々に停止することが分かった。今後、SCR の評価モデルによる試験後解析、評価モデルの高度化・検証等を行う。

謝辞 本研究は、文部科学省のエネルギー対策特別会計委託事業による委託業務として、福井大学が実施した「ナトリウム冷却高速炉における格納容器破損防止対策の有効性評価技術の開発」の成果の一部である。

参考文献 [1] 宇埜正美，大野修司，河口宗道，土井大輔，月森和之，原子力学会春の年会 G01, 2015.
[2] 河口宗道，宮原信哉，宇埜正美，原子力学会春の年会 2M15, 2017.
[3] 河口宗道，宮原信哉，宇埜正美，原子力学会秋の大会 3H14, 2016.

*Munemichi Kawaguchi[1], Shinya Miyahara[1] and Masayoshi Uno[2] ／ [1]Japan Atomic Energy Agency (JAEA), [2]Univ. of Fukui

ナトリウム冷却高速炉における格納容器破損防止対策の有効性評価技術の開発 (21)熱力学計算によるナトリウム・デブリ・コンクリートの化学反応挙動の検討

Development of Estimation Technology for Availability of Measure for Failure of Containment vessel in Sodium Cooled Fast Reactor

(21)Examination of chemical reaction behavior of core debris-sodium-concrete interactions by thermodynamic calculation

*山本　郁夫[1]，宇埜　正美[1]，宮原　信哉[1]

[1]福井大学

高速炉メルトスルー後のナトリウム・デブリ・コンクリートの化学反応挙動を熱力学平衡計算により整理したことについて報告する。

キーワード：高速炉、メルトスルー、熱力学計算

1. 緒言　ナトリウム冷却高速炉の安全性向上を図る上では、様々なリスクに対する評価が重要である。リスクの 1 つとして、溶融炉心物質がメルトスルーした場合を想定すると、冷却材のナトリウムと溶融炉心物質はコンクリートと相互作用することになる（ナトリウム-デブリ-コンクリート相互作用）。このとき、ナトリウムの存在により軽水炉と異なる反応挙動を示すが、反応挙動及び相状態は解明されていない。そこで、ナトリウム存在下での溶融炉心とコンクリートの相互作用で、どのような化学反応と相変化が起こるのか、熱力学計算を用いて検討を行った。

2. 計算方法　メルトスルー時には 3000K 近傍まで温度上昇した溶融炉心物質がナトリウム中に落下する。ナトリウム存在下での溶融炉心とコンクリートの相互作用では、溶融炉心物質にナトリウムと熱分解されたコンクリート成分が加わっていく。このとき溶融炉心物質内でどのような化学反応や相変化が起こるのか、Thermo-Calc の熱力学データベース、SSUB5 のギブスの自由エネルギーの値を用いた計算で検討する。

3. 計算と考察　Thermo-Calc SSUB5 を用いてナトリウム、溶融炉心物質（UO_2、PuO_2、SUS316）、コンクリート成分（SiO_2、Al_2O_3、水蒸気など）の熱力学計算結果について、溶融炉心物質内の化学反応挙動を整理すると図 1 のようになる。

まず、①でナトリウム及び SUS316（Fe、Cr、Ni）は水蒸気と酸化反応を起こす。①で生成される NiO、FeO はナトリウムで還元されやすく、再び Fe、Ni になる。そして、①で生成された NaOH または Na_2O は、②で UO_2 または SiO_2 などと反応してナトリウムウラネートやケイ酸化ナトリウムなどを生成する。

ナトリウムウラネートなどが溶融炉心物質の表面付近で大量に生成されると、熱伝導による放熱を阻害する場合がある。

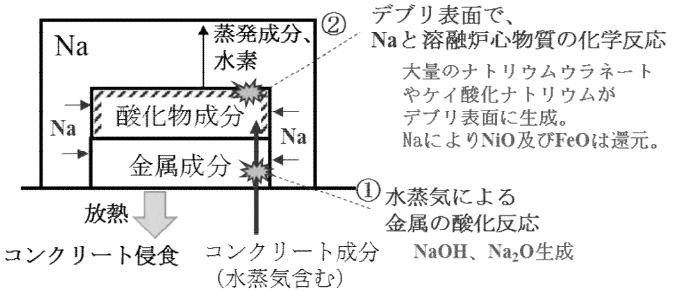


図1　メルトスルーした溶融炉心物質内の化学反応挙動

謝辞　本研究は、文部科学省のエネルギー対策特別会計委託事業による委託業務として、国立大学法人　福井大学が実施した平成 25～28 年度「ナトリウム冷却高速炉における格納容器破損防止対策の有効性評価技術の開発」の成果である。

---

*Ikuo Yamamoto[1], Masayoshi Uno[1], Shinya Miyahara[1]

[1]University of Fukui

ナトリウム冷却高速炉における格納容器破損防止対策の有効性評価技術の開発（22）水素誘導拡散燃焼における着火現象の化学反応解析

Development of Estimation Technology for Availability of Measure for Failure of Containment Vessel in Sodium Cooled Fast Reactor
(22) Chemical reaction analysis of the hydrogen combustion by sodium vapor/mist ignition

*土井 大輔[1,2]，伊藤 啓[1]，清野 裕[1]，宮原 信哉[2]、宇埜 正美[2]
[1]原子力機構，[2]福井大学

ナトリウムの蒸気やミストを含んだ水素ガスの拡散燃焼（水素誘導拡散燃焼）試験を実施し、その着火機構について検討した。今回は、ナトリウム混在水素ガスの着火現象について反応速度論による化学反応解析結果を報告する。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，シビアアクシデント、ナトリウム、水素燃焼、化学反応解析

1. 緒言　ナトリウム冷却高速炉のシビアアクシデントにおいてナトリウムとコンクリートとの反応を想定した場合、不活性雰囲気下でナトリウムの蒸気やミストを含んだ水素ガスが発生する。この水素は空気雰囲気中へ流入すると、ナトリウムの自己着火に起因して高速炉特有の水素誘導拡散燃焼が生じることが報告されている[1,2]。これらの研究では実験的に着火条件が整理されているが、化学反応の観点から着火機構を検討した例はない。また着火現象（燃焼反応の開始点）の解析では、化学平衡状態に至る以前の事象推移を捉えることが必要であり、反応速度論的手法により化学反応を取り扱うことが重要である。今回は水素誘導拡散燃焼における化学反応の側面に注目し、ナトリウムを着火源とした水素ガスの着火現象を反応速度論により評価する。

2. ナトリウム混在水素ガスの着火現象に対する化学反応解析

2-1. 解析方法・条件　詳細化学反応解析支援ソフトウェア Chemkin-Pro を使用し、密閉系完全混合反応器体系にてナトリウムの自己着火から水素の着火までの反応過程を解析する。また既往試験[2]を踏まえて、初期ガス温度 240°C、水素濃度 1-15vol%、酸素濃度 3-21vol%、ナトリウム濃度 30g/m^3 とし、化学反応に注目するため断熱条件下の完全混合気とした。なお、ナトリウムが関与する化学反応における反応速度定数は、米国国立標準技術研究所(NIST)のデータベース等に基づき設定した。

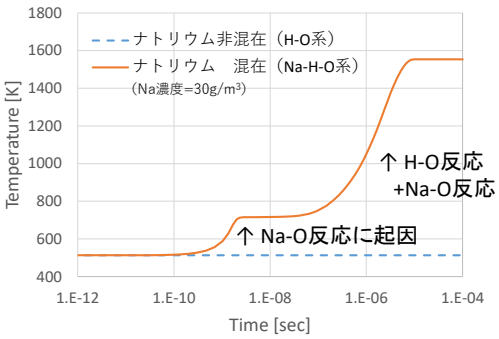


図 1 ナトリウム混在有無による水素の着火推移
（水素濃度 10vol%、酸素濃度 21vol%）

2-2. 解析結果　図 1 にナトリウム混在の有無による水素の着火推移（一例）を示す。本解析条件の水素－酸素系では、着火源が存在せず水素の最低発火温度（500°C [3]、空気中）よりも低温であるため水素の着火には至らない。一方でナトリウム－水素－酸素系では、ナトリウムの自己着火に起因して水素が着火する当該現象の特徴を捉えられた解析結果が得られた。今後は、化学反応に加えて熱流動の影響を考慮した解析や反応速度定数の精緻化を検討する予定である。

参考文献

[1] R.W. Wierman and R. K. Hilliard, HEDL-TC-730 (1976).　[2] 土井ら、日本原子力学会 春の年会 2M17 (2017).
[3] 平野、ガス爆発予防技術、海文堂.

本研究は、文部科学省のエネルギー対策特別会計委託事業
「ナトリウム冷却高速炉における格納容器破損防止対策の有効性評価技術の開発」として委託先の福井大学および再委託先の原子力機構が実施した成果の一部である。

*Daisuke Doi[1,2], Kei Ito[1], Hiroshi Seino[1], Shinya Miyahara[2] and Masayoshi Uno[2]
[1]JAEA, [2]Univ. of Fukui

ナトリウム冷却高速炉における格納容器破損防止対策の有効性評価技術の開発
(23) 高速炉格納容器内雰囲気における水素燃焼挙動解析

Development of Estimation Technology for Availability of Measure for Failure of Containment Vessel in Sodium Cooled Fast Reactor
(23) Numerical simulation of hydrogen combustion in containment vessel of fast reactor

*伊藤 啓 [1#]、土井 大輔 [1]、高田 孝 [1]、宇埜 正美 [2]
[1] 原子力機構、[2] 福井大

ナトリウム冷却高速炉のシビアアクシデント時における水素誘導拡散燃焼挙動を評価するため，水素燃焼挙動の 3 次元数値解析手法の開発を行った．本発表では，高速炉格納容器体系を対象とした解析を実施し，水素燃焼が構造物に与える影響を評価した結果を示す．

キーワード：水素燃焼　数値解析　高速炉

1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉のシビアアクシデント時において，ナトリウムーコンクリート反応等によって発生した水素が格納容器床上の空気雰囲気中で燃焼する可能性がある．その際の燃焼形態は，水素ガス中に含まれるナトリウムミストの着火を起因とする誘導拡散燃焼（緩慢な燃焼）となると考えられていが，そのメカニズムに関しては未知の部分も多い．このため，著者らは高速炉における水素燃焼挙動を解析できる手法の開発を実施しており，本発表では，高速炉格納容器内雰囲気における解析結果について報告する．

2. 解析手法の概要

拡散燃焼解析に一般的に用いられる混合分率モデルや化学種輸送モデルは，格納容器内における水素拡散燃焼解析においては，体系のスケールが大きいため格子解像度が不十分となり，解析精度が低下する．このため，粗い格子においても燃焼反応を適切に解析できるモデルとして，高精度 Volume-of-fluid 法に基づき火炎面を陽に追跡するモデルを開発している[1]．本手法では，流体率分布に基づく火炎面の再構築を行うことにより，粗い格子においても適切な燃焼計算（火炎面移動計算）を実施することができる．

3. 高速炉格納容器内雰囲気における水素燃焼解析

高速炉格納容器内において水素燃焼の影響が大きいと予想される部分を対象とした 3 次元数値解析モデルを構築し，解析を実施した．その際，水素燃焼が発生する床面近傍などにおいて精度の良い数値解析が実施できるように，詳細なセルを配置した．床面の通気口から水素ガスが流入（別途 SA 解析コードによって得られた結果に基づいて条件を設定）した場合の解析結果を Fig. 1 に示す．通気口から流入した水素ガスは細かい塊へと千切られて格納容器内を上昇し，その際に雰囲気中の酸素と反応して燃焼するため，水素ガス塊の周囲では温度の高い領域が形成される．ただし，構造物（壁面）近傍では雰囲気温度上昇が見られないため，水素燃焼が構造物温度に与える影響は限定的であると考えられる．

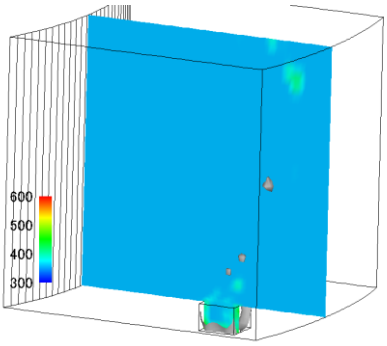


Fig. 1 水素燃焼の解析結果

参考文献
[1] 伊藤啓，土井 大輔，大野 修司，宇埜 正美，ながれ, Vol. 35, No. 2, pp. 123-126, 2016.

本研究は，文部科学省のエネルギー対策特別会計委託事業による委託業務として，国立大学法人福井大学が実施した平成 25~28 年度「ナトリウム冷却高速炉における格納容器破損防止対策の有効性評価技術の開発」の成果であり，水素燃焼解析手法開発は福井大学から委託を受けて JAEA が実施したものである．

#現京都大学

*Kei Ito[1], Daisuke Doi[1], Takashi Takata[1], Masayoshi Uno[2]
1 Japan Atomic Energy Agency　2 University of Fukui

ナトリウム冷却高速炉における格納容器破損防止対策の有効性評価技術の開発 (24)バウンダリ構成機器の機能限界検証試験と解析

Development of Estimation Technology for Availability of Measure for Failure of Containment Vessel in Sodium Cooled Fast Reactor

(24) Study on behaviors of boundary components until mechanical loss of function based on experiments and analyses

*矢田 浩基[1]，安藤 勝訓[1]，月森 和之[1,2]，一宮 正和[2]，安濃田 良成[2]，宇埜 正美[2]
[1]原子力機構，[2]福井大学

ナトリウム冷却高速炉における格納容器破損防止対策の有効性評価技術の開発を目的に、バウンダリ構成機器ついて内圧破損試験及び有限要素法解析を実施し、最高使用圧力を超えた条件下における変形挙動、破損様式ならびにバウンダリが維持できる最大圧力を実証するとともに、関連する解析を実施した。

キーワード：高速炉，原子炉格納容器，内圧破損試験，ベローズ，鏡板，構造健全性，重大事故

1.緒言　ナトリウム冷却高速炉における格納容器(CV)破損防止対策の有効性評価では、バウンダリ構成機器のバウンダリ機能喪失圧力の評価が重要となる。重大事故時には、これらは最高使用圧力を超える条件に曝されると想定されるが、既往の設計評価を超えた条件でもバウンダリ機能は期待できると考えられる。このためバウンダリ機能が維持できる最大圧力と破損様式を実証するための試験及び解析を実施した。

2.鏡板の破損試験と解析　CV バウンダリ構成機器の内、重要となる中間熱交換器の 2 次側下部鏡板に関して、型式、縮尺スケール及び板厚の異なる 7 体の試験体を作製の上、中高面に圧力を負荷し、設計評価[1]で定められる圧力を超えてもバウンダリ維持機能を有することを確認した。試験では圧力負荷により鏡板の反転とその拡大が確認され、反転領域が円筒部に達すると縁部にて破損が確認された。関連する有限要素法解析ではこの反転と広がりを模擬できた。

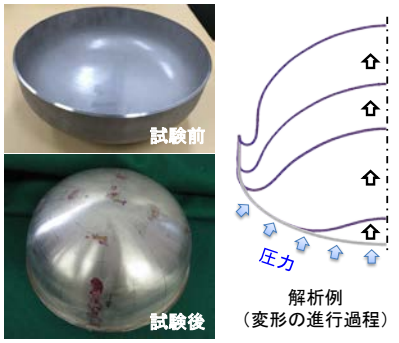


図 1　鏡板の破損試験と解析

3.ベローズ構造の破損試験と解析　CV バウンダリ等を構成する部位の内、薄肉構造となるベローズ構造に関して、型式、山数及び板厚等の異なる 11 体の試験体を作製の上、内圧を負荷し、設計座屈限界[2]を超えてもバウンダリ維持機能を有することを確認した。試験では圧力負荷により蛇腹部が座屈挙動を経て大きく張り出し破損に至ることを確認した。関連する有限要素法解析では、陽解法により最終破損形態を模擬することが可能であった。陰解法では、最終破損形態の模擬は難しいが、試験での最大圧力に相当する圧力までは解析が可能であった。

4. 結言　鏡板及びベローズ構造に対して、加圧によりバウンダリ機能の喪失に至る破損試験とこれに関する解析評価を実施し、変形挙動や破損様式等を実証するとともに、関連する解析を実施した。

謝辞　本研究は、文部科学省のエネルギー対策特別会計委託事業による委託業務として福井大が実施した平成 25 年から平成 28 年度「ナトリウム冷却高速炉における格納容器破損防止対策の有効性評価技術の開発」の成果の一部である。なお、解析による検討は福井大学からの委託により原子力機構が実施した。

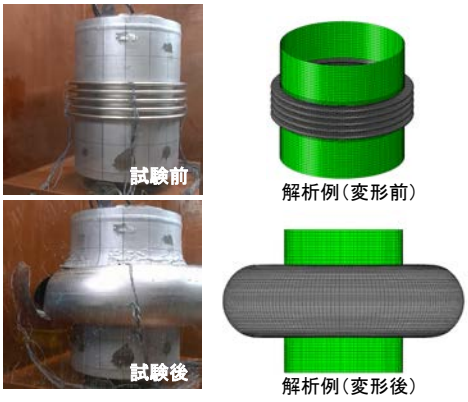


図 2　ベローズ構造の破損試験と解析(陽解法)

参考文献　[1] 日本機械学会, “発電用原子力設備規格 設計建設規格 第 I 編 軽水炉規格”, 2012.
[2] Standard of the expansion joint manufactures association (EJMA), Inc., 9th edition (2011), Richard C. Byrne.

*Hiroki Yada[1], Masanori Ando[1], Kazuyuki Tsukimori[1,2], Ichimiya Masakazu[2], Yoshinari Anoda[2] and Masayoshi Uno[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]University of Fukui

ナトリウム冷却高速炉における格納容器破損防止対策の有効性評価技術の開発 (25) バウンダリ構成機器の機能限界評価法の提案

Development of Estimation Technology for Availability of Measure for Failure of Containment Vessel in Sodium Cooled Fast Reactor

(25) Proposal of evaluation method of the limits of mechanical loss of function in the boundary components

*安藤 勝訓[1]，矢田 浩基[1]，月森 和之[1,2]，一宮 正和[2]，安濃田 良成[2]，宇埜 正美[2]

[1]原子力機構，[2]福井大学

ナトリウム冷却高速炉における格納容器破損防止対策の有効性評価技術の開発を目的に、バウンダリ構成機器ついて内圧破損試験および有限要素法解析を実施し、最高使用圧力を超えた条件下におけるバウンダリ構成機器の機能限界評価法を提案した。

キーワード：高速炉，原子炉格納容器，内圧破損試験，鏡板，ベローズ，構造健全性，重大事故

1.緒言　ナトリウム冷却高速炉における格納容器(CV)破損防止対策の有効性評価では、バウンダリ構成機器の限界圧力評価が重要となるが、重大事故時には、これらは最高使用圧力を超える条件に曝されると想定される。このため本件では、CV 破損防止対策の有効性評価に資することを目的にバウンダリ構成機器となる鏡板とベローズ構造に対する圧力試験と有限要素法解析に基づき、限界圧力の評価法を提案する。

2.鏡板　中高面に圧力を受ける鏡板の試験から、限界圧力は設計における許容圧力[1]より遥かに大きく、。鏡板は座屈による反転を経て、反転部の端部にて曲げ変形した後の引張りにより破損すると推定された。試験に対する解析検討から破損部の変形(延性)に着目すれば解析的に破損評価できると考えられた(図 1)。

3.ベローズ構造　内圧を受けるベローズ構造の試験から、限界圧力は EJMA の設計座屈圧力[2]より遥かに大きく、解析条件とクライテリアに留意が必須だが、有限要素法における陰解法で適切な解が得られる最終圧力や陽解法と ASME Sec.VIII[3]の延性クライテリアにより評価できると考えられた(図 2)。

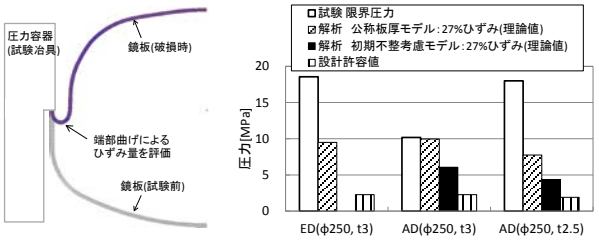
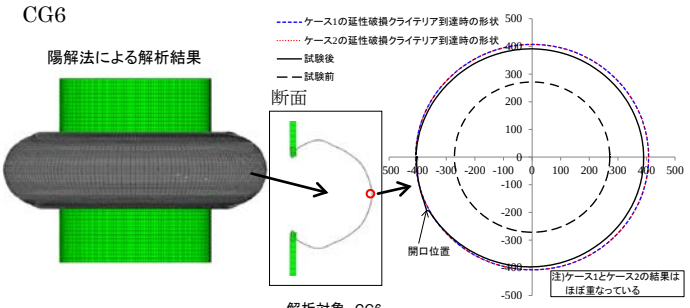


図 1　鏡板の限界圧力評価

4. 結言　試験結果から鏡板とベローズ構造について限界圧を設計における許容圧力とすることは非常に保守的な評価となることを試験的に実証するとともに、破損試験と有限要素法解析に基づき限界圧力を評価する手法について提案した。ロバスト性の確保のために解析条件とクライテリアについて検討する必要があるが、提案評価により設計を超えた圧力でもバウンダリ機能について評価が可能である。今後は、CV 破損防止対策の有効性評価技術の高度化として、バウンダリ維持機能喪失後の影響評価への反映手法の検討へ展開を図る必要がある。



解析対象　CG6

	試験 最大圧力	EJMA 設計座屈 圧力	陰解法 解析最終 圧力	陽解法 延性基準到達圧力 ケース1 [10.0MPa/0.1sec]	陽解法 延性基準到達圧力 ケース2 [10.0MPa/1.0sec]
圧力(MPa)	7.53	1.95	2.77	3.88	2.94

図 2　ベローズ構造の限界圧力評価

謝辞　本研究は、文部科学省のエネルギー対策特別会計委託事業による委託業務として福井大が実施した平成 25 年から平成 28 年度「ナトリウム冷却高速炉における格納容器破損防止対策の有効性評価技術の開発」の成果の一部である。なお、解析による検討は福井大学からの委託により原子力機構が実施した。

参考文献　[1] 日本機械学会 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 第 I 編 軽水炉規格, 2012

[2] Standard of the expansion joint manufactures association (EJMA), Inc., 9th edition (2011), Richard C. Byrne

[3] ASME Boiler and Pressure Vessel Code, Section VIII Div.2, 2012 edition

*Masanori Ando[1], Hiroki Yada[1], Kazuyuki Tsukimori[1,2], Ichimiya Masakazu[2], Yoshinari Anoda[2] and Masayoshi Uno[2]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]University of Fukui

General Meeting

Thu. Sep 14, 2017 12:00 PM - 1:00 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room J C309 - C Block

[2J_GM] 「新型炉部会」第15回全体会議

[2J_GM] General Meeting

General Meeting

[2J_GM] 「新型炉部会」第15回全体会議

Thu. Sep 14, 2017 12:00 PM - 1:00 PM Room J (C309 - C Block)

[2J_GM]General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Over view Report：Over View Report 2 - Research Committee on Safety Design Guidelines for Generation-IV Sodium-cooled Fast Reactor

Thu. Sep 14, 2017 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room J C309 - C Block

[2J_PL] Research Committee Report on Safety Design Guidelines for Generation-IV Sodium-cooled Fast Reactor

Chair: Akira Yamaguchi (Univ. of Tokyo)

[2J_PL01] Development Approach of Safety Design Guideline

*Takaaki Sakai[1] (1. Tokai Univ.)

[2J_PL02] Status of International Review

*Yasushi Okano[1] (1. JAEA)

[2J_PL03] Development of SDG on Structures, Systems and Components

*Shigenobu Kubo[1] (1. JAEA)

[2J_PL04] Design Concept conformed to Safety Design Guideline

*Yoshio Shimakawa[1] (1. MFBR)

2017年秋の大会

総合講演・報告 2

「第４世代ナトリウム冷却高速炉の安全設計ガイドライン」研究専門委員会報告

Research Committee Report on Safety Design Guidelines for Generation-IV Sodium-cooled Fast Reactor

（1）安全設計ガイドラインの構築方法

(1) Development Approach of Safety Design Guideline

*堺 公明[1]

[1]東海大学

1. はじめに

東京電力福島第一原子力発電所事故後、我が国のみならず世界各国において原子力プラントに対する様々な安全性の向上活動が行われている。ナトリウム冷却型高速炉（SFR）の開発については、これまで積極的に進めてきた仏国・露国・中国・インドで着々と推進されており、国際的に SFR の安全要件の世界標準を構築するニーズが一層高まっている。日本原子力学会は2011～2012年度に特別専門委員会を設置し、第４世代 SFR の安全設計クライテリア（SDC）の構築に関する議論を行い[1]、その成果は第４世代炉国際フォーラム（GIF）の SDC レポート[2]に反映された。ここで SDC は基本性能要求であり安全指針の階層上は IAEA SSR2/1 に相当するが、より実効性を持つ具体的な形で国際標準として展開することが重要となる。そのため、GIF では SDC における技術的要件をより詳細に展開して定めることを目的として、安全設計ガイドライン（SDG）の構築が進められてきた。

このような GIF での活動と呼応して、本研究専門委員会は 2013 年より国際的な SDG の構築に向けて、国内外の関連安全基準及び安全関連技術開発の最新動向を調査するとともに、第４世代 SFR の設計を特徴づける主要な安全機能を具体化するための考え方や安全設備が備えるべき要件について検討してきた。本委員会の SDG 構築に関わる位置づけと関連する会議体を図１に示す。本委員会での検討結果は、GIF での議論に日本案として反映され、SFR の安全確保の基本的な考え方と SDG の技術的根拠整備に貢献している。今回の総合報告では、第４世代 SFR の SDG の構築方法、関連する国際レビューにおける論点、安全アプローチ SDG 及び系統別 SDG の構築に際し本委員会中間報告[3]以降に論点となった事項の概要、さらには GIF における各国の SDC/SDG に対応した次世代 SFR の検討状況などについて報告する。

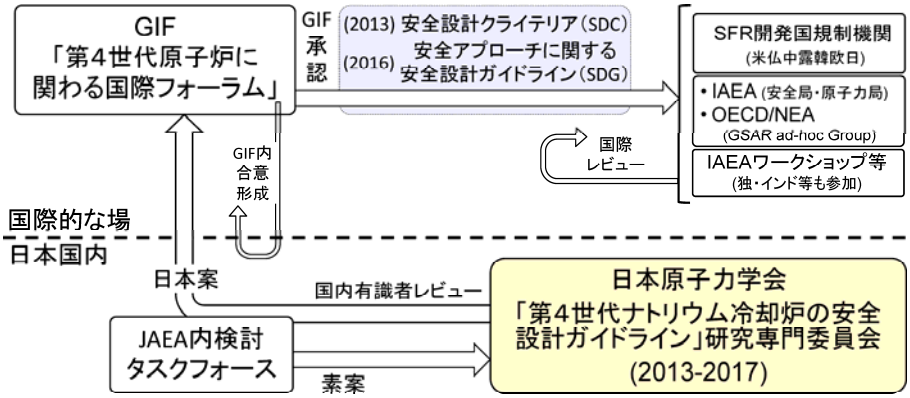


図１ 安全設計ガイドライン（SDG）構築に関わる位置づけと関連会議体

2. 安全設計ガイドラインの構築方法

SDG は、基本性能要求である SDC を基に、SFR の主要系統を構成する設備を設計する際に考慮すべき安全設計要求のレベルにまで展開するものであり、展開した結果は基本的安全機能（止める、冷やす、閉じ込める）に対応した主要な系統である炉心系、冷却材系、格納系からなる「系統別 SDG」としてまとめられる。この展開を行うにあたり、第４世代炉 SFR として目指すべき共通の安全設計方針とその対応方策を示すものが「安全アプローチ SDG」である。SDC を元に、SDG の構築を進める基本的な手順を図２に示す。実際に設計に適用する際に実効的なものとするために、各国の設計概念や開発状況を把握して念頭に置い

た上で、各国の設計概念に共通して適用すべきガイドラインとして安全設計要求を定めることとした。国によって具体的な設計は異なる（崩壊熱除去の系統容量や数など）ものの、SFR の設計技術は共通点が多く、設計基準事故に対する安全設計対策には大きな違いは見られない。一方、設計基準事故を超える設計拡張状態については、想定事象とそれに対する対策の範囲が広範囲に及ぶことからプラント設計に与える影響は大きく、SFR 共通の考え方を整理した安全設計の標準化に対するニーズが非常に高い。このため「安全アプローチ SDG」としては、設計拡張状態のうち特に、SFR 炉心の反応度特性に関連した炉心損傷の防止と炉心損傷後の影響緩和に関する事項、並びに、ナトリウム冷却材の自然循環能力を活用した崩壊熱除去機能の維持に関する事項に着目した検討を実施する手順とした。

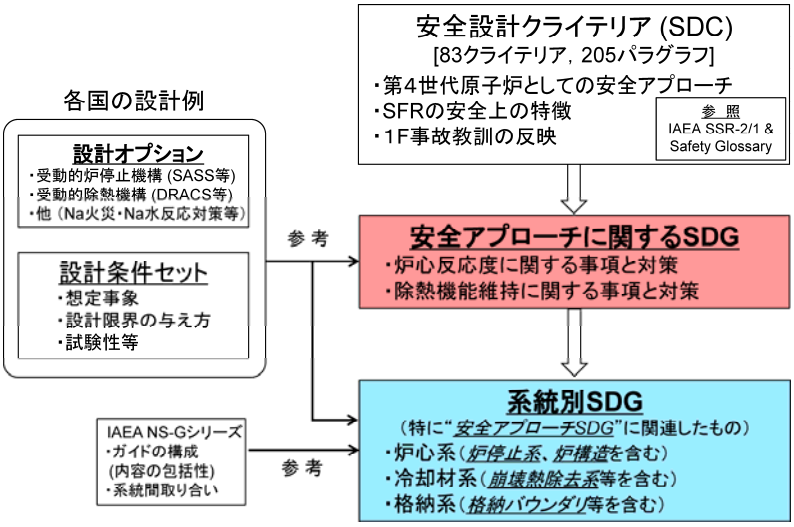


図２ 安全アプローチに関する安全設計ガイドライン（SDG）及び系統別 SDG の構築手順

3. 終わりに

GIF では、安全設計クライテリアを各国の設計に展開するためのガイドラインとして、炉心反応度特性及び崩壊熱除去の維持に関わる SDG を策定し、現在、系統別 SDG を構築中である。本研究専門委員会では、我が国のナトリウム冷却高速炉技術に基づいた専門的見地から貢献するため、関連情報を収集して検討を行った。検討にあたっては、我が国のこれまでの SFR 開発に関わる技術・経験の蓄積を積極的に国際的に提案する観点から、GIF に先行して SDG 素案に対し国内ステークホールダーからの委員によるレビューを進めた。以降の報告では、これまでの GIF を含めた検討状況及び今後の展望について示すとともに、各国の次世代 SFR の設計検討に関する最新情報を踏まえた総合討論を行う。

参考文献

[1] AESJ 安全設計クライテリア 特別専門委員会 報告書(2013), [2] GIF SDC-TF/2013/01 (2013), [3] 本会 2015 年春の年会, 総合講演・報告２.

*Takaaki Sakai[1]
[1]Tokai University

2017年秋の大会

総合講演・報告 2

「第４世代ナトリウム冷却高速炉の安全設計ガイドライン」研究専門委員会報告

Research Committee Report on Safety Design Guidelines for Generation-IV Sodium-cooled Fast Reactor

（2）国際レビューの状況

(2) Status of International Review

*岡野 靖[1]

[1]日本原子力研究開発機構

1. はじめに

GIF により 2013 年 5 月に発行された SDC フェーズ I レポート[1]は、その後、外部機関、特に規制側によるレビューを促進する観点から IAEA、MDEP、OECD/NEA/CNRA、及び各国規制機関（日米仏欧中韓露）へ送付された。その後、中国 NNSA、米 NRC、仏 IRSN、IAEA からレビューコメント[2]が寄せられ、現在 GIF において SDC 改定版への反映事項がまとめられた段階にある。また GIF において 2013 年から約 2 年間かけて構築された「安全アプローチ SDG レポート」[3]についても、SDC と同様に国際レビューが開始されており、IAEA からの中間レビューが為された状況にある。本報告では、これら国際レビューにおける重要な論点及びその背後にある技術的背景について概説する。

2. 安全設計クライテリアの国際レビューの状況

SDC フェーズ I レポートは 2013 年 5 月に GIF により発行されているが、その構築途中段階の 2013 年 2 月には GIF-IAEA SFR 安全性ワークショップにおいて、参加機関であった仏 IRSN 及び IAEA 原子力局からのコメントについて議論が為され、その結果は SDC レポートに反映されている。SDC レポートの公式な発行後、外部機関、特に規制側によるレビューを促進する観点から IAEA、MDEP、OECD/NEA/CNRA、及び各国規制機関（日米仏欧中韓露）へレポートが送付された。その後、中国 NNSA、米 NRC、仏 IRSN、IAEA からレビューコメントが寄せられ、現在 GIF において SDC 改定版への反映事項がまとめられた段階にある。2017 年 8 月の状況としては、中国 NNSC からの 8 件のコメントに対して GIF から回答済み、米 NRC による 200 件近くのコメントに対して反映すべき事項を 22 項目に集約して反映済み、IAEA による 10 件のコメントに対して 4 件を反映済み、仏 IRSN のコメントに対しては 15 件を反映済みである。反映外とされた事項には、下位要件となる安全設計ガイドラインにおいて反映すべき事項が多く、他に SDC 及び IAEA における定義に対する意見や SDC スコープ外の事項などがあった。2015 年 6 月及び 2016 年 11 月に開催された IAEA-GIF SFR 安全性ワークショップ[4]では米 NRC 及び仏 IRSN へ反映事項に関する説明が為され、関連する技術的議論が行われた。OECD/NEA では CNRA-CSNI 共同のアドホックグループ（GSAR）が 2015 年に設置された。GSAR は米、仏、日、露、韓、独、伊、加の規制関係機関で構成され、次世代炉の安全性に関する事項を全体スコープとしており、特にナトリウム冷却高速炉については、①シビアアクシデントの防止と影響緩和、②燃料プール（核的フィードバックと臨界安全）、③シビアアクシデントに関するコードの検証、④燃料が着目されており、2017 年秋に技術レポートが作成予定とされている。2016 年の GSAR 会合では、SDC および安全アプローチ SDG に関する技術的説明が GIF よりなされた。

SDC 構築で参照された IAEA SSR2/1 は 2012 年発行の初版であったが、その後 2016 年に発行した SSR2/1 改訂版は福島第一発電所事故教訓の反映が図られている。主な改定点は、実質的に回避されるべき「放射性物質の著しい放出」について、2012 年版では地域と時間を限定した保護対策をなすことで緩和することを許容していたのに対し、「早期の放出」「大規模な放出」ともに緩和条件なく回避すべきであるとした点、外部ハザード、多数基サイトに対する要件、緊急時対策用施設に対し要件が追加されたこと、格納容器の健全性、外部電源喪失に対する備え、代替電源に関する要件の強化、燃料プールに対する要件などである。一方 2013 年発行の SDC では、福島第 1 発電所事故教訓反映の観点から、発行時点で把握されていたもの

として、特に事故後長期にわたる「原子炉停止状態の維持」と「電源の維持」、「燃料プールの監視」等の要件を取り入れていた。今般の SSR2/1 改訂版（2016）発行を受け、第 4 世代 SFR の特徴を踏まえて取り入れるべき事項を、SDC をもう一度見直したうえで判断し SDC 改訂版への反映を目的として議論が進められている。全体的には、多くの SSR2/1 改定点は SDC へ反映が可能なこと、第 4 世代原子炉の安全目標に関わる要件は現行 SDC に記載済みの要件を維持すべきこと、軽水炉のシステム構成から派生する要件であり SFR の安全上・システム上の特長を反映した要件とすべき事項があることが認識されている。特に最後の点であるが、例えば、軽水炉での格納容器内スプレーでの崩壊熱除去に対し SFR では格納容器は炉心冷却と関連しないこと、軽水炉では事故時注水のためポンプ動力用電源が必要だが、SFR では DEC 時に自然循環冷却となりポンプ動力規模の電力は不要だが状態監視（例：ナトリウム冷却材温度）用の電源維持は重要となり得る、などである。これらの第 4 世代 SFR の特長を踏まえた SSR2/1 改訂版要点の SDC への具体的な反映は、現在 GIF において進められている状況にある。

3. 安全アプローチに関する安全設計ガイドラインの国際レビューの状況

GIF で 2013 年から 2 年間かけ構築された「安全アプローチ SDG レポート」について、SDC に引き続き国際レビューを開始することが GIF により 2016 年 3 月に承認された。同年 4 月頭に GIF から IAEA 及び OECD/NEA/GSAR へレポートが送付され、レビュー依頼が為された。2016 年 11 月の IAEA-GIF SFR 安全性ワークショップ[4]では、IAEA から「安全アプローチに関する SDG レポート」への中間レビューが出されている。全般的コメントは 8 件あり、新しい IAEA の SSR2/1（2016 年版）及び定義集（ドラフト版）との対応、原子炉容器内事象終息に関するもの、格納容器健全性の確保に関するもの、炉心反応度特性を述べた第 5 章記載事項の解釈に関するもの、集合体内流路閉塞の位置づけに関するものなどであった。詳細なコメントは 37 件あり、SFR 特有の要素技術・各種設計対策に関する事項の他、定義の明確化・記述の正確性（誤解を生じない表現の提案など）に関するものが多く、他に崩壊熱除去系の多様性や DiD との関連などがあった。IAEA の公式コメントが今後 GIF 側に提示されることとなっている。

4. 終わりに

国際レビューの現在の状況としては、SDC はほぼ一巡し改訂版へ反映準備が整った段階、安全アプローチ SDG では順調に開始された段階で今後 1～2 年程度をかけて国際レビューと国際的な技術的議論が進む状況にある。

参考文献

[1] GIF SDC-TF/2013/01 (2013), [2] USNRC, ML13183A294 (2014)など, [3] GIF SDC-TF/2016/01 (2016), [4] Joint IAEA-GIF Technical Meetings/Workshops on Safety of Sodium-Cooled Fast Reactors (June/2014, June/2015, Nov./2016).

---

*Yasushi Okano[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

2017年秋の大会

総合講演・報告 2

「第４世代ナトリウム冷却高速炉の安全設計ガイドライン」研究専門委員会報告

Research Committee Report on Safety Design Guidelines for Generation-IV Sodium-cooled Fast Reactor

（3）系統別 SDG の構築

(3) Development of SDG on Structures, Systems and Components

*久保 重信[1]

[1]日本原子力研究開発機構

1. はじめに

系統別 SDG では、安全アプローチ SDG[1]において求められる対策を系統別に展開した要件、及び、SDC において要求されているが安全アプローチSDGの範疇外であるものについて記載している。前者としては、「反応度特性」に関わる対策として ATWS 対策設備や「崩壊熱除去」に関わる対策として、液位確保、崩壊熱除去系の多様化などがある。後者としては、高温・高照射環境下の燃料・材料、ハザード対策（ナトリウム火災、ナトリウム-水反応）、格納系への荷重要素などがある。系統別 SDG では、SFR 設計において最も高い安全性を確保するために、設計プロセスで SDC を活用する SFR 開発者を支援するためのガイドを提供することが最も重要な観点である。そのため系統別 SDG は、SFR SDC 及び安全アプローチ SDG に準拠する設計とするための推奨事項及び手引きを提示しており、第４世代 SFR システムに一般的に適用できるものであり、記載された事項は、個々の設計の特徴に応じて、具体的に適切に考慮されることが期待されている。SDG では、「～すべき（should）」という表記により推奨事項が提示されている。また系統別 SDG に記載された対策を導入するか、あるいは同等の代替策を講じることが推奨されている。

2. 系統別 SDG 案

系統別 SDG では、基本的安全機能である「止める・冷やす・閉じ込める」ための系統機器を構成する炉心系・冷却材系・格納系の 3 分野に対して、第４世代 SFR において特徴的な要件をまとめる。それぞれの系統において、軽水炉と比較した SFR の特徴的事項を抽出し、系統別 SDG において要件化を進める 14 項目を選定した。安全アプローチ SDG では、原子炉停止機構（能動的機構、受動的機構を含む）、シビアアクシデントにおける過大なエネルギーの発生防止、原子炉容器内液位確保と炉心冷却性、崩壊熱除去での自然循環活用と信頼性確保が求められており、これらが選定される。内部ハザード対策としては、SFR 特有のナトリウム漏えい燃焼対策とナトリウム-水反応対策が選定される。地震等の外部ハザード対策は各項目で個別に反映される。GIF の SFR 関連プロジェクトにおいて開発がすすむ事項（例：MA 含有燃料、パワーコンバージョンシステムなど）に関連して、高温環境下での燃料設計及び冷却材系機器設計が選定される。GIF では、「系統別 SDG」14 項目について、各国の設計対策を提示し、共通項を本文で示すとともに、各国で異なる設計概念を取りうる事項については Appendix に本文の一部としてまとめている。概念図を含めた個別事例は Annex に参考資料としてまとめている。

系統別 SDG の内容は、次のとおりである。第 1 章「はじめに」は、「背景及び目的」を、系統別 SDG の「範囲と構成」と共に示す。第 2 章「炉心系ガイドライン」は、炉心燃料の健全性確保として「燃料要素及び燃料集合体」と反応度制御として「能動的原子炉停止系」と「設計拡張状態での原子炉停止」に関する系統要件を示す。第 3 章「冷却材系ガイドライン」は、まず原子炉冷却材系として、「機器設計」、「原子炉カバーガスとそのバウンダリ」、「原子炉冷却材の液位確保」、「ナトリウムの化学反応の防止と緩和」、「ナトリウム漏えい・燃焼に関する対策」、及び「ナトリウム-水反応対策」に関する系統要件を示す。さらに崩壊熱除去系として、「基本機能」、「設計基準事故時の崩壊熱除去」及び「DEC 時の崩壊熱除去」に関する系統要件を提示し、「自然循環の適用」と「試験・検査の考慮」の観点から崩壊熱除去系全体に関連する要件が示される。第 4 章「格納系ガイドライン」は、「格納系及びそれらの安全機能」、「格納系の全般的設計

基準」及び「事故状態に対する格納系の設計」に関する系統要件を示す。また格納系全体に関連する「試験及び検査」要件も提示する。SFR に特徴的な系統である 2 次冷却材系が有する事故状態時の格納機能に関連する要件も含まれる。

3. 終わりに

委員会において議論された系統別 SDG の要件は、GIF という国際的な場において日本案として提示されるており、これにより国際的な議論を先導することが可能となっている。系統別 SDG は各国概念を考慮した素案の準備が整った段階にあり、今後 1 年程度をかけて GIF での承認、その後は国際レビューへと進んでゆく状況にある。

本報告は、経済産業省からの受託事業である「平成 27 年度高速炉等技術開発」「平成 28 年度高速炉国際協力等技術開発」「平成 29 年度高速炉の国際協力等に関する技術開発」の成果を含む。

参考文献

[1] GIF SDC-TF/2016/01 (2016).

---

*Shigenobu Kubo[1]

[1] Japan Atomic Energy Agency

2017年秋の大会

総合講演・報告 2

「第４世代ナトリウム冷却高速炉の安全設計ガイドライン」研究専門委員会報告
Research Committee Report on Safety Design Guidelines for Generation-IV Sodium-cooled Fast Reactor

（4）安全設計ガイドラインに適合した設計概念

(4) Design Concept conformed to Safety Design Guideline

*島川 佳郎[1]
[1]三菱 FBR システムズ

1. はじめに

第 4 世代 SFR の安全設計が各国で検討され、それぞれ進展を見せている。主要な SFR 開発国における開発状況、それらの国で開発が進められている次期 SFR の安全設計概念を公開文献ベースで調査し、それらの SDC 及び SDG への適合性を検討した。

2. 各国における次世代 SFR 概念

フランス、アメリカは、これまでの開発経験から、増殖技術は習得済みとしており、放射性廃棄物対策が中心となっている。フランスは、実証炉 ASTRID の開発を進めており、その後、商用炉を導入する計画である。一方、ロシア、インド、中国では、エネルギーセキュリティの観点から高増殖を指向しており、早期の本格導入を目指して開発が進められている。ロシアは、原型炉 BN-600 の運転が順調に進められ、実証炉 BN-800 の運転も開始された。2025 年頃には、商用炉 BN-1200 を導入予定である。インドは、原型炉 PFBR が今年運転開始予定であり、それに続く CFBR も 2025 年頃から導入する計画である。中国は、ロシアの技術を導入することで原型炉をスキップし、実証炉 CFR600 を 2025 年頃に建設し、2030 年頃には商用炉を導入する計画である[1]。いずれも将来の基幹電源として高速炉サイクルを活用する計画であることは共通しており、GIF と同様の高い開発目標がそれぞれ設定されている。

次期 SFR として検討されている炉（フランス：ASTRID、ロシア：BN-1200、インド：CFBR 等）の安全設計概念を調査した[2][3]。これらはいずれも、第 4 世代炉、或いはそれに向けた実証炉として設計されるものと推測され、SDC/SDG への適合性を意識していると考えられる。これらの炉の①炉心設計、②受動的原子炉停止方策、③CDA 対策、④液位確保方策、⑤除熱源確保方策を中心に調査した。

3. 安全設計ガイドラインに適合した設計概念

SDG の主要な要件である ATWS 系 DEC と LOHRS 系 DEC に係る要件への適合性に着目してまとめる。

ATWS 系 DEC は能動的な手段による原子炉停止に失敗する事象では、短時間で炉心損傷に至り、炉心の再臨界ポテンシャルが顕在化する恐れがある。そのため SDC/SDG では、ATWS 系 DEC に対して、炉心損傷防止と格納機能確保の 2 つの対策を講じることを要求している。炉心損傷防止については、受動的な原子炉停止機能又は固有の反応度フィードバック特性を活用した出力低減機能を備え、炉心損傷を回避して原子炉停止できることを要求している。格納機能確保については、炉心損傷を想定しても原子炉冷却材バウンダリの機械的破損を防止すること、すなわち図 1 に示すような IVR（炉容器内終息）を達成することを要求している。各国の次期 SFR では、幾つかの設計選択があるものの、受動的方策の導入或いは強化が検討されている。例えば ASTRID では、LOF 型 ATWS に対処するための RBH（流体圧浮遊式制御棒）及び LOHS 型 ATWS に対処するための CPEM（キュリー点式電磁石を適用）が検討されており、BN-1200 や CFBR でも類似の概念が検討されている。また各国の次期 SFR では、炉内コアキャッチャの設置等が検討

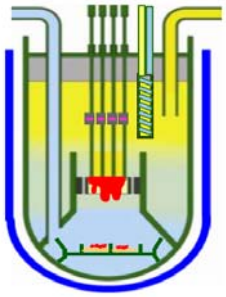


図 1 ATWS 系 DEC の事故影響の IVR

されており、炉心損傷時の事故影響の IVR 達成を目指しているものと考えられる。

LOHRS 系 DEC は、原子炉停止後の崩壊熱除去に失敗する事象であるが、高沸点のナトリウムを冷却材として用いていることから、冷却材沸騰までの温度上昇余裕が大きく炉心損傷に至るまでの時間余裕が大きい、自然循環能力が高い、静的機器による液位維持が可能、といった特長を SFR は有している。これを踏まえて、SDC/SDG では、LOHRS 系 DEC に対して次のような対策を講じることで炉心損傷を防止することを要求している。1 つは、原子炉容器とガードベッセルの信頼性を確保して原子炉容器内ナトリウム液位を維持し、LORL を防止することであり、もう 1 つは、崩壊熱除去系の機能強化や独立性の高い代替手段により冷却性を維持し、PLOHS を防止することである。これらの対策により炉心損傷状態が実質的に回避されるようにすることで、図 2 に示すような IVR を達成すること要求している。各国の次期 SFR では、設計選択に差はあるものの、1 次系全域をカバーするガードベッセルの設置、多様性に配慮した崩壊熱除去系構成、自然循環能力の取り込み等を検討し、防止対策の信頼性向上を図って、LORL、PLOHS に起因する炉心損傷の防止を目指しているものと考えられる。

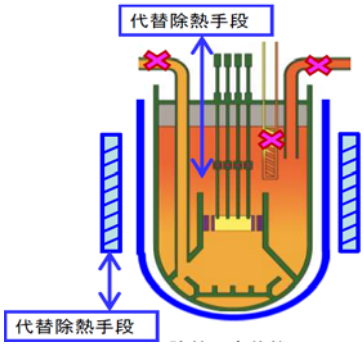


図 2 LOHRS 系 DEC 時の炉心損傷防止

4. 終わりに

各国の次期 SFR の安全設計の概要を調査した結果、安全対策の強化を図る方向で各国とも検討を進めており、総じて、SDC/SDG の要件を満足させる方向で安全設計が進んでいることが分かった。

本報告は、経済産業省からの受託事業である「平成 27 年度高速炉等技術開発」「平成 28 年度高速炉国際協力等技術開発」「平成 29 年度高速炉の国際協力等に関する技術開発」の成果を含む。

参考文献

[1] Joint IAEA-GIF Technical Meetings/Workshops on Safety of Sodium-Cooled Fast Reactors (June/2014, June/2015, Nov./2016), [2] FR17, IAEA-CN-245-399 (OKBM,IPPE) (2017), [3] FR17, IAEA-CN-245-300 (IGCAR) (2017).

*Yoshio Shimakawa[1]

[1] Mitsubishi FBR Systems

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

Thu. Sep 14, 2017 2:45 PM - 4:05 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 5:45 AM - 7:05 AM UTC | Room J C309 - C Block

[2J10-14] Decommissioning of Monju

Chair:Yoshitaka Chikazawa (JAEA)

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

[2J10] Safety evaluations for MONJU during decommissioning phase

(1)Approach to safety evaluations during decommissioning phase

*Yoshitaka Fukano[1], Satoshi Futagami[1], Yasuhiro Enuma[1], Takayuki Suzuki[1], Ryodai Nakai[1], Makinori Ikeda[1] (1. JAEA)

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

[2J11] Safety evaluations for MONJU during decommissioning phase

(2)Conservative thermal evaluations on fuel integrity

*Takero Mori[1], Masutake Sotsu[1], Yuya Imaizumi[1], Kazuo Yoshimura[1], Yoshitaka Fukano[1] (1. JAEA)

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

[2J12] Safety evaluations for MONJU during decommissioning phase

(3)Evaluation of accidents during decommissioning phase

*Tetsuya Mouri[1], Rika Mitsumoto[1], Satoshi Futagami[1], Iwao Suse[1], Yasuhiro Enuma[1] (1. JAEA)

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

[2J13] Safety evaluations for MONJU during decommissioning phase

(4)Resistance to hazards during decommissioning phase

*Kazuaki Matsui[1], Kosuke Aizawa[1], Rika Mitsumto[1], Satoshi Futagami[1], Iwao Suse[1], Yasuhiro Enuma[1] (1. JAEA)

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

[2J14] Evaluation thermal resistance of electric instrumentation and installation for MONJU during decommissioning phase

*Sho Kawanago[1], Rika Mitsumoto[1], Satoshi Futagami[1], Iwao Suse[1], Yasuhiro Enuma[1] (1. JAEA)

4:00 PM - 4:05 PM JST | 7:00 AM - 7:05 AM UTC

Time reserved for Chair

「もんじゅ」の廃止措置段階における安全性について
(1) 廃止措置段階における安全性確保の考え方

Safety evaluations for MONJU during decommissioning phase
(1) Approach to safety evaluations during decommissioning phase

*深野 義隆[1]，二神 敏[1]，江沼 康弘[1]，鈴木 隆之[1]，中井 良大[1]，池田 真輝典[1]
[1]原子力機構

「もんじゅ」は廃止措置段階に移行するが、出力運転以降 20 年以上の期間を経て炉心の崩壊熱及び放射能は、極めて低いレベルにある。これを踏まえ、本シリーズ発表では、「もんじゅ」の廃止措置段階における安全性評価について報告する。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，もんじゅ，廃止措置，安全評価

1. 緒言

現在の「もんじゅ」の崩壊熱は約 30kW と原子炉容器の放散熱約 50kW よりも小さく、放射能は使用済燃料集合体 1 体ギャップ中の放射性希ガス約 1.8×10^{9}Bq と極めて低いレベルにある。このようなプラント状態を踏まえ、設置許可申請書において想定された事故、及び設計想定を超え重大事故に至るおそれのある事故等も考慮し、廃止措置段階において想定すべき事故を抽出し、評価を行った。

2. 想定すべき事故の整理方法

放射性物質の放出が人や環境へ与えるリスクを考え、次の手順により廃止措置段階において考慮すべき事故事象を整理した。
①放射性物質の性状と核種→②放射性核種の所在→③放射性核種放出に至る破損形態→④事故事象

3. 整理結果

放射性物質として、燃料集合体に内蔵される放射性物質及び 1 次冷却材中に含まれる放射性物質がある。このため、燃料集合体中に内蔵される (1)ガス状の放射性物質（希ガス、よう素）、 (2)固体状の放射性物質（Pu、Am、FP）、及び(3)放射性物質を含む Na に分類し事故事象を抽出した。

図 1 に(1)希ガス、よう素放出に至り得る事象の整理例を示す。核種が存在し得る原子炉、炉外燃料貯蔵槽(EVST)、燃料池、燃料取扱設備のいずれも冷却機能の喪失事故が想定されるが、評価の結果図 2 に示すように燃料集合体の熱的損傷は生じないことを確認した。この結果、燃料集合体の機械的損傷が生じる可能性のある落下事故、及び放射性物質を含む 1 次系の冷却材漏えい事故が、放射性物質を放出する事故となり、周辺公衆に対する被ばく評価を実施した。

設計想定を超え重大事故に至るおそれのある事故については、使用済燃料の崩壊熱が低いこと、ガードベッセル等の事故対応設備が施設されていることから、炉心燃料や使用済燃料の著しい損傷に至らないことを確認した。さらに、もんじゅの特徴として Na を冷却材に使用していること、炉心に燃料が装荷されていることを考慮し、想定を上回る自然災害等による大規模損壊を想定し、対応体制及び手順を整備する必要がある。

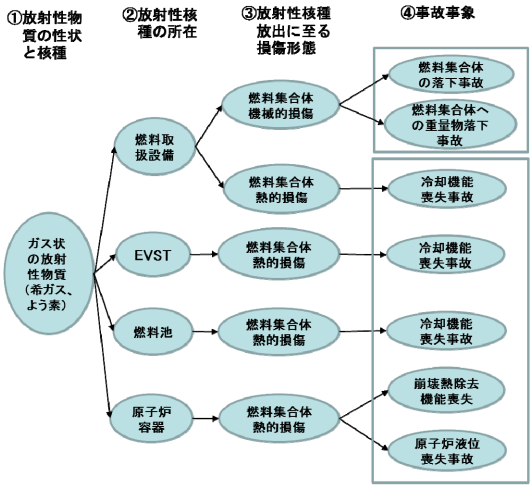


図1 希ガス、よう素放出に至り得る事象の整理

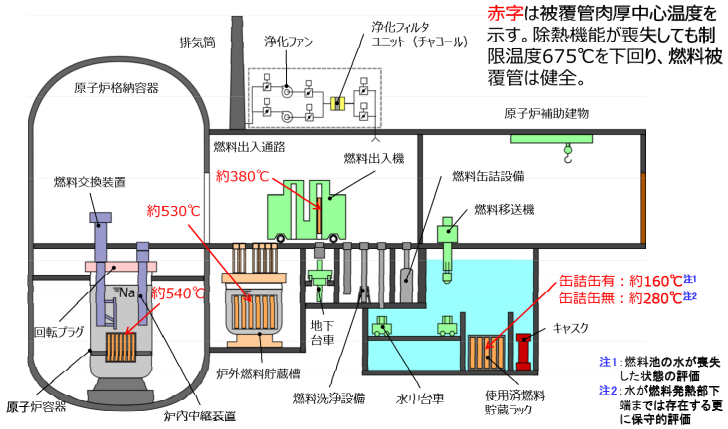


図2 冷却機能を喪失した場合の燃料被覆管温度

4. 結言

廃止措置段階（現状のプラント状態）において、放射性物質の放出が人や環境へ与えるリスクを考慮し、事故事象を整理した。想定すべき事故として「燃料取扱事故（1 体破損時の希ガス、よう素全量放出）」及び、「1 次冷却材漏えい事故（放射性物質を含む Na の流出）」を抽出し、事故評価を実施した。

更に設計想定を超える事象への対応として、大規模損壊を想定し、対応体制及び手順を整備する必要がある。続報では、燃料健全性の熱的評価及び事故評価の詳細、外的事象の評価結果を示す。

*Yoshitaka Fukano[1], Satoshi Futagami[1], Yasuhiro Enuma[1], Takayuki Suzuki[1], Ryodai Nakai[1], Makinori Ikeda[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

「もんじゅ」の廃止措置段階における安全性について
（2）燃料健全性に関わる保守的評価

Safety evaluations for MONJU during decommissioning phase

(2) Conservative thermal evaluations on fuel integrity

*森 健郎[1]，素都 益武[1]，今泉 悠也[1]，吉村 一夫[1]，深野 義隆[1]

[1]原子力機構

廃止措置段階において、重大事故に至るおそれがないことを示すために、冷却系の機能喪失時の燃料健全性を評価した。本報では、廃止措置段階での燃料の取扱いについて整理し、炉心、炉外燃料貯蔵槽、燃料池及び燃料集合体の移送中の各段階における燃料健全性に関わる保守的評価の結果を示す。

キーワード：燃料健全性，保守的評価，廃止措置段階

1. 緒言　もんじゅの廃止措置段階における安全性の評価として、燃料取出し（原子炉容器（R/V）、炉外燃料貯蔵槽（EVST）、燃料池及び燃料移送中）の各段階で、冷却系機能が喪失した場合の燃料の健全性について熱的評価を行った。

2. 各設備の保守的評価モデル　R/V の評価では、1 次主冷却系のナトリウム（Na）循環の停止を想定した。計算モデルは、1 次主冷却系からの放熱は考慮せず、保守的に R/V 内部の Na の流動が無いものとして径方向の熱伝導のみとした（図 1）。EVST の評価では、冷却系の Na 循環の停止を想定し、計算モデルは、R/V の計算モデルと同様に EVST 内部の Na の流動が無いものとして径方向の熱伝導のみとした。燃料池の評価では、燃料池の冷却系の停止及び蒸発による冷却水喪失を想定した。計算モデルは、缶詰缶及び燃料集合体内部の水あるいは空気の自然対流が無いものとして径方向の熱伝導のみとした。移送中の評価では、冷却系の停止を想定し、R/V から燃料池までの移送の各段階の中で被ふく管肉厚中心温度が最も高くなる状態を選定し、計算モデルは、燃料出入機本体内部の空気の自然対流が無いものとして構造物の熱伝導のみとした。各設備の燃料領域の計算において考慮する伝熱部の高さは、保守的に発熱部の高さのみを考慮した。また、各対象からの熱は、自然対流熱伝達により、雰囲気へ放散されるモデルとした。各計算に用いる崩壊熱量は、廃止措置期間中の最大値とした。

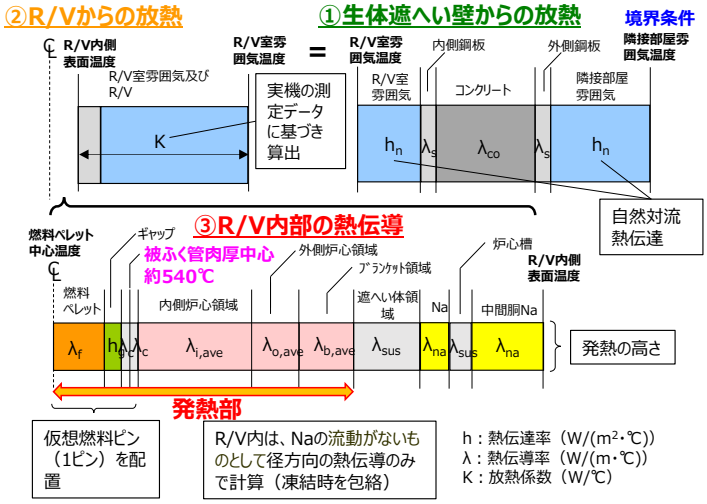


図 1　R/V の計算モデル

3. 計算結果　計算結果を表 1 に示す。上述の保守的な計算モデルを用いた場合でも、各設備共に被ふく管肉厚中心温度は、原子炉における定格出力時の同温度の熱的制限値 675℃を下回ることを確認した。

表 1　各設備の計算結果

	R/V	EVST	燃料池		移送中
評価対象	1次主冷却系停止	冷却系停止	冷却系停止（冷却水喪失）	冷却系停止（燃料発熱部下端位置まで冷却水喪失）	代表事象の冷却系停止
			缶詰缶有	缶詰缶無	
	空調停止				
被ふく管肉厚中心温度	約540℃	約530℃	約160℃	約280℃	約380℃

4. 結言　廃止措置段階においては、冷却機能喪失時においても重大事故に至る恐れがないことを評価した。

参考文献　[1]Cengel, Heat and Mass Transfer A Practical Approach 3rd Edition, [2]伝熱工学資料 第 5 版, [3]日本機械学会，管路・ダクトの流路抵抗，1979 年, [4]空気調和・衛生工学会，第 11 版 空気衛生調和工学便覧 Ⅰ 巻，1989 年

*Takero MORI[1], Masutake SOTSU[1] Yuya IMAIZUMI[1], Kazuo YOSHIMURA[1] and Yoshitaka FUKANO[1]　[1]JAEA

「もんじゅ」の廃止措置段階における安全性について (3) 廃止措置段階における事故について

Safety evaluations for MONJU during decommissioning phase
(3) Evaluation of accidents during decommissioning phase

*毛利 哲也[1]，光元 里香[1]，二神 敏[1]，巣瀬 巌[1]，江沼 康弘[1]
[1]原子力機構

廃止措置段階において着目すべき事故について、出力運転から約 21 年が経過し使用済燃料の放射能が減衰しているプラント状態を考慮し、事故の選定と評価を実施した。事故としては、希ガス及びよう素の放出に至り得る事故として燃料取扱事故、放射性物質を含む Na の流出に至り得る事故として 1 次冷却材漏えい事故を選定し、評価の結果、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないことを確認した。

キーワード：もんじゅ，廃止措置段階

1. 緒言

シリーズ発表の「(1)廃止措置段階における安全性確保の考え方」において、希ガス及びよう素の放出に至り得る事故として燃料取扱事故、放射性物質を含む Na の流出の放出に至り得る事故として 1 次冷却材漏えい事故が抽出されている。これらの事故について、現行の設置許可申請書における評価をベースに、出力運転から約 21 年が経過し放射能が減衰していること、および廃止措置中のプラント状態での放射性物質の移行経路を考慮して敷地境界における被ばく線量を評価した。

2. 燃料取扱事故の想定と評価結果

現状、取扱う使用済燃料中の希ガス及びよう素の放射能は、出力運転から約 21 年の経過に伴い減衰し、原子炉運転中とは異なり燃料取扱いルート間で放射能レベルはほぼ同一であることから、閉じ込め機能の観点で最も厳しくなる燃料池での事故を評価した。図 1 に評価条件を示す。評価の結果、実効線量は約 1.3×10^{-6}mSv となり、目安となる 5mSv を十分に下回る結果を得た。さらに、燃料取扱いルート間で想定される事故を包絡する保守的な条件として、燃料池水によるよう素の低減効果を無視した場合についても評価した結果、実効線量は約 1.6×10^{-5}mSv に留まる結果を得た。

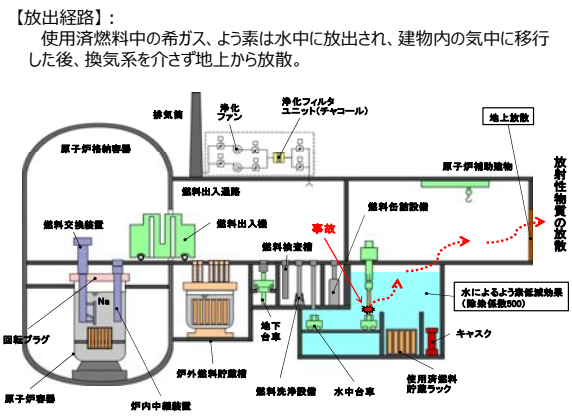


図 1　燃料取扱事故の評価条件

3. 1 次冷却材漏えい事故の想定と評価結果

もんじゅの格納容器床下は、万が一の冷却材漏えいに備え、漏えいした Na が燃焼することを抑制するために低酸素濃度の窒素雰囲気となっている。漏えい Na に含まれる放射性物質は、格納容器床下に漏えいした Na が窒素雰囲気下で燃焼することで発生する Na エアロゾルとともに床下雰囲気へ放出され、プレートアウト等にて減衰しながら格納容器床上へ移行し、アニュラスを経由して排気筒から環境へ放出される。

廃止措置段階においては、格納容器床下の窒素雰囲気は維持されるものの、格納容器は燃料体取出し作業等のために開放状態が継続すると考えられる。そこで、保守的に現行の設置許可申請書における運転状態を前提とした事故想定をベースにしつつ、格納容器開放状態として、アニュラスによる除去に期待せず、また排気筒ではなく地上放散することを想定した。さらに保守的にプレートアウト等による減衰を考慮せず、燃焼によって発生した Na エアロゾルに含まれる放射化 Na(Na-22)の全量が環境へ放出される条件とした。評価の結果、実効線量は目安となる 5mSv を十分に下回る結果を得た。

4. 結言

廃止措置中の事故として燃料取扱事故及び 1 次冷却材漏えい事故における被ばく線量を評価した結果、いずれの事故も目安となる 5mSv を十分に下回り、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないことを確認した。

*Tetsuya Mouri[1], Rika Mitsumoto[1], Satoshi Futagami[1], Iwao Suse[1] and Yasuhiro Enuma[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

「もんじゅ」の廃止措置段階における安全性について (4) 廃止措置段階におけるハザードへの耐性について

Safety evaluations for MONJU during decommissioning phase
(4) Resistance to hazards during decommissioning phase

*松井 一晃[1]，相澤 康介[1]，光元 里香[1]，二神 敏[1]，巣瀬 巌[1]，江沼 康弘[1]
[1]原子力機構

廃止措置段階におけるプラント状態及びナトリウム冷却高速炉の特徴を踏まえ、現状の「もんじゅ」の頑健性を検討している。本報では、新規制基準において追加された竜巻・火山・森林火災・内部溢水等のハザードに対する現状の耐性を報告する。

キーワード：もんじゅ，廃止措置段階，ハザード

1. 緒言

廃止措置段階におけるプラント状態及びナトリウム冷却高速炉の特徴を踏まえ、現状の「もんじゅ」の頑健性を検討している。「もんじゅ」は地震・風・洪水・積雪・津波等の自然現象、プラント内外からの飛来物、ナトリウム燃焼を含めた内部火災事象については、当初設計から考慮している。本報では、設計時の評価及びそれ以降に実施した直近の評価等をもとに、新規制基準において追加されたハザードに対する現状の耐性を報告する。

2. ハザードに対する耐性評価

ハザードに対する耐性の検討にあたっては、「もんじゅ」の従来設計時の評価が参考になる。例えば火山灰の堆積に対しては、既往の雪荷重に対する耐性に包絡される。「もんじゅ」は積雪 200cm 並びに積雪高さ 1cm あたり 30N/m^2 の雪荷重を見込んで耐震評価を行い、安全余裕を確認している。近隣プラントでの想定状況として、火山灰の堆積厚さ 10cm、密度 1.5g/cm^3（湿潤密度）とされていることを参照し、これと同条件における火山灰堆積を想定した場合の荷重は 1470N/m^2 となり、設計上想定する積雪荷重 6000N/m^2 に対して十分な余裕がある。竜巻や森林火災に対しても、一部必要な運用対応を実施することで対応可能である。

また、ナトリウム冷却高速炉の特徴を踏まえ、内部溢水に対しては、ナトリウムを保有するエリア（以降、「禁水エリア」と言う）への影響を防止することが重要である。禁水エリア外において溢水が発生した場合、床ドレン等を通じて最終的に最下層フロアに滞留するが、当該フロアは水が滞留する面積が広く、禁水エリア境界の床レベルも高所に存在するなど、構造上の耐性を有している。また、警報等により漏えいを検知し、隔離する対応手順も整備されており、これらにより禁水エリアへの水の流入を防止できる。

また、燃料池における地震時のスロッシングについても図１に示すように既往の対策により耐性を有しており、しゃへい性能や貯蔵燃料冷却への影響はなく、溢水した水が管理区域外へ流出することや禁水エリアに流入することもない。

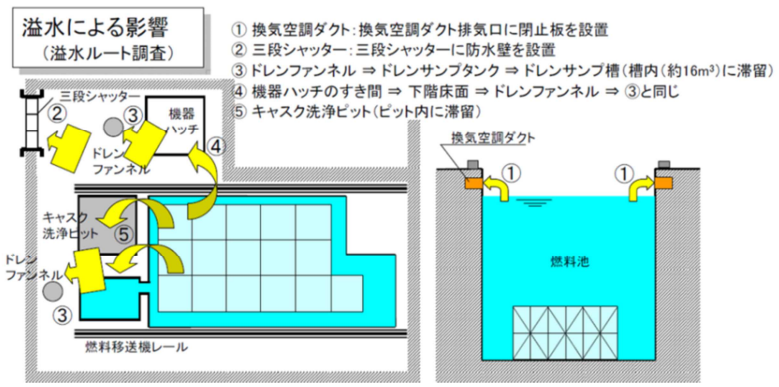


図１　燃料池のスロッシングによる溢水影響

3. 結言

設計時の評価及びそれ以降に実施した直近の評価等をもとに、新規制基準により追加されたハザードに対する現状の「もんじゅ」の耐性を検討した結果、以下の結論を得た。

○自然ハザードについては従来設計により耐性を有しており、一部必要な運用対応を実施することで対応可能である。

○内部溢水については、ナトリウム冷却高速炉の特徴でもある禁水エリアへの影響はなく、また燃料池のスロッシングも含めて溢水した水が管理区域外へ流出することもない。

参考文献

[1] 原子力規制委員会，関西電力株式会社美浜発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書（３号発電用原子炉施設の変更）に関する審査書（核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第４３条の３の６第１項第２号（技術的能力に係るもの）、第３号及び第４号関連），平成２８年１０月５日

*Kazuaki Matsui[1], Kosuke Aizawa[1], Rika Mitsumoto[1], Satoshi Futagami[1], Iwao Suse[1] and Yasuhiro Enuma[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

「もんじゅ」廃止措置段階における電気・計装設備の熱的耐性について

Evaluation thermal resistance of electric instrumentation and installation for MONJU during decommissioning phase

*川名子 翔[1], 光元 里香[1], 二神 敏[1], 巣瀬 巖[1], 江沼 康弘[1]
[1]原子力機構

「もんじゅ」の廃止措置段階においては安全性を確保しつつ、一方では運用設備の範囲を合理的に設定する必要がある。この検討の一環として、空調設備が停止した場合の雰囲気温度の上昇について評価・検討を実施し、実測値との比較により、電気・計装設備の熱的耐性を検討した。

キーワード：もんじゅ, 廃止措置段階, 換気空調設備, 電気・計装設備

１．緒言

「もんじゅ」は廃止措置に移行する。現時点では炉心に燃料が装荷された状態であるが、崩壊熱及び放射能が極めて低いことから、安全確保上機能を維持すべき設備の範囲は、出力運転時と比較し極めて限定的となる。それらを踏まえ、電気・計装設備の熱的ハザード要因となる空調設備停止時の電気・計装設備の耐性について確認した。

２．評価方法

原子力プラントの建屋の躯体壁は、一般的な建築物と比較し頑健に作られており、系統分離設計や火災区画化のため、建屋内は細かく区分されている。そのため、対象区画内の雰囲気温度の上昇を評価する場合、隣接区画の温度を境界として評価することが可能である。また、対象区画に配置された設備からの放散熱を、実際の負荷に合わせて適切に見積もる必要がある。これらのことを考慮し、電気・計装設備の盤類が集中配置されている電気設備区画を対象として、空調設備停止時の雰囲気温度評価のための簡易計算モデルを構築し、対象区画の雰囲気温度上昇を求めた。それらの結果と実際に空調設備を停止し、対象区画の雰囲気温度変化を測定した結果とを比較することで、一定程度の保守性を有して雰囲気温度の上昇が評価できるよう計算に用いる物性値を設定する。このようにして妥当性及び保守性を確認した計算モデルを用い、廃止措置段階においても運用する設備が配置されている対象区画の空調設備が停止した場合の雰囲気温度上昇を評価することで、空調設備が停止するような熱的な共通要因に対して、電気・計装設備が熱的耐性をどの程度有しているかを確認した。

３．計算モデル

空調停止時の雰囲気温度の上昇は、対象区画の盤類からの放散熱、空気及び躯体コンクリートの熱容量等を基に、隣接区画の温度を境界条件として１点近似伝熱計算により求めた。雰囲気（空気）と躯体コンクリートの熱伝達率は、天井、側壁、床面の熱伝達率の内、熱伝達率が最も小さくなる床面の値を採用し、熱容量については、対象区画内に配置されているケーブルトレイ、空調ダクト類は考慮しない簡易モデルとした。

４．評価結果

対象区画の空調設備停止時の雰囲気温度変化の解析結果の初期の温度変化と実測値とを比較した例を図１に示す。これにより、今回の計算モデルが一定程度の保守性を有して対象区画の雰囲気温度の評価ができることを確認した。雰囲気温度の解析の初期温度は、比較のため実測値の初期温度 19℃とした。対象区画の雰囲気温度の季節間温度変動は最低温度約 15℃、最高温度約 24℃となっており、今回の雰囲気温度計算の初期温度に対して、これらの変動を考慮した場合でも、空調設備停止により、電気・計装設備の使用環境条件温度の上限である 40℃に到達するまで、様々な対応をとることができる時間的裕度が確保されていることを確認した。

５．結言

簡易計算モデルによる１点近似伝熱計算にて評価できることを実測値との比較により確認した。これらの計算モデルを用いて、対象区画の雰囲気温度変化を評価し、電気・計装設備の使用環境条件温度の上限である 40℃に到達するまで、様々な対応をとることができる時間的裕度が確保されていることを確認した。

今後、これらの計算モデルを用いて、電気・計装設備が配置されている他の区画の雰囲気温度についても評価を進め、廃止措置段階における空調設備の運用等に反映していく。

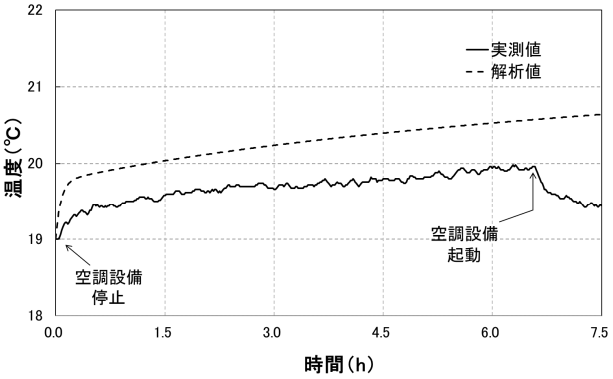


図１ 解析値と実測値との比較（温度変化初期）

*Sho Kawanago[1], Rika Mitsumoto[1], Satoshi Futagami[1], Iwao Suse[1], Yasuhiro Enuma[1]
[1]JAEA

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

Thu. Sep 14, 2017 4:05 PM - 5:25 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 7:05 AM - 8:25 AM UTC | Room J C309 - C Block

[2J15-19] Pump and Reactor Vessel of Na-cooled Reactor

Chair:Yuichi Ohtani (MHI)

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

[2J15] The results obtained from the 20 years of "Monju" plant data

(10)Effect of natural convection prevention plate in primary sodium pump(2)

*Tatsuya Morioka[1], hashidate ryuta[1], Sawazaki Hiromasa[1], Shiotani Hiroki[1], Kunogi Kosuke[1] (1. JAEA)

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

[2J16] The results obtained from the 20 years of "Monju" plant data

(11)the shaft sealing mechanism of primary sodium pump

*Ryuta Hashidate[1], Tatsuya Morioka[1], Hiromasa Sawazaki[1], Hiroki Shiotani[1], Ikuhito Obata[1], Takanori Kobayashi[1], Ryouichi Uekura[1], (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

[2J17] Preliminary Studies for Applicability related to the Large Reactor Vessel of Pool-type SFR

(1)Seismic Evaluation

*Masato Uchita[1], Koji Dozaki[1], Tetsuji Suzuno[2], Tsuyoshi Fukasawa[2], Hiroki Hayafune[3], Atsushi Katoh[3] (1. Japan Atomic Power Company , 2. Mitsubishi FBR Systems Inc., 3. Japan Atomic Energy Agency)

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

[2J18] Preliminary Studies for Applicability related to the Large Reactor Vessel of Pool-type SFR

(2)Thermal Hydraulic Analysis

*Hiroyuki Hagiwara[1], Osamu Watanabe[1], Kazuhiro Oyama[1], Masato Ando[1], Hiroyuki Ohshima[2], Hidemasa Yamano[3] (1. MFBR, 2. JAPC, 3. JAEA)

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

[2J19] Preliminary Studies for Applicability related to the Large Reactor Vessel of Pool-type SFR

(3)Thermal Transient Evaluation

*Yoshitaka Chikazawa[1], Shigenobu Kubo[1], Takayuki Miyagawa[2], Masao eto[3] (1. JAEA, 2. JAPC, 3. MFBR)

5:20 PM - 5:25 PM JST | 8:20 AM - 8:25 AM UTC

Time reserved for Chair

２０年間のもんじゅプラントデータから得られた成果について （１０）１次主冷却系循環ポンプの自然対流防止板の効果（Ⅱ）

The results obtained from the 20 years of “Monju” plant data

（１０）Effect of natural convection prevention plate in primary sodium pump (Ⅱ)

*森岡 辰也[1]，橋立 竜太[1]，澤崎 浩昌[1]，塩谷 洋樹[1]，椙木 孝介[1]

[1]原子力機構

2017 年春の年会[1]において、「もんじゅ」1 次主冷却系循環ポンプの健全性確保に自然対流防止板の効果があり、周方向温度差が設計許容範囲を超えないことを、20 年間のプラントデータを用いて報告した。今回は、ガス層上部及び中部に比べて周方向温度差の大きいガス層下部について検討した。

キーワード：もんじゅ、1 次主冷却系循環ポンプ、周方向温度差、自然対流防止板、Na 防渦板

1. 緒言

ガス層下部において、自然対流防止板の効果により「もんじゅ」の設計許容範囲（15℃）を超える温度差は生じなかったが、45,135,225,315°に位置する点（場所）で温度が上昇する例が見られた。そこで、ガス層下部の周方向温度差に対する Na 流量や温度の影響及び温度の角度依存性等を検討した。

2. 検討内容

20 年間（6 時間毎）のプラントデータから Na の流量及び温度の異なる時期のデータを抽出し、ケーシングの熱変形に大きく影響すると考えられる対角の点（ポンプの反対側）の温度差に留意して、ガス層下部の周方向温度の角度依存性を確認した。また、ポンプの内部構造物としてガス層に突き出て設置された Na 防渦板が温度の角度依存性を生じさせたと推定し、Na 防渦板が無い角度（0,90,180,270°:A 群）と有る角度（45,135,225,315°:B 群）の 2 群に分け（図 1）、各々の群内の最大温度差を確認した。さらに、1 分間隔のデータを用いて、ガス層下部温度の角度依存性及び Na 温度変動時の挙動を確認した。

3. 結言

周方向温度差の Na 流量依存性は顕著ではないが、温度上昇に伴って A,B 群の温度差は大きくなる。同じ群内での温度差は、周方向の全ての点の間の温度差と比べて最大 60%程度と小さく、特に対角の点間の温度差が小さかった（図 2）。さらに、1 分間隔のデータからも Na 温度変動時に同様の角度依存性が確認できた。これらの結果から、ガス層下部の温度差には、Na 防渦板の影響が大きいと考えられる。そのため、今後は、Na 防渦板の効果・影響も考慮して大型ポンプを設計すること、また、周方向の全ての点ではなく対角の点同士の最大温度差に着目することで、運転管理・監視を合理化できる可能性がある。

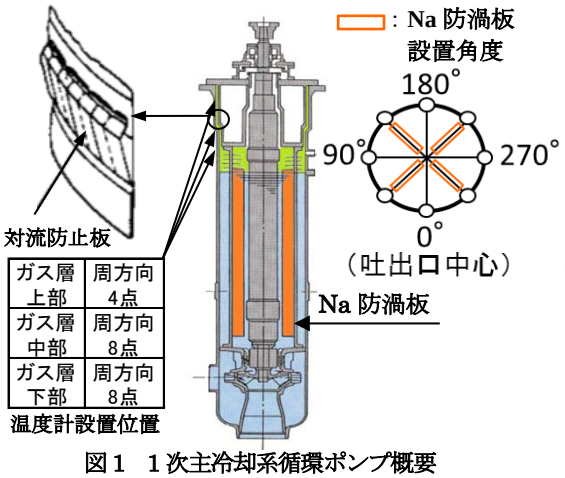


図１　１次主冷却系循環ポンプ概要

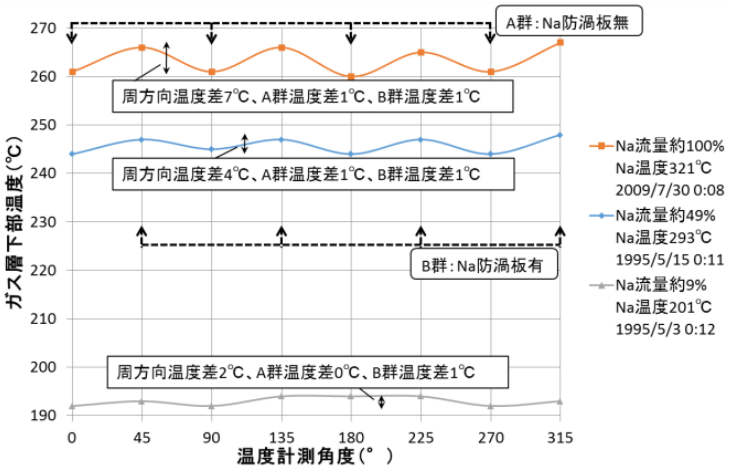


図２　ガス層下部温度の角度依存性

参考文献

[1] 森岡他、20 年間のもんじゅプラントデータから得られた成果について　(5)1 次主冷却系ポンプの自然対流防止版の効果、日本原子力学会、2017 年春の年会（2017）

*Tatsuya Morioka[1], Ryuta Hashidate[1], Hiromasa Sawazaki[1], Hiroki Shiotani[1] and Kosuke Kunogi[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

２０年間のもんじゅプラントデータから得られた成果について （１１）１次主冷却系循環ポンプの軸封機構について

The results obtained from the 20 years of “Monju” plant data （１１）the shaft sealing mechanism of primary sodium pump

*橋立 竜太[1]，森岡 辰也[1]，澤崎 浩昌[1]，塩谷 洋樹[1]，小幡 行史[1]，小林 孝典[1]，上倉 亮一[1]
[1]原子力機構

「もんじゅ」1 次主冷却系循環ポンプの軸封機構に関し、「もんじゅ」プラントデータ等を用いて、アルゴン（Ar）ガス拡散シール及びメカニカルシールの効果及びナトリウム（Na）冷却高速炉特有の軸封機構の設計妥当性の検討結果を報告する。

キーワード：もんじゅ、1 次主冷却系循環ポンプ、メカニカルシール、カバーガスバウンダリ

1. 緒言

Na 冷却高速炉である「もんじゅ」の 1 次主冷却系循環ポンプの開発にあたっては、常陽に比べ高圧な放射性 Na ベーパを含むカバーガスの漏えい、Na の蒸着及びそれに起因するかじり発生の防止等が課題であった。カバーガスと大気を遮断するため、①Ar ガスをパージして Na ベーパの上昇を防止する Ar ガス拡散シール、②上下 2 段にメカニカルシールを配置し、その間にカバーガス圧よりも高圧に保った油を内包したダブルシール構造を採用している（図 1 参照）。

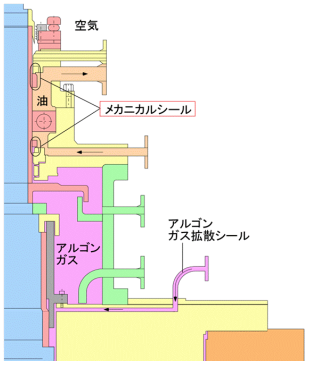


図 1　1 次主冷却系循環ポンプの軸封機構構造

2. 検討内容

①シール面の目視観察結果及びシールガス流量のデータを用いて、Ar ガス拡散シールの効果を確認した。②シールに内包した油の漏えい速度及びメカニカルシール補修時のシール材磨耗量等の保全データを用いて、「もんじゅ」1 次主冷却系循環ポンプのメカニカルシールの機能が維持されている状況を確認した。

3. 検討結果・考察

①Ar ガス拡散シールに関しては、補修時の目視観察結果から Na が蒸着した痕跡は確認されなかった。また、ポンプのシールガス流量にも異常は見当たらず、カバーガスの上昇が抑えられていた。②メカニカルシールに関しては、合計 1400ℓ の油を 25ℓ/min で循環させており、メカニカルシールに内包した油の漏えい速度が許容値である 2ℓ/h 以下ならば、下部のカバーガスと上部の大気を遮断することができる。油の漏えい速度を確認した結果、最大 30mℓ/h 程度になっており、許容値と比較して極めて小さかった（図 2 参照）ことから、メカニカルシール下部のカバーガスと上部の空気は、20 年間を通じて遮断されていたと考えられる。

また、「もんじゅ」の保全では、軸封機構の機能維持を目的として、定期的にメカニカルシールを分解してシール材の研磨及びシール材の寸法測定を実施している。その結果、シール材の摩耗（劣化）の進展は、大半を占めたポニーモータ運転（低速回転）の時期に加え、主モーター運転（高速回転）を行った時期を含めても非常に緩慢であることが判明しており、油の漏えい量を長期間抑制してメカニカルシールの機能維持に貢献したと考えられる。

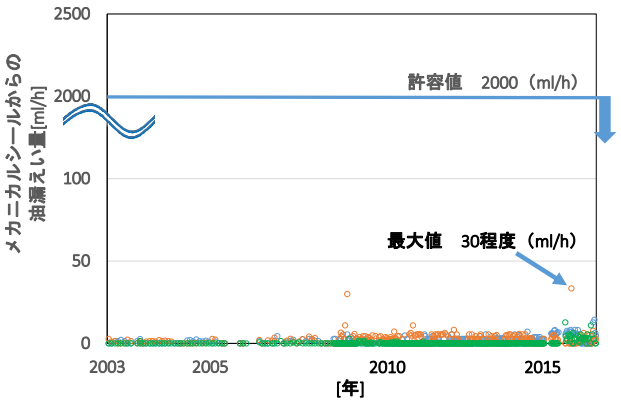


図 2　メカニカルシールの油漏えい量

4. 結言

1 次主冷却系循環ポンプの軸封機構に採用した、①Na ベーパに対する Ar ガス拡散シール、及び②メカニカルシールの現在までのもんじゅの運転の範囲で設計妥当性をプラントデータ等により確認した。運転時のシール材摩耗は小さく、メカニカルシール補修間隔の合理化や次期炉の運転維持費の低減化にあたって有意義な成果が得られたと考える。

*Ryuta Hashidate[1], Tatsuya Morioka[1], Hiromasa Sawazaki[1], Hiroki Shiotani[1], Ikuhito Obata[1], Takanori Kobayashi[1]and Ryoichi Uekura[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

タンク型 SFR の大型原子炉容器に関する適用性の予備的検討 (1) 耐震評価

Preliminary Studies for Applicability related to the Large Reactor Vessel of Pool-type SFR
(1) Seismic Evaluation

*内田　昌人[1]，堂崎　浩二[1]，鈴野　哲司[2]，深沢　剛司[2]，早船　浩樹[3]，加藤　篤志[3]
[1]日本原子力発電，[2]三菱 FBR システムズ，[3]日本原子力研究開発機構

タンク型のナトリウム冷却高速炉（SFR）の原子炉容器について、国内軽水炉サイト相当の地震条件を用いて耐震性の検討を行い、大型化に伴う原子炉容器の座屈に対する必要肉厚と水平免震装置から 3 次元免震装置に変更した場合の耐震性向上の程度を明らかにした。

キーワード：タンク型炉，原子炉容器，座屈評価，3 次元免震装置

1. 緒言

仏 ASTRID に代表されるタンク型のナトリウム冷却高速炉（SFR）は、原子炉容器内に一次系機器を内包することから、もんじゅに代表されるループ型に比べ原子炉容器径が相対的に大きい。国内軽水炉サイトに代表される厳しい地震条件下では、原子炉容器の大型化を指向する上で、その耐震性がクリティカルとなる可能性がある。

本検討では、タンク型 SFR において、地震動に起因する座屈の防止に着目した原子炉容器の必要肉厚の感度評価を行うとともに、水平免震装置から 3 次元免震装置に変更した場合の耐震性向上の程度を明らかにした。

2. 耐震性検討

2-1. 地震動等の設定

国内軽水炉サイト相当の地震条件（条件 A/条件 B）を入力とする原子炉建屋の地震応答解析（高速炉用水平免震装置を適用）を実施し、原子炉容器取付部における床応答曲線を設定した。原子炉容器構造は、水平免震装置の固有振動数に支配される床応答曲線の卓越ピークに配慮して、コアサポート支持部等の剛性を確保した構造を検討し荷重抑制を図った。

2-2. 原子炉容器肉厚の感度評価

原子炉容器の径を 15mとした場合と大型プラントを想定して 19mとした場合について、原子炉容器胴の座屈防止に着目して必要肉厚の感度評価を行った。その結果、原子炉容器径 19mとした場合の座屈評価を満足するために必要な肉厚は、水平免震装置を採用した場合は 60ｍｍと 70ｍｍとなった（図 1 参照）。

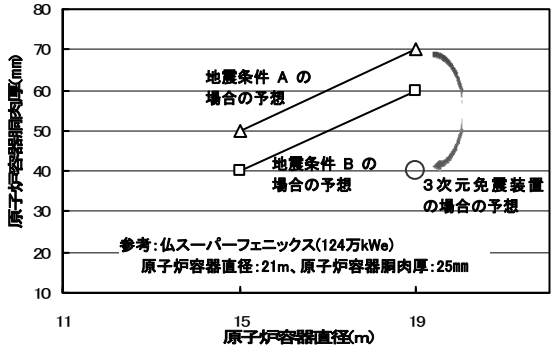


図1. 原子炉容器直径に対する原子炉容器胴の必要肉厚

2-3. 免震装置の変更

原子炉容器に作用する上下方向の地震応答の低減効果も見込め、かつ有意なロッキング振動が生じない、上下の固有振動数 3Hz 程度の 3 次元免震装置（積層ゴムと皿ばねの直列系）を提案し、その有効性を地震応答解析により確認した。その結果、3 次元免震装置による上下地震応答低減によって、必要肉厚が原子炉容器径 19mの場合 4 割程度低減できる見通しを得た（図 1 参照）。

3. 結論

タンク型 SFR の大型原子炉容器について、国内軽水炉サイトの標準的な地震条件下においての適用性があること、及び水平免震装置から 3 次元免震装置に変更した場合、上下地震応答低減が可能となり、耐震性上必要となる原子力容器の肉厚の低減が可能であることを明らかにした。

本報告は、経済産業省からの受託事業である「平成 27 年度高速炉等技術開発」及び「平成 28 年度高速炉国際協力等技術開発」の一環として実施した成果である。

---

*Masato Uchita[1], Koji Dozaki[1], Tetsuji Suzuno[2], Tsuyoshi Fukasawa[2], Hiroki Hayafune[3] and Atsushi Katoh[3]
[1]Japan Atomic Power Company, [2]Mitsubishi FBR Systems Inc., [3]Japan Atomic Energy Agency

タンク型 SFR の大型原子炉容器に関する適用性の予備的検討
（2）熱流動解析

Preliminary Studies for Applicability related to the Large Reactor Vessel of Pool-type SFR
(2) Thermal Hydraulic Analysis

*萩原 裕之[1]，渡辺 収[1]，大山 一弘[1]，安藤 将人[2]，大島 宏之[3]，山野 秀将[3]
[1]三菱 FBR システムズ，[2]日本原子力発電，[3]日本原子力研究開発機構

タンク型炉を対象とした熱流動評価を実施し、タンク型炉の導入を想定した場合に重要となる原子炉容器内の熱流動課題を摘出した。今後、検討すべき重要な熱流動課題として、トリップ時の内容器内外面の温度変化、定格運転時の炉壁冷却部の自然対流及びホットプール自由液面からのカバーガス巻き込み等が挙げられる。

キーワード：タンク型炉，ナトリウム冷却高速炉，3 次元熱流動解析

1. 緒言

日仏国際協力のもと、タンク型炉である ASTRID[1]の開発協力が行われている。これに伴い、国内においてもタンク型炉の設計検討を進めており、それに役立つタンク型炉に対する知見の拡充及び国内適用性評価を実施している。本報では、電気出力 600MWe クラスのタンク型炉を対象とした 3 次元熱流動解析等により、タンク型炉で重要となる原子炉容器内の熱流動課題を摘出した検討結果を報告する。

2. 熱流動評価

2-1. 内容器の熱過渡

ホットプール(HP)とコールドプール(CP)を隔てる内容器の内外面には、定格運転時に約 100℃の温度差が生じる。一方、原子炉トリップ後の 1 次系流量を定格時の 25%とした強制循環崩壊熱除去を想定した場合、高温冷却材が中間熱交換器を除熱されずに通過し、CP 上部の温度が上昇、炉心出口温度の低下により HP 下部温度が低下するため、内容器の内外面温度は逆転し約 40℃の温度差が生じる（図 1）。この内外面温度の変化幅により内容器の構造健全性は厳しくなる。

2-2. 炉壁冷却部の熱対流

炉壁冷却部の下降流路では、上方から低温冷却材が供給され、側面から HP により加熱されるため、不安定な温度分布となり、熱対流が生じる。これにより流路内には変化幅約 20℃、周期約 2 分の温度変動が生じ、構造健全性が厳しくなる。

2-3. ガス巻き込み

HP 自由液面の最大流速は約 0.6m/s である。砕波によるガス巻き込みが生じる可能性があり、炉心出力の変動等への影響を確認する必要がある。

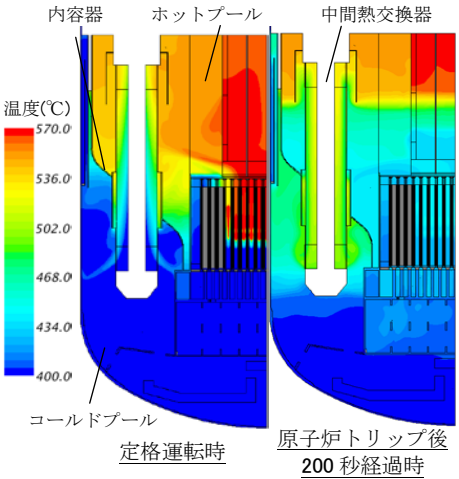


図 1 主容器内温度分布

3. 結論

電気出力 600MWe クラスのタンク型炉を対象とした熱流動評価により、原子炉トリップ時の内容器の内外面温度変化、定格運転時の炉壁冷却部の熱対流及び HP 自由液面からのカバーガス巻き込み等の熱流動課題を摘出した。今後はこれらの課題についての熱流動評価を詳細化し、適切な対策を検討する計画である。

本報告は経済産業省からの受託事業である「平成２５年度高速炉等技術開発」の一環として実施した成果である。

参考文献 [1] J. Rouault, et al., Proceedings of ICAPP 2015

*Hiroyuki Hagiwara[1], Osamu Watanabe[1], Kazuhiro Oyama[1], Masato Ando[2], Hiroyuki Ohshima[3] and Hidemasa Yamano[3]
[1]Mitsubishi FBR Systems, [2]Japan Atomic Power Company, [3]Japan Atomic Energy Agency

タンク型 SFR の大型原子炉容器に関する適用性の予備的検討
(3) 耐熱評価

Preliminary Studies for Applicability related to the Large Reactor Vessel of Pool-type SFR

(3) Thermal Transient Evaluation

*近澤　佳隆[1]，久保　重信[1]，宮川　高行[2]，衛藤 将生[3]

[1]日本原子力研究開発機構，[2]日本原子力発電，[3]三菱 FBR システムズ

タンク型炉の主容器液面近傍部を対象に熱応力解析を行い、耐熱性を検討した。主容器の肉厚は厳しい地震条件に対応した構造とし、スクラム時の液位変動を荷重条件に取り入れて、主容器液面近傍部のクリープ疲労損傷評価及び液面ラチェット評価を行った

キーワード：タンク型炉，原子炉容器，熱過渡，クリープ疲労

1. 緒言

仏 ASTRID に代表されるタンク型炉を国内軽水炉サイトに代表される厳しい地震条件下に整合するように検討した場合、必要肉厚等が増加し、耐熱性の成立性が厳しくなる可能性がある。本検討では、耐震強化された原子炉構造（図 1）に対し主容器径 15m（600MWe 級）、肉厚 40mm を基本的な検討条件とし、液面ラチェットとクリープ疲労評価を評価し、肉厚および径が変化した場合の影響を評価した。

2. 耐熱性検討

(1)　液面ラチェット　熱過渡の想定回数としては通常起動（起動日数 1.5 日）330 回、通常停止（停止日数 0.75 日）80 回、手動トリップ 250 回を想定し、FINAS による応力解析を行った。起動時の応力の軸方向分布を図 2 に示す。一次＋二次膜応力強さの最大値は起動開始後 20h において 147MPa と評価され、制限値の 178MPa を満たす。

(2)　クリープ疲労損傷　過渡における発生応力の変動幅を図 3 に示す。最大値は 323MPa となり、クリープ損傷係数はほぼ 0、疲労損傷係数の 0.016 と合計しても、制限値である 1 より十分小さい値となった。

(3)　肉厚および出力増加の影響評価　制限値に対し余裕が小さい液面ラチェットについて肉厚および出力が増加した場合の影響を評価した。肉厚が 40mm から 45mm に増加した場合、一次＋二次膜応力強さは 1.06 倍増加する。この場合 156MPa であり、制限値 178MPa を満たす。出力を 600MWe 級から 1500MWe に増加した場合、主容器径は約 20.4m、肉厚は 60mm から 85mm が想定され。この場合の応力はそれぞれ 206MPa、250MPa となり、制限値を超える。ただし、起動日数をそれぞれ 2.3 日、3.5 日とする対応で制限値を満たすことができる。また、3 次元免震を採用する場合は肉厚が低減するため応力が低減される。

3. 結論

タンク型 SFR の大型主容器について、国内軽水炉サイトの標準的な地震条件下において耐熱成立性があることがわかった。大型化を想定した場合、応力が増加するが、起動日数の延長、3 次元免震の採用等により対応可能であることがわかった。

本報告は、経済産業省からの受託事業である「平成 27 年度高速炉等技術開発」及び「平成 28 年度高速炉国際協力等技術開発」の一環として実施した成果である。

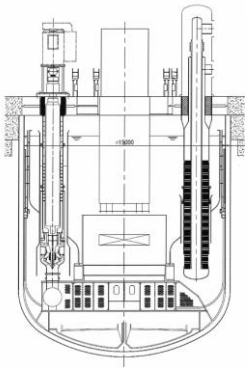


図 1 原子炉構造

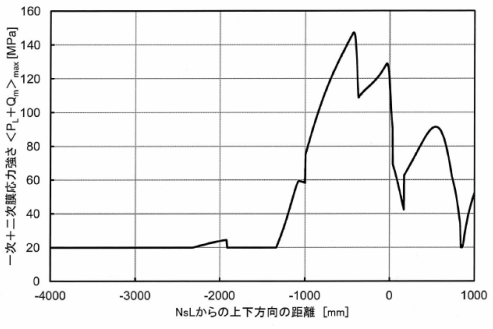


図 2　起動時の一次＋二次膜応力強さ

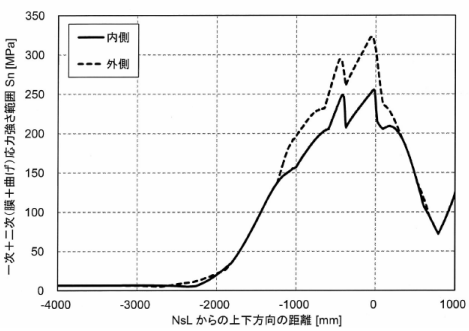


図 3　過渡時の膜＋曲げ応力強さ変動幅

*Yoshitaka Chikazawa[1], Shigenobu Kubo[1], Takayuki Miyagawa[2], Masao Eto[3]

[1] Japan Atomic Energy Agency, [2] Japan Atomic Power Company., [3] Mitsubishi FBR Systems Inc

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

Thu. Sep 14, 2017 5:25 PM - 6:30 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 8:25 AM - 9:30 AM UTC | Room J C309 - C Block

[2J20-23] Decay Heat Removal and Na-cleaning

Chair:Masato Uchita (JAPC)

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

[2J20] Study on In-Vessel Coolability by Decay Heat Removal Systems in Sodium-cooled Fast Reactors

Preliminary Investigation of Experimental Requirements for A Sodium Test Apparatus with Different In-Vessel Direct Heat Exchangers

*Masaaki Tanaka[1], Katsunori Amano[1], Nobuyuki Ishikawa[1], Kunihiko Nabeshima[1], Hiroyuki Ohshima[1], Kazuhiro Oyama[2], Hironori Nakamura[2], Takashi Ichihara[2] (1. JAEA, 2. MFBR)

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

[2J21] PLANDTL-2 Experiment for Evaluation of Decay Heat Removal in Sodium-cooled Fast Reactors

Preliminary Confirmation Tests of Fundamental Performance at Steady and Transient Conditions

*Jun Kobayashi[1], Toshiki Ezure[1], Takamitsu Onojima[1], Ayako Ono[1], Akikazu Kurihara[1], Masaaki Tanaka[1], Hiroyuki Ohshima[1] (1. JAEA)

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

[2J22] Dry Cleaning Process Test for Fuel Assembly of Fast Reactor Plant System

(1)Sodium Test Loop Operation

*Yuichi Ohtani[1], Hideyuki Kudoh[1], Seiho Utsumi[1], Masako Tanaka[1], Atsushi Katoh[2], Yoshitaka Chikazawa[2], Keiichi Nagai[2], Kuniaki Ara[2], Masahiko Ohtaka[2], Akihiro Ide[3] (1. MHI, 2. JAEA, 3. MFBR)

6:10 PM - 6:25 PM JST | 9:10 AM - 9:25 AM UTC

[2J23] Dry Cleaning Process Test for Fuel Assembly of Fast Reactor Plant System

(2)Test Results and Prediction Evaluation of a Fuel Assembly

*Hideyuki Kudoh[1], Ohtani Yuichi[1], Seiho Utsumi[1], Masahide Hara[1], Atsushi Katoh[2], Yoshitaka Chikazawa[2], Keiichi Nagai[2], Kuniaki Ara[2], Masahiko Ohtaka[2], Akihiro Ide[3] (1. MHI, 2. JAEA, 3. MFBR)

6:25 PM - 6:30 PM JST | 9:25 AM - 9:30 AM UTC

Time reserved for Chair

ナトリウム冷却高速炉における崩壊熱除去システムの炉内冷却特性に関する研究 ～多様な炉内冷却器を有するナトリウム試験装置への 試験要求項目の予備的検討～

Study on In-Vessel Coolability by Decay Heat Removal Systems in Sodium-cooled Fast Reactors
Preliminary Investigation of Experimental Requirements for A Sodium Test Facility with Different In-Vessel Direct Heat Exchangers

*田中 正暁[1]，天野 克則[1]，石川 信行[1]，鍋島 邦彦[1]，大島 宏之[1]，
大山 一弘[2]、中村 博紀[2]、市原 隆司[2]
[1]原子力機構，[2]MFBR

シビアアクシデント時を含む崩壊熱除去時の多様な炉内冷却システムの成立性確認を目的とするナトリウム試験（AtheNa-RV/DHRS）について試験要求項目及び試験装置の具体化に係る設計課題について検討した。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，崩壊熱除去システム，炉内冷却特性，ナトリウム試験装置

1. 緒言 ナトリウム冷却高速炉の安全性強化の一環として、シビアアクシデント（SA）時の崩壊熱除去能力の強化及び確保が重要な課題[1]となっている。日本原子力研究開発機構（JAEA）では、多様な崩壊熱除去システム（DHRS）の実現に資するため、SA 時の除熱特性に着目した水流動試験装置（PHEASANT）[2]、炉心部の除熱特性に着目したナトリウム試験装置（PLANDTL-2）[3]、そして SA 時を含む様々なプラント条件下での多様な DHRS による炉容器内の除熱特性に着目したナトリウム試験装置（AtheNa-RV/DHRS）による試験研究と数値解析評価手法整備を含む解析研究を組み合わせた研究開発プログラムを計画（一部実施）している[4]。本報では、設計段階にある AtheNa-RV/DHRS について、既往知見を参照し、試験要求項目及び試験装置の具体化に係る設計課題について検討した結果を報告する。

2. DHRS 既往研究 AtheNa-RV/DHRS の検討に資するため、DHRS に関する既往研究の調査を行った。主要な既往研究について概説する。JAEA において、ナトリウム試験装置（PLANDTL-DHX）を用い、炉内冷却器（DHX）からの低温ナトリウムが集合体間ギャップ部を通過する流れ（IWF：インターラッパフロー）による炉心部の除熱効果が示されている[5-7]。また、ループ型の大型ナトリウム冷却高速炉の炉心部および 1 次主冷却系を把握するため、相似則検討により設計された 1/10 縮尺水流動試験装置を用いて過渡時における崩壊熱除去特性についての知見が得られている[8,9]。

3. 要求項目検討 暫定体系である試験装置（AtheNa-RV）[4]を対象に、多次元熱流動解析を実施するとともに、2.の既往研究を参考に、無次元数（レイノルズ数、ペクレ数、リチャードソン数、修正グラスホフ数、修正ブシネスク数）を用いた相似則検討を行った。その結果、AtheNa-RV/DHRS に対して、多様な DHRS が稼働する場合の IWF による影響把握を含めた炉心除熱特性に着目した試験装置とすることが有効であること、下部プレナムにコアキャッチャ上のデブリ発熱を模擬することで SA 時の熱流動場の傾向を把握可能であることが示された。また、実機実証データの取得を目的とするには 1/3 縮尺より大きな試験装置とする必要があることが示された。さらに、新たに（1）炉容器および主冷却系を模擬した 1/10 縮尺水流動試験装置による過渡特性把握試験、（2）実機で採用される熱交換器内の伝熱に着目した実寸（小規模）試験、（3）コアキャッチャ上のデブリ冷却に着目した実機構造を模擬した SA 試験の必要性が抽出された。

3. 結言 多様な DHRS の成立性確認を目的とする AtheNa-RV/DHRS については、IWF を含む炉心部および下部プレナム部に堆積したデブリの除熱特性把握を前提としたナトリウム試験装置として具体化を図る。

参考文献 [1]H. Kamide, et al., NED, 312 (2017), p.30, [2]A, Ono, et al., ICAPP'17 (2017), No.17230, [3]小林ら, 2015 秋の大会,C14, [4]鍋島ら, 2016 年春の年会, 1D11, [5]H. kamide, NT, 133(2001), p.77, [6]M. Nishimura, NED, 200 (2000), p.157, [7]A. Ono, et al., JNST, (2016), p.1385, [8] 古賀ら, **電力中央研究所報告** N10009 (2010), [9]O. Watanabe, et al., JNST, 52 (2015), p.1102.

謝辞 本報告は、経済産業省からの受託事業である「高速炉国際協力等技術開発」の一環として実施した成果を含む。

*Masaaki Tanaka[1], Katsunori Amano[1], Nobiyuki Ishikawa[1], Kunihiko Nabeshima[1], Hiroyuki Ohshima[1], Kazuhiro Oyama[2], Hironori Nakamura[2], Takasi Ichihara[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Mitsubishi FBR systems INC.

高速炉崩壊熱除去特性に関する PLANDTL-2 試験
-基本性能および定常・過渡特性の把握に係わる予備試験結果-

PLANDTL-2 Experiment for Evaluation of Decay Heat Removal in Sodium-cooled Fast Reactors
- Preliminary Confirmation Tests of Fundamental Performance at Steady and Transient Conditions -

*小林順[1]、江連俊樹[1]、小野島貴光[1]、小野綾子[1]、栗原成計[1]、田中正暁[1]、大島宏之[1]
[1]原子力機構

ナトリウム冷却高速炉における崩壊熱除去時の炉内熱流動現象の把握・予測に向け、ナトリウム試験装置（PLANDTL-2）での予備試験を実施し、基本性能ならびに定常・過渡特性を確認した。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，崩壊熱除去，炉内冷却器

1. 緒言　原子力機構では、ナトリウム冷却高速炉の安全性強化の観点から、シビアアクシデント（SA）時を含む様々なプラント条件で対応可能な崩壊熱壊熱除去システム（DHRS）の構築を進めている[1]。その一環として、浸漬型炉内冷却器（浸漬型 DHX）による崩壊熱除去時の炉内熱流動現象の把握・予測に向け、PLANDTL-2 試験装置[2]を用いたナトリウム試験を開始した。本報では、試験装置の基本性能確認ならびに定常・過渡特性の把握を目的として実施した予備試験結果を報告する。

2. PLANDTL 試験装置の概要　図 1 に PLANDTL-2 試験体の概略図を示す。試験体は、模擬炉心部入口のプレナム部、模擬炉心部および上部プレナム部から構成される。模擬炉心部は、内径 0.9m の円筒内に六角管流路が複数体挿入された構造となっており、模擬炉心部には、燃料集合体を模擬した電気ヒータを有する発熱チャンネル 30 体、制御棒チャンネル及び最外周の模擬遮蔽体を模擬した非発熱チャンネル 24 体を有する。上部プレナム部は、上下鏡板部を有する内径 1.95m の円筒容器であり、流出配管 2 本、UIS（コラム型）および浸漬型 DHX（1 基）等で構成される。なお、図 1 右下に示す炉心閉塞機構（金属球）により発熱チャンネル出口を閉塞させて、炉心損傷等で炉心が閉塞した状態を模擬する。さらに、上部プレナム部および模擬炉心部に多数配置した熱電対により詳細な温度計測を行い、模擬燃料集合体間のギャップ部で発生するインターラッパフロー（IWF）による炉心除熱特性、浸漬型 DHX の影響等、崩壊熱除去時の熱流動特性を把握する。

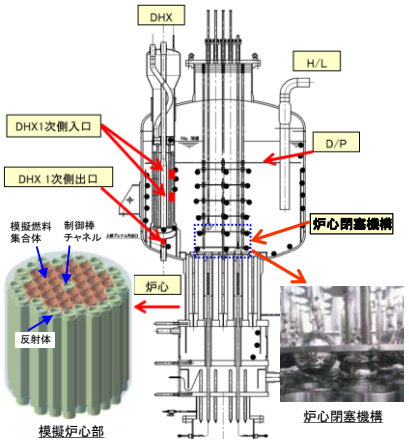


図 1　PLANDTL-2 試験体

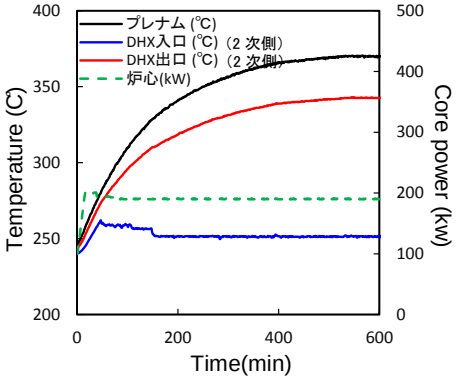


図 2 浸漬型 DHX 炉心冷却試験結果

3. 予備試験　PLANDTL-2 の基本性能確認および定常・過渡特性の把握を目的に予備試験を実施した。図 2 に、予備試験の一例として、炉心発熱量および主循環系流量を一定とし、浸漬型 DHX による炉心冷却機能確認を行った際の PLANDTL-2 主要部の温度変化を示す。横軸は試験開始からの経過時間、縦軸は、左第一軸が温度、右第二軸が模擬炉心出力（参考）である。炉心発熱量設定後、プレナム部の代表温度（黒）、DHX 出口温度（2 次側：赤）は徐々に増加するものの、試験開始 600 分（10 時間）後、DHX 入口温度（2 次側：青）を含めほぼ一定温度となる。このことから、浸漬型 DHX により、定常的な炉心冷却状態の実現が可能であることを確認した。上記の他、基本性能の確認、スクラム時を模擬した過渡試験および閉塞機構の動作確認等を実施し、所定の性能を有することを確認した。

4. 結言　ナトリウム冷却高速炉における崩壊熱除去時の炉内熱流動現象の把握・予測に向け、ナトリウム試験を開始し、原子炉の定常・過渡時条件の実現性を含め、所定の性能を有することを確認した。今後、IWF に着目し、SA 条件を含めた崩壊熱除去時における炉心部冷却特性に関する試験等を実施する。

参考文献　[1]H. Kamide, et al., NED, 312 (2017), p.30, [2]小林ら, 2015 秋の大会,C14

謝辞　本報告は、経済産業省からの受託事業である「高速炉国際協力等技術開発」の一環として実施した成果を含む。

*Jun Kobayashi[1], Toshiki Ezure[1], Takamitsu Onojima[1], Ayako Ono[1], Akikazu Kurihara[1], Msaaki Tanaka[1], Hiroyuki Ohshima[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

高速炉プラントシステムの燃料集合体乾式洗浄試験
（1）ナトリウムループ運転

Dry Cleaning Process Test for Fuel Assembly of Fast Reactor Plant System

(1) Sodium Test Loop Operation

*大谷 雄一[1]，工藤 秀行[1]，内海 晴輔[1]，田中 昌子[1]，
加藤 篤志[2]，近澤 佳隆[2]，永井 桂一[2]，荒 邦章[2]，大高 雅彦[2]，井手 章博[3]
[1]三菱重工業，[2]原子力機構，[3]三菱 FBR システムズ

高速炉プラントにおける使用済燃料集合体の乾式洗浄設備の設計を具体化するにあたり，ナトリウム（Na）ループを用いた試験を計画し，Na 濡れ性の確保方法など実機を模擬する試験条件，運転手順を検討した。また，FEM による構造強度解析等を実施し，Na ループの系統・機器設計を行った。製作した Na ループの運転を行い，Na の純度管理値，Na 残留量の計測精度が目標値を満足することを確認した。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，燃料取出システム，乾式洗浄，ナトリウムループ

1. 緒言：高速炉プラントでは，使用済燃料に残留した Na をアルゴン（Ar）ガスブローにより除去（乾式洗浄）することによって，廃棄物量及び設備容量の低減を図る計画である[1]。本報では燃料集合体への Na 残留量評価を目的とした Na ループ試験の計画，ループ整備及び機能確認のための試運転結果を報告する。

2. ナトリウムループ試験

2-1. 試験計画：試験体には模擬燃料ピンバンドル（ピン直径：10.4mm（実機同寸），長さ：1m 程度（縮尺モデル）×7 本）を用いた。Na 温度や Ar ガス流量等の試験条件は JSFR の設計条件をベースに設定した。実機燃料集合体の Na 濡れ性模擬の観点から，要素試験により事前に確認した Na の濡れ性確保要件[2]に基づき，高温・長時間の Na 浸漬運転を行う計画とした。Na 残留量は Na 浸漬前後の試験体重量差及び化学分析により評価する方針とした。試験体からの Na 滴下量・時間を把握するため，重量の連続計測を行うこととした。

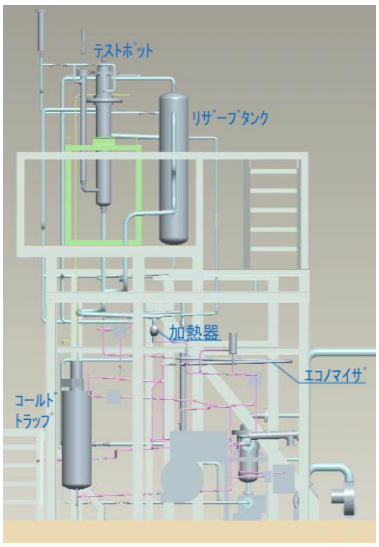


図 1 Na ループの構成

2-2. 系統・機器設計：Na ループはテストポット等から成る Na 系統及び洗浄 Ar ガス系統から構成した（図 1）。各機器の熱過渡条件を考慮した構造強度解析を行い，最小熱疲労寿命が約 40 回と試験要求を満足していることを確認した（図 2）。

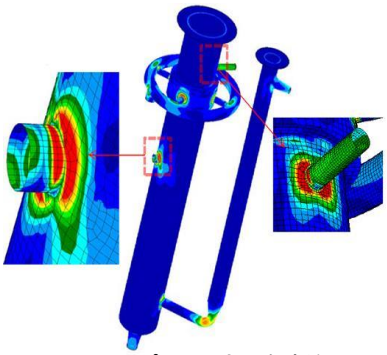


図 2 テストポットの応力解析例

2-3. 試運転：Na を用いた試運転を行い，新設機器・配管のフラッシング，一連の運転手順及び各機器の機能の妥当性を確認した。Na の純化運転では，Na 中の溶解酸素濃度（プラギング計計測値）が目標値 2.0ppm 以下を達成し、Na 液面観察から不純物の浮遊等がないことを確認した。試験体表面の Na 付着状況から Na 浸漬運転により濡れ性が確保されていることを確認した。重量計測と化学分析の測定結果を比較し，Na 残留量の計測精度が±15%であることを確認した。

3. 結論：Na ループ試験の計画及び系統・機器設計，製作・据付を行い，Na を用いた試運転により各系統の機能・性能の試験要求に対する充足性を確認した。

参考文献：[1] 加藤他，原学会 2016 秋の大会, 2I13, (2016). [2] 岡他，原学会 2016 秋の大会, 2I14, (2016).

*Yuichi Ohtani[1], Hideyuki Kudoh[1], Seiho Utsumi[1], Masako Tanaka[1], Atsushi Katoh[2], Yoshitaka Chikazawa[2], Keiichi Nagai[2], Kuniaki Ara[2], Masahiko Ohtaka[2], Akihiro Ide[3], [1]MHI, [2]JAEA, [3]MFBR

※ 本報告は，経済産業省からの受託事業である「高速炉等技術開発」及び「高速炉国際協力等技術開発」の一環として実施した成果である。

高速炉プラントシステムの燃料集合体乾式洗浄試験
（2）試験成果と実機予測評価

Dry Cleaning Process Test for Fuel Assembly of Fast Reactor Plant System

(2) Test Results and Prediction Evaluation of a Fuel Assembly

*工藤 秀行[1]，大谷 雄一[1]，内海 晴輔[1]，原 正秀[1]，
加藤 篤志[2]，近澤 佳隆[2]，永井 桂一[2]，荒 邦章[2]，大高 雅彦[2]，井手 章博[3]
[1]三菱重工業，[2]原子力機構，[3]三菱 FBR システムズ

ナトリウム（Na）ループを用いて，Na 中からの使用済燃料集合体の引き上げを模擬した初期残留量試験及び燃料集合体へのアルゴン（Ar）ガスブローによる乾式洗浄試験を実施し，燃料バンドル部を模擬した試験体への Na の残留量及び残留形状を評価するとともに，乾式洗浄による Na 残留量低減効果を確認した。また，試験結果を実機燃料集合体に拡張し，燃料バンドル部に残留する Na 量を予測した。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，燃料取出システム，乾式洗浄，ナトリウムループ

1. 緒言：高速炉プラントでは，使用済燃料に残留した Na を Ar ガスブローにより除去（乾式洗浄）することによって，廃棄物量及び設備容量の低減を図る計画である[1]。本研究では洗浄設備の設計に必要となる燃料集合体への Na 残留量の評価を行った。

2. 実機燃料集合体への残留 Na 量評価

2-1. 試験方法：試験体への Na 残留量は，Na ループ[2]を用いた試験により Na 浸漬前後の試験体重量差から算出する。まず，Na 中からの引き上げを模擬した操作（液位下げ）を行い，Na の初期残留量を測定する。その後，所定流量・温度・時間の Ar ガスブローを行い，乾式洗浄による Na 残留量の低減効果を評価する。また，試験体取出し後の観察と化学分析により各部位の Na 残留形状及び残留量を評価する。

2-2. 試験結果：洗浄ガス温度：300℃，洗浄時間：20min の条件において，乾式洗浄前後の試験体重量を計測した結果，洗浄によって試験体の Na 残留量が有意に低下することを確認した（図 1）。

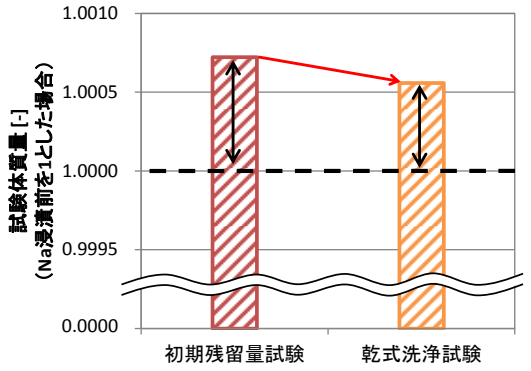


図 1 重量計測による Na 残留量の測定結果の一例

2-3. 実機予測評価：試験結果に基づき部位毎の Na 残留量の評価単位を定義し，実機燃料集合体の燃料ピン長さ，本数，表面積等に対する拡張評価を行い，Na の初期残留量及び洗浄効果を評価した（図 2）。

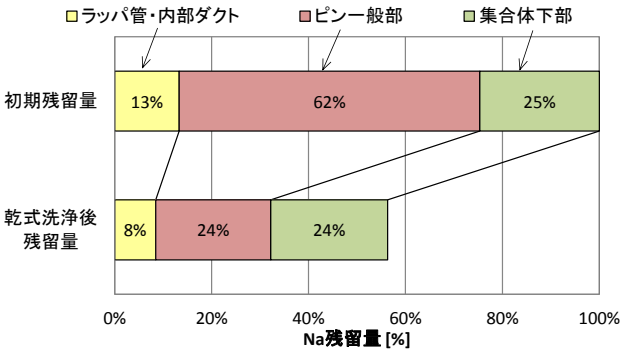


図 2 実機燃料集合体燃料バンドル部の Na 残留量評価結果

3. 結論：乾式洗浄による実機燃料集合体燃料バンドル部の Na 残留量低減効果は 40%程度であると予想される。今後，洗浄ガス流速や洗浄時間をパラメータとした試験を行い，現象のばらつきを考慮した予測精度の評価及び洗浄ガス条件の最適化を行う。

参考文献：[1] 加藤他，原学会 2016 秋の大会, 2I13, (2016). [2] 大谷他，原学会 2017 秋の大会, (2017).

*Hideyuki Kudoh[1], Yuichi Ohtani[1], Seiho Utsumi[1], Masahide Hara[1], Atsushi Katoh[2], Yoshitaka Chikazawa[2], Keiichi Nagai[2], Kuniaki Ara[2], Masahiko Ohtaka[2], Akihiro Ide[3], [1]MHI, [2]JAEA, [3]MFBR

※ 本報告は，経済産業省からの受託事業である「高速炉等技術開発」及び「高速炉国際協力等技術開発」の一環として実施した成果である。

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：404-3 Fuel Reprocessing

Thu. Sep 14, 2017 9:30 AM - 10:35 AM JST | Thu. Sep 14, 2017 12:30 AM - 1:35 AM UTC | Room K N301 - N Block

[2K01-04] Pyroprocessing

Chair:Shimada Takashi (MHI)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2K01] Development of Innovative Nuclear Waste Burning System by Fast Reactor Cycle Using Pu Metallic Fuel with MA

(11)Electro-refining test of high-content-Zr TRU metal fuel (2)

*Takashi Omori[1], Hitoshi Nakamura[1], ryosuke Miura[1], Yasushi Tsuboi[1], Kazuo Arie[1], Masatoshi Iizuka[2], Tsuyoshi Murakami[2] (1. Toshiba Corporation, 2. Central Research Institute of Electric Power Industry)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2K02] Development of Innovative Nuclear Waste Burning System by Fast Reactor Cycle Using Pu Metallic Fuel with MA

(12)Study on Removal of Rare-earth Fission Products from Spent Salt by Precipitation

*Koichi Uozumi[1], Masatoshi Iizuka[1], Yoshiharu Sakamura[1], Takashi Omori[2] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry, 2. Toshiba Corporation)

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

[2K03] Co-precipitation for U and Pu onto Solid Cathode by Electrorefining in molten salt

*Kohei Tada[1], Shinichi Kitawaki[1], Yoshiharu Sakamura[2], Tsuyoshi Murakami[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Central Research Institute of Electric Power Industry)

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

[2K04] An electrochemical study on recovery of selenium dissolved in molten $CaCl_2$

*Yoshiharu Sakamura[1], Tsuyoshi Murakami[1], Koichi Uozumi[1] (1. CRIEPI)

10:30 AM - 10:35 AM JST | 1:30 AM - 1:35 AM UTC

Time reserved for Chair

MA 入り Pu 金属燃料高速炉サイクルによる革新的核廃棄物燃焼システムの開発 （11）Zr 高含有金属燃料の電解精製(2)

Development of Innovative Nuclear Waste Burning System by Fast Reactor Cycle Using Pu Metallic Fuel with MA

(11) Electro-refining test of high-content-Zr TRU metal fuel (2)

*大森 孝[1]，中村 等[1]，三浦 涼介[1]，坪井 靖[1]，有江 和夫[1]，飯塚 政利[2]，村上 毅[2]

[1](株)東芝，[2](一財)電力中央研究所

TRU 金属燃料高速炉で用いる Zr 高含有燃料(TRU-40wt%Zr)の電解挙動を、TRU 模擬物質として U を用いて評価している。合金からの U 優先溶解を工学的に成立させるためには電流密度を低く抑える必要があることが分かったが、処理速度の大幅な低下を避けるために電流密度を下げずに電解精製試験を実施し、Zr の同時溶解を許容した場合における陰極回収物組成を評価した。

キーワード：金属燃料高速炉サイクル，乾式再処理，電解精製，高 Zr 合金燃料，U 無し TRU 金属燃料

1. 研究の背景と目的

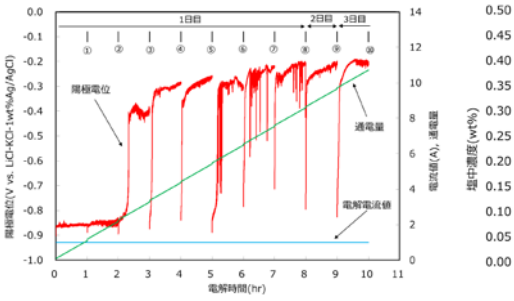
軽水炉使用済み燃料中の Pu と MA を回収し、U を含まない MA 入り Pu 燃料（TRU 金属燃料）を用いた金属燃料高速炉サイクルの研究[1]を進めている。Zr 含有率を 10wt%から約 40wt%に増やしたため、U 優先溶解のためには電流密度を低く抑える必要があることが分かった[2]。電流密度を下げないことを目的とした、U,Zr 溶解について実施した電解精製試験による電解条件と得られる析出物組成の関係を報告する。

2. 試験方法

塩浴中 U 濃度を約 1.94wt%に調製し、U-40wt%Zr 試料(φ18×13mmH)を 4 分割して SUS バスケットに装荷し、SUS 保護容器内のアルミナ坩堝(φ90×φ84×120mmH)に電解浴として LiCl-KCl 共晶塩(APL 製,純度 99.99%)を装荷した。φ10mm の固体陰極の下部にアルミナ製傘を設け、参照極は耐熱ガラス(外径φ6×内径φ4mm)内に Lil-KCl-1wt%AgCl を添加した Ag/AgCl とし、1A×60 分の電解試験を 10 回実施した。各電解試験前には分極測定を実施した。8 回目と 9 回目の間は U と塩中 Zr の交換反応を期待して一昼夜、静置した。10 回目は金属 U を塩中に浸漬させて塩中 Zr 濃度を抑制してから電解した。

3. 試験結果

図 1 に電解電流値、陽極電位と通電量の経時変化を示す。通電量には分極測定時の通電量も加えた。図 2 に塩中 Zr と析出物中 Zr 濃度を、図 3 に 1 回目の析出物の外観を示す。Zr も併せて陽極溶解した場合、塩中 Zr 濃度は約 0.07wt%以下、析出物中 Zr 濃度は約 20wt%~70wt%であり、塩中 Zr 濃度が約 0.05wt%以下であれば析出物中の Zr 濃度は 20wt%程度に抑えられることが分かった。



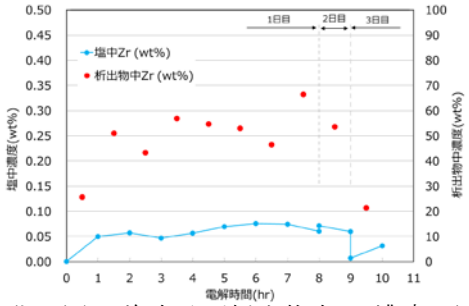


図 1 電解電流,陽極電位と通電量経時変化　図 2 塩中及び析出物中 Zr 濃度　図 3 1 回目の電解析出物外観

本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業の一環として実施している。

[1] 有江他、原子力学会 2015 春の年会 J48、[2] 大森他、原子力学会 2016 秋の大会 H14

*Takashi Omori[1], Hitoshi Nakamura[1], Ryosuke Miura[1], Yasushi Tsuboi[1], Kazuo Arie[1], Masatoshi Iizuka[2] and Tsuyoshi Murakami[2]

[1]Toshiba Corporation, [2]Central Research Institute of Electric Power Industry.

MA 入り Pu 金属燃料高速炉サイクルによる革新的核廃棄物燃焼システムの開発 （12）沈澱生成による使用済塩からの希土類 FP 除去の検討

Development of Innovative Nuclear Waste Burning System by Fast Reactor Cycle Using Pu Metallic Fuel with MA

(12) Study on Removal of Rare-Earth Fission Products from Spent Salt by Precipitation

*魚住 浩一[1]，飯塚 政利[1]，坂村 義治[1]，大森 孝[2]

[1]電力中央研究所，[2]東芝

希土類塩化物を含む LiCl-KCl 溶融塩への沈殿剤添加による除染性能や沈澱の性状を調べ、沈澱生成反応やその除去方法を検討した。

キーワード：金属燃料高速炉サイクル，ウラン無し TRU 金属燃料，乾式再処理，希土類 FP，沈澱

1. 緒言

ウラン無し TRU 金属燃料の再処理では、使用済塩に溶解している希土類 FP を酸化物等の形態で沈澱させて分離し、これをガラス結合ソーダライト原料に混ぜて固化することが検討されている[1]。そこで沈殿剤の添加による塩相からの除去性能や沈澱の性状を調べ、沈澱生成反応やその除去方法を検討した。

2. 実験方法

Ar 雰囲気、500℃にて、希土類塩化物として $CeCl_3$、$SmCl_2$、$SmCl_3$、$EuCl_2$、$EuCl_3$、$GdCl_3$ のいずれかを含む LiCl-KCl 溶融塩に沈殿剤（Li_2O あるいは Li_2CO_3）を添加し、塩相中の希土類濃度変化から沈澱生成による除染性能を調べた。この際、塩相サンプルは 3 通り（溶融状態の上澄み塩に冷えた金属棒を挿入、目開き 5μm のフィルターを介して吸引、凝固後の上澄み部分を破砕）で採取した。また、沈澱相の化学形を凝固後の X 線回折により、沈澱の大きさをメタノール洗浄による塩成分除去後の顕微鏡観察により調べた。更に、沈澱剤添加時の様子の目視観察も行った。

3. 実験結果

沈澱生成による見かけの除染係数（＝沈殿剤添加前後の塩相中の希土類濃度比）は、Eu 以外は概ね 10 以上であり、除去が見込めることが示された。但し、生成した沈澱の粒径は、小さなものは数 μm 程度しかなく（右図）、フィルターのみによる沈澱除去は有効でないことが塩サンプルの分析結果からも伺えた。沈澱の化学形は、Li_2O 添加時はセスキ酸化物（RE_2O_3、RE：希土類）、Li_2CO_3 添加時はオキシ塩化物（REOCl）あるいはオキシ炭酸塩（$RE_2O_2CO_3$）が主体であった。なお、Li_2CO_3 添加に伴い発泡すると共に、2 価の希土類塩化物の場合には炭素と思われる黒色粉末が生成した。以上より、希土類 FP の除去には、

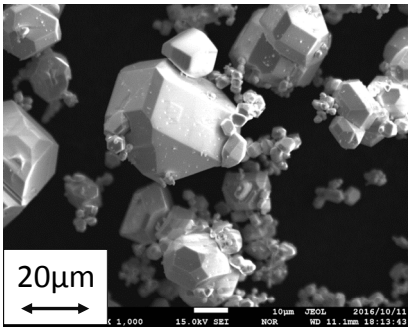


図　$CeCl_3$ を含む LiCl-KCl 溶融塩への Li_2O 添加により生じた沈澱の電子顕微鏡画像

Li_2O 添加 ⇒ 上澄み塩を回収 ⇒ 残った成分の蒸留により塩相を揮発させて沈澱相を分離

の手順により塩相から希土類 FP を除去する方法が有望と判断された。

謝辞　本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業の一環として実施している。

参考文献

[1] 有江 他、日本原子力学会 2015 年春の年会、J48.

*Koichi Uozumi[1], Masatoshi Iizuka[1], Yoshiharu Sakamura[1] and Takashi Omori[2]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry, [2]Toshiba Corporation

溶融塩電解による固体陰極へのU-Pu共析出

Co-precipitation for U and Pu onto Solid Cathode by Electrorefining in molten salt

*多田　康平[1]，北脇　慎一[1]，坂村　義晴[2]，村上　毅[2]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]電力中央研究所

本研究では、固体陰極上でのUとPuの共析出条件を調査するため、溶融塩中のU濃度をパラメータとした電解実験を行った。溶融塩中のPu濃度を約2.8wt%で固定した上でU濃度を変化させて電解した結果、U濃度が0.42wt%以下のとき、PuをUと共に固体陰極上に析出させることができることが分かった。

キーワード：乾式再処理、LiCl-KCl、プロセス設計、電解精製

1. 緒言

乾式再処理工程で発生する塩化物を廃棄するためには、塩中に残留するU，Puを出来るかぎり回収する必要がある。従来は、その方法として液体カドミウム（Cd）を用いた還元抽出法が検討されてきたが、電解により大部分のU，Puを固体陰極で回収することができれば、Cdの使用量が大幅に低減し、プロセスを効率化することが出来る[1]。そこで、本試験ではUとPuを固体陰極へ共析出させるための条件を調べた。

2. 実験

本試験は、高純度Ar雰囲気下で実施した。U及びPuを含むLiCl-KCl共晶塩（約50g）をアルミナ製の坩堝（外径45×内径40×高さ39mm）に添加し、500℃で溶融した。電解試験には、陽極としてCd-Li合金（約43g）、固体陰極としてφ2mmのタングステン（W）ワイヤー、参照電極としてAg/AgCl電極を使用した。溶融塩中のPu濃度を一定とし、U濃度を0.11wt%から0.42wt%までの範囲パラメータとし、各U濃度条件において電解試験を行った。溶融塩中のPu濃度は、電解中に固体陰極近傍からのPuの枯渇を防ぐため、U濃度に対して十分な濃度である2.8wt%とした。CV測定から、-1.67Vの電位でPuが析出したため、-1.9Vの印加電圧で定電位電解を実施した。電解試験後、固体陰極に析出した析出物の一部を採取し、ICP-AES分析（ICPS-7500 : Shimadzu）により、析出物中のU及びPuの濃度を求めた。

3. 結論

溶融塩中の各U濃度に対する固体陰極析出物中のPu/U比（析出物中のPu濃度/析出物中のU濃度）を図1に示す。溶融塩中のU濃度の増加に伴い、析出物中のU濃度が増加し、Pu濃度が大きく減少したため、Pu/U比が低下した。しかし、全ての試験条件で、UとPuが固体陰極上に析出していることがわかる。本実験結果より、Puが析出する電位以上の電解条件であれば、Pu濃度が2.8wt%、U濃度が0.42~0.11wt%の条件の時、U及びPuの共析出が可能であることを実証した。

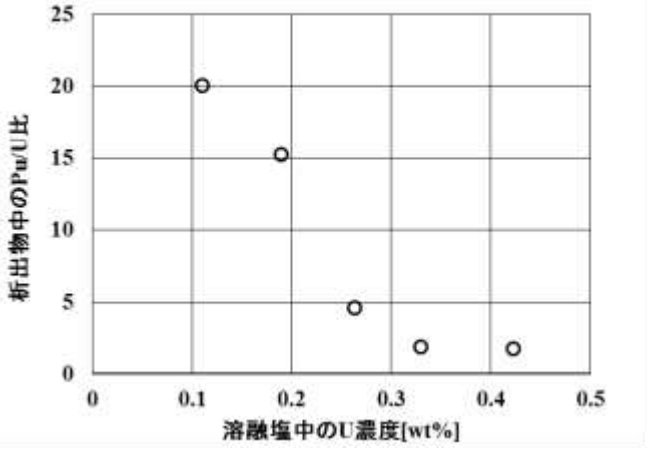


図1　溶融塩中の各U濃度に対する固体陰極析出物中のU及びPuの析出割合

参考文献

[1] Y. Sakamura, Komae Research Laboratory Rep. No. T01061 (2002).

*Kohei Tada[1], Shinichi Kitawaki[1], Yoshiharu Sakamura[2], Tsuyoshi Murakami[2]
[1] Japan Atomic Energy Agency, [2] Central Research Institute of Electric Power Industry.

溶融 $CaCl_2$ 中からのセレン回収に関する電気化学的検討

An electrochemical study on recovery of selenium dissolved in molten $CaCl_2$

*坂村 義治，村上 毅，魚住 浩一
電中研

820℃の溶融 $CaCl_2$ 中に Na_2Se を溶解し、様々な電極材料における Se の酸化還元挙動を調べた。そして、Ni を陽極として電解することにより、液体 Ni-Se 合金として Se が回収されることを確認した。

キーワード：セレン，溶融塩，$CaCl_2$，陽極析出

1. 緒言

研究開発プログラム「核変換による高レベル放射性廃棄物の大幅な低減・資源化」の下で、ガラス固化体から長半減期核分裂生成物 (^{135}Cs, ^{79}Se, ^{107}Pd, ^{93}Zr) を分離する技術を開発している。ガラス固化体を溶融塩化物中で還元処理すると[1]、Se は Se^{2-}イオンの形態で塩中に溶解する。これまでに著者らは、代表的な溶融塩である共晶組成の LiCl-KCl (450℃) 中で Se の酸化還元挙動を調べ、適切な Se 回収法を検討した[2]。本研究では、酸化物還元プロセスで広く利用されている $CaCl_2$ (820℃) を溶融塩の対象とした。

2. 実験方法

MgO るつぼ (ϕ58 mm) に $CaCl_2$ を 75.04 g 装荷し、高純度アルゴンガス雰囲気下で 820℃に加熱して溶融した。そして、Na_2Se (Alfa Aesar, 99.8%) を添加して Se^{2-}濃度を調整し、グラッシーカーボン(GC)、Au、Pt、W、Ni、Cu を電極に用いて電気化学測定を行い、さらに定電位電解による Se 回収を試みた。なお参照電極には、Vycor ガラス片閉管に LiCl-KCl-1 wt%AgCl を入れて Ag 線を浸した構造の Ag/AgCl 電極を用いた。

3. 結果および考察

図 1 は、Na_2Se を溶解した $CaCl_2$ 中で測定した GC と Ni 電極のサイクリックボルタモグラム (CV) である。カーボンは Se と化合物を形成せず、+0.6 V 付近に Se の生成ピークが見られた。820℃では Se は気体であるが、電位の折り返し後に Se の溶解に対応する還元ピークが見られることから、Se は吸着するなどして電極表面に留まっていることが推定された。Ni 電極の場合には、セレン化物の生成・分解に対応するピーク対が 0.0 V 前後に見られる。塩中から Se を回収するため、CV より最適な電極材料と考えられる Ni 電極を用いて+0.2 V で定電位電解を行った結果、銀色の析出物が得られた (図 1 写真)。析出物は、XRD 分析により Ni_3Se_2 と同定され、その形状から、820℃にて析出した液体合金が加熱炉外で固化したものと推定された。

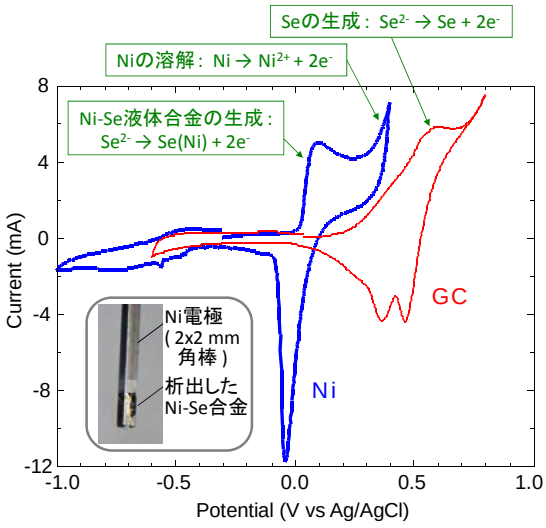


図1 $CaCl_2$-Na_2Se中で測定したNiとGC電極のｻｲｸﾘｯｸﾎﾞﾙﾀﾓｸﾞﾗﾑ (0.128 wt%-Se, 0.1 V/s, 820℃)。挿入写真は、+0.2 Vでの定電位電解でNi電極に析出したNi-Se合金。

本研究は、総合科学技術・イノベーション会議が主導する革新的研究開発推進プログラム（ImPACT）の一環として実施したものです。

参考文献

[1] 片所優宇美，安田幸司，野平俊之，第 48 回溶融塩化学討論会講演要旨集, p. 19-20, 2016 年 11 月 24-25 日，新潟大学.
[2] 坂村義治，村上毅，魚住浩一，日本原子力学会 2016 年秋の大会, 3F14, 2016 年 9 月 7-9 日，久留米シティプラザ.

*Yoshiharu Sakamura, Tsuyoshi Murakami and Koichi Uozumi
Central Research Institute of Electric Power Industry (CRIEPI)

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：404-3 Fuel Reprocessing

Thu. Sep 14, 2017 10:35 AM - 11:55 AM JST | Thu. Sep 14, 2017 1:35 AM - 2:55 AM UTC | Room K N301 - N Block

[2K05-09] Minor actinides recovery

Chair:Yoshiharu Sakamura (CRIEPI)

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

[2K05] Single step MA recovery process using CMPO-HDEHP/SiO_2-P adsorbent

(1)Ln(III) elution process

*Tomoaki Sakurai[1], Ryoji Abe[1], Yuya Katai[2], Haruaki Matsuura[2], Tuyoshi Arai[3], Sou Watanabe[4], Yuichi Sano[4], Masayuki Takeuchi[4] (1. Shibaura Institute of Technology Graduate School, 2. Tokyo City University, 3. Shibaura Institute of Technology, 4. Japan Atomic Energy Agency)

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

[2K06] Single step MA recovery process using CMPO-HDEHP/SiO2-P adsorbent

(2)Structual analysis of complex

*Yuya Katai[1], Haruaki Matsuura[1], Tomoaki Sakurai [2], Tsuyoshi Arai[2], Sou Watanabe[3] (1. Tokyo City University, 2. Shibaura Institute of Technology, 3. Japan Atomic Energy Agency)

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

[2K07] Depending on the degree of crosslinking of the Sty-DVB carrier, Changes in adsorption / elution characteristics

*Ena Pe[1], Tsuyoshi Arai[2,4], Sou Watanabe[3], Yuichi Sano[3], Masayuki Takeuti[3], Kohei Nagosi[3], Ryoji Abe[4] (1. Tokyo Institute of Technology Graduate School, 2. Shibaura Institute of Technology, 3. Japan Atomic Energy Agency, 4. Shibaura Institute of Technology Graduate School)

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

[2K08] Examination of Novel Extractants for MA separation

*Hideya Suzuki[1], Yasuhiro Tsubata[1], Yasutoshi Ban[1], Mitsunobu Shibata[1], Tatsuya Kurosawa[1], Tomohiro Kawasaki[1], tatsuro matsumura[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

[2K09] Influence of gamma-radiolysis of MA separation agent of HONTA on extraction performance

*Tomohiro Toigawa[1], Hideya Suzuki[1], Yasutoshi Ban[1], Sho Ishii[1], Tatsuro Matsumura[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

11:50 AM - 11:55 AM JST | 2:50 AM - 2:55 AM UTC

Time reserved for Chair

CMPO-HDEHP 吸着材を用いた単サイクル MA 回収プロセスの開発
(1)希土類洗浄工程

Single step MA recovery process using CMPO-HDEHP/SiO_2-P adsorbent

(1)Ln(III) elution process

*櫻井 智明[1]，安倍 諒治[1]，片井 雄也[2]，松浦 治明[2]，新井 剛[3]，
渡部 創[4]，佐野 雄一[4]，竹内 正行[4]

[1]芝浦工業大学大学院，[2]東京都市大学，[3]芝浦工業大学，[4]日本原子力研究開発機構

抄録： 既往の研究成果より，抽出剤含浸吸着材である CMPO-HDEHP 吸着材は，協同抽出効果を発現することが明らかとなっている．また，CMPO-HDEHP 吸着材に抽出された金属イオンの溶離は困難であり効果的な溶離剤の選定には至っていない．そこで本研究では，効果的な溶離剤の選定のため詳細に検討を行った．

キーワード： 抽出クロマトグラフィ，抽出剤含浸吸着材，協同効果, CMPO-HDEHP, MA

1. 緒言　高レベル放射性廃液に含まれるマイナーアクチノイド(MA)は，長期半減期且つ発熱性核種を含むため，ガラス固化体への充填率低下や環境負荷の増加等の懸念から予め分離することが望まれる．そのため，高レベル放射性廃液からの MA(III)の分離法として抽出クロマトグラフィ法の適用が検討されているが，単サイクルで MA(III)を分離可能な効果的な抽出剤含浸吸着材の開発には至っていない．そこで筆者らは，協同効果に着目し，octyl(phenyl)-N,N-diisobutylcarbamoyl methylphosphine oxide (CMPO)と bis(2-ethyl hexyl)hydrogen phosphate (HDEHP)を混合した含浸吸着材の開発に着手した．既往の成果より，含浸吸着材中での協同効果の発現が確認されているが，協同効果で抽出された金属イオンの溶離は困難となることが明らかとなっている[1]. そこで本研究では, CMPO-HDEHP 吸着材の吸着･溶離特性ならびに溶離法について詳細に検討を行った．

2. 実験方法　本試験で用いた吸着材は，スチレン-ジビニルベンゼンを被覆した多孔性の SiO_2 粒子に CMPO と HDEHP をモル比 1 : 1，含浸率 20 wt%となるように調製した．試験溶液は Nd(III)を 10 mM 含む 10^{-3}-3 M HNO_3 を用いた．CMPO-HDEHP 吸着材の吸着特性は，バッチ式吸着試験で評価した．バッチ式吸着試験は，スクリュー管瓶内に CMPO-HDEHP 吸着材と試験溶液を重量比 1 : 20 で注入し．298 K の振とう恒温槽で振とうした．試験前後の水相の金属イオン濃度から吸着分配係数 K_d を算出し吸着性能の評価指標とした．また，吸着試験の結果から，カラム試験により Nd(III)溶離挙動を検討した．カラム試験ではϕ10×h150 mm の耐圧性ガラスカラムに CMPO-HDEHP 含浸吸着材を充填し，試験溶液，洗浄液，溶離液の順で通液した．溶離液は 3 M HNO_3 及び 0.5 M, 1 M $Na_3(C_3H_5O(COO)_3)$を用いた．

3. 実験結果及び考察　Fig. 1 に CMPO-HDEHP 吸着材の Nd(III)に対する吸着分配係数の硝酸濃度依存性を示す. Fig.1 より, CMPO-HDEHP 吸着材は硝酸濃度 10^{-1} M 以上では吸着分配係数の低下が確認された．これは，CMPO-HDEHP による協同抽出が，H^+の放出を伴って進行するためと考えられる[2]．このことから，CMPO-HDEHP 吸着材は 10^{-1} M 以下の硝酸濃度域で用いることが最適だと考えられた．Fig.2 に CMPO-HDEHP 吸着材の Nd(III)溶離クロマトグラムを示す．Fig.2 より，3 M HNO_3 による Nd(III)の溶離は困難であることが明らかとなった．そこで，新規の溶離液として $Na_3(C_3H_5O(COO)_3)$ 溶液を選定し溶離試験を行った．$Na_3(C_3H_5O(COO)_3)$溶液の通液により Nd(III)の溶離ピークが確認された．しかし，何れの $Na_3(C_3H_5O(COO)_3)$濃度でも回収率は 80 %程度であった. これは, $Na_3(C_3H_5O(COO)_3)$の pH が 8 程度であり, Nd(III)の一部が $Nd(OH)_3$ として沈殿したためと推察される[3]．本会では，より詳密な溶離挙動について報告する．

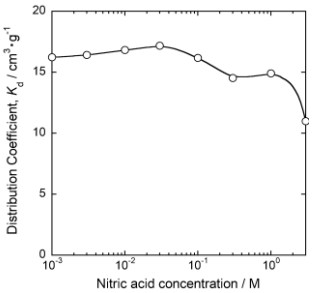


Fig.1 Distribution coefficient of Nd(III) by CMPO-HDEHP
[Nd(III)] = 10 mM, Contact time : 180 min, Temp. : 298 K

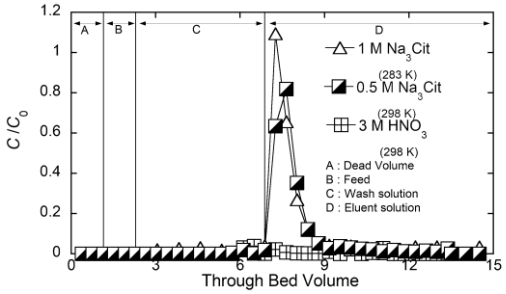


Fig.2 Elution chromatogram of Nd(III) by CMPO-HDEHP
Adsorbent : 7.85 cm^3, Flow rate : 5 cm^3･min^{-1}

参考文献

[1] 大野 真平 : 芝浦工業大学大学院 修士論文, (2016)
[2] Peter Tkac *et al.* : *Industrial & Engineering Chemistry Research*, 51, (2012), pp10433-10444
[3] 坂口 武一, 小野 景平 : 金属キレート I, 株式会社 南江堂, (1965), pp30-32

*Tomoaki Sakurai[1], Ryoji Abe[1], Yuya Katai[2], Haruaki Matsuura[2], Tsuyoshi Arai[3], Sou Watanabe[4], Yuichi Sano[4], Masayuki Takeuchi[4]
[1]Shibaura Institute of Technology Graduate School, [2]Tokyo City University, [3]Shibaura Institute of Technology, [4]Japan Atomic Energy Agency

CMPO-HDEHP 吸着材を用いた単サイクル MA 回収プロセスの開発 (2)錯体構造解析

Single step MA recovery process using CMPO-HDEHP/SiO_2-P adsorbent (2)Structual analysis of complex

*片井　雄也[1]，松浦　治明[1]，安倍　諒治[2]，櫻井　智明[2]，新井　剛[2]，
渡部　創[3]，佐野　雄一[3]，竹内　正行[3]
[1]東京都市大学,[2]芝浦工業大学,[3]日本原子力研究開発機構

CMPO-HDEHP 吸着材中に捕捉されたユウロピウムが溶離条件の相違によりどのように構造変化するか広域 X 線吸収微細構造により評価した。

キーワード：抽出クロマトグラフィ法，ユーロピウム，広域 X 線吸収微細構造，マイナーアクチノイド

1. 緒言

使用済燃料に含まれるマイナーアクチノイド(MA)をリサイクルする、すなわち Am や Cm 等の MA を分離・回収する一つの方法として、多孔質シリカ粒子を担体とし、抽出剤を担持させた場を用いる抽出クロマトグラフィ法の開発が JAEA を中心として進められてきた[1]。単サイクルで MA を分離可能な抽出剤として octyl-(phenyl)-N,N-diisobutyl carbamoyl methyl phosphine oxide (CMPO), Bis(2-ethylhexyl) hydrogen phosphate (HDEHP)の協同効果に着目し含浸吸着剤の開発に着手した。本研究では、軽希土類である Eu に着目し、EXAFS（広域 X 線吸収微細構造）を用いて、溶離過程における pH 及び硝酸濃度の違いにより、CMPO-HDEHP 吸着材中の Eu の構造や化学状態がどう変化するか評価することを目的として実験を行った。

2. 実験

多孔質 SiO_2 粒子にスチレン-ジビニルベンゼン共重合体の架橋度が15%で被覆した吸着材の担体(SiO_2-P)を作製した。そこに抽出剤である CMPO と HDEHP をモル比 1：1、含浸率 20wt%で含浸させ CMPO-HDEHP 吸着材を作製した。さらにその吸着材に 10mM Eu(III)の硝酸溶液を通液し、pH3 硝酸にて洗浄するカラム試験を行った。Eu(III)の溶離挙動を評価するため、MA 分離用溶離液の役割として 50mM DTPA を pH1～pH3 の間から 10 種類を選定した。また Ln(III)分離用洗浄液の役割として 0.5M クエン酸を pH1～7 の 7 種類選定した。各溶離液と吸着材を 3 時間振とうさせ、固液分離した後、固体を乾燥して EXAFS 測定試料とした。EXAFS 測定は、高エネルギー加速器研究機構の放射光科学研究施設 BL27B にて Eu-LIII 吸収端を用い透過法により実施した。測定で得られたX 線吸収スペクトルを EXAFS 解析プログラム WinWAS version3.02 を用いて解析した。構造パラメータは FEFF8.00 による理論データを基にフィッティング解析により導出した。

3. 結果と考察

溶離液の DTPA を pH1～pH3 まで変化させバッチ試験を行った場合の Eu-O（最近接原子）の配位数の変化を図 1 に示す。pH の違いにより Eu まわりの局所構造が明確に変化していることが確認できた。フィッティング解析によると、pH1 付近においては配位数が大きく（9 付近）、pH が 2 に近づくにつれて徐々に配位数が下がり、それ以上では配位数が 6 になる傾向が見られた。これは pH1 付近では CMPO が主に配位に預かり、pH が大きくなるにつれ HDEHP と入れ替わり、pH2 以上では HDEHP に Eu が配位していることを示唆しているものである。溶離液がクエン酸の場合、局所構造の変化はより低い pH において変化がみられた。

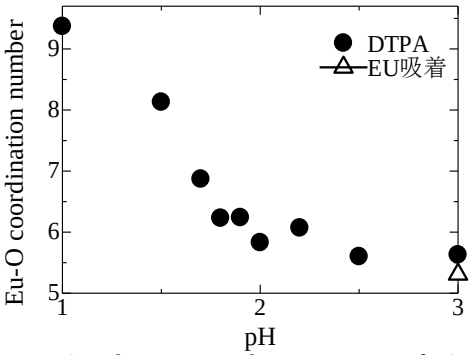


Fig.1 Coordination number variation of O around an Eu of adsorbent after elution treatment by DTPA at various pH 1 – 3.

参考文献

[1] 大野真平　他，2015 年日本原子力学会秋の大会　E19

本研究は、共同研究「MA 回収用吸着材の最適化に関する研究」による成果の一部であり、EXAFS 実験は KEK 物構研・放射光共同利用実験、課題番号 2016G557 により実施した。

*Yuya Katai[1], Haruaki Matsuura[1], Ryoji Abe[2], Tomoaki Sakurai[2], Tsuyoshi Arai[2]
Sou Watanabe[3], Yuichi Sano[3], Masayuki Takeuchi[3]
[1]Tokyo City University, [2]Shibaura Institute of Technology, [3]Japan Atomic Energy Agency

Sty-DVB 担持体の架橋度による抽出剤含浸吸着材の吸着・溶離特性の変化

Depending on the degree of crosslinking of the Sty-DVB carrier,

Changes in adsorption / elution characteristics

*ペ えな[1]，新井 剛[2,4]，渡部 創[3]，佐野 雄一[3]，竹内 正行[3]，名越 航平[3]，安倍 諒治[4]

[1]東京工業大学大学院，[2]芝浦工業大学，[3]日本原子力研究開発機構，[4]芝浦工業大学大学院

抄録：マイナーアクチノイド（MA）分離・回収の前処理として CMPO 吸着材による Eu(III)の分離に着目し，CMPO 吸着材における Eu(III)の静的吸着挙動、動的溶離挙動の基礎的な検討を行った．

キーワード：高レベル放射性廃液 1，抽出クロマトグラフィ 2，CMPO 3，ユウロピウム 4

1. 緒言 我が国の安定的な電力供給構造の構築には，高速炉開発が急務であり，特に高速炉燃料サイクルを見据えた技術開発が極めて重要となる．高速炉の使用済核燃料は，軽水炉と比較すると長半減期核種であるマイナーアクチノイド (MA)の含有率が高いため，近年では高レベル放射性廃液から MA を分離し核変換により消滅処理に資することが検討されている．我が国では，高速炉燃料サイクル技術開発における MA 分離技術として抽出クロマトグラフィ法を選定した[1]．本法は二次廃棄物の発生量が少なく，選択的に MA を分離できることが明らかとなっている[1]．筆者らの既往研究では，本法に適用する抽出剤含浸吸着材開発を中心に行ってきているが，未だ最適化には至っていない．そこで本研究では，多孔性 SiO_2 粒子に被覆するスチレン-ジビニルベンゼン(Sty-DVB)担持体の架橋度に着目し，これらが吸着･溶離特性に及ぼす影響について詳細に検討したので報告する．

2. 実験方法 平均粒径 50 μm，平均細孔径 600 nm の多孔性 SiO_2 粒子に架橋度が 5-20 %となるように Sty-DVB を被覆し，そこに各々Octyl(phenyl)-N、N-diisobutyl-carbamoyl methyl-phosphine oxide (CMPO)抽出剤を 20 wt%となるよう担持し CMPO 吸着材を得た．試験溶液は Eu(III)が 10 mM となるように所定濃度の硝酸溶液で調製した．CMPO 吸着材の諸性能は，バッチ式吸着試験及びカラム試験で検討した．バッチ式吸着試験は CMPO 吸着材と試験溶液を重量比 1：20 となるようにガラススクリュー管瓶に封入し，298 K に設定した振とう恒温槽にて 180 分間振とうした．試験前後の水相中の Eu(III)濃度から吸着分配係数を算出した．カラム試験はϕ10 mm×h150 mm のガラスカラムに充填高 100 mm となるように CMPO 吸着材を圧密充填し，カラム上端より流速 5 $cm^3 \cdot min^{-1}$ で試験溶液，洗浄液，溶離液の順に通液した．カラム下端からの流出液の Eu(III)濃度から溶離挙動を検討した．

3. 結果・考察 Fig.1 より硝酸濃度が高いほど吸着分配係数は大きくなり，ある一定の硝酸濃度で平衡に達した．高硝酸濃度ほど，金属イオンと反応する硝酸イオンが多いことから錯形成量が多くなり，吸着分配係数 (Kd) が増大したのが要因だと考えられる[2]．架橋度 10 %の場合，吸着分配係数の増大が顕著に確認され，最も吸着性能に優れることが明らかとなった．Fig.2 より 架橋度 5，15，20 %においては左右対称なピーク，架橋度 10 %においてはリーディングが確認された．架橋度 5，15，20 %では CMPO 吸着材表面における反応が支配的であり，良好に溶離が進行したが，架橋度 10 %では吸着サイトが吸着材の細孔内にも存在し，拡散が律速になりリーディングが生じたものと推察される．以上より，架橋度 15 %が最も溶離性能に優れることが明らかとなった．

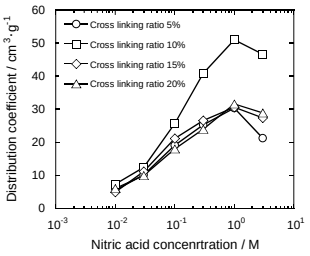


Fig.1 Distribution coefficient for Eu(III) as a function of nitric acid concentration
([Metal] = 10 mM, Contact time : 180 min, Temp. : 298 K)

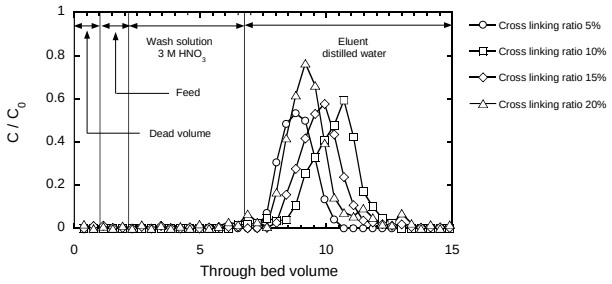


Fig.2 Elution curves of Eu(III) using CMPO adsorbents at each Cross linking ratio
(Adsorbent : 7.85 cm^3, Feed : 10 mM Eu(III) in 3M HNO_3, Temp. : 298 K)

参考文献

[1] H.Hoshi et al：J. Nucl. Sci. Technol，Sup 3，(2002)， pp874-877

[2] E. P. Horwitz，W. W. Schulz：Chemical Pretreatment of Nuclear Waste for Disposal，(1994)，p57

*Ena Pe[1], Tsuyoshi Arai[2,4], Sou Watanabe[3], Yuichi Sano[3], Masayuki Takeuti[3], Kohei Nagosi[3], Ryoji Abe[4]

[1]Tokyo Institute of Technology Graduate School, [2]Shibaura Institute of Technology, [3]Japan Atomic Energy Agency,

[4]Shibaura Institute of Technology Graduate School

MA 分離のための新規抽出剤の検討

Examination of Novel Extractants for MA separation

*鈴木英哉[1]，津幡靖宏[1]，伴康俊[1]，柴田光敦[1]，
黒澤達也[1]，川崎倫弘[1]，松村達郎[1]
[1]日本原子力研究開発機構

現在、日本原子力研究開発機構(JAEA)では、分離変換技術の確立を目指して、高レベル放射性廃液(HLLW)中からマイナーアクチノイド(MA)を回収するための分離プロセスの研究開発を行っている。MA に対する優れた抽出分離能と高い実用性を併せ持つ新規抽出剤について検討した。

キーワード：分離･変換技術、MA 分離、溶媒抽出、抽出剤

1. 緒言

アメリシウム(Am)等の長半減期の MA を核変換によって、短半減期化あるいは安定核種化するためには、HLLW 中から MA を分離･回収することが必要である。しかしながら、HLLW 中には多種多様の元素が含まれているため、3 価の MA(MA(III))のみを選択的に回収することは非常に困難である。JAEA において開発された抽出剤：テトラドデシルジグリコールアミド(TDdDGA)は、MA(III)に対し高い選択性を示すが、MA(III)と共に抽出されるイットリウム(Y)やユウロピウム(Eu)の逆抽出が困難であることが課題の一つとなっている。本研究では、TDdDGA と分子骨格が同一で、側鎖に枝分かれを持つ新規抽出剤：テトラ-2-エチルヘキシルジグリコールアミド(TEHDGA：図 1)を用いて抽出試験を実施し、抽出剤の基本性能を評価した。

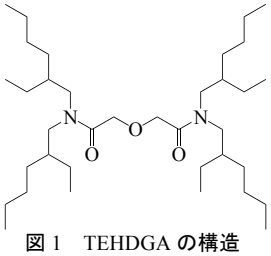


図 1　TEHDGA の構造

2. 実験

トレーサー量の ^{241}Am、^{152}Eu、及びその他希土類元素(RE)を含む硝酸水溶液(水相)と抽出剤を溶解した *n*-ドデカン溶液(有機相)を等容量、振とう器を用いて混合し、抽出平衡に達した後、遠心分離により相分離した。水相及び有機相のγ線をそれぞれ計測し、^{241}Am 及び ^{152}Eu を定量した。その他の金属イオンは ICP-MS、または ICP-AES を用いて濃度を測定し、分配比を算出した。

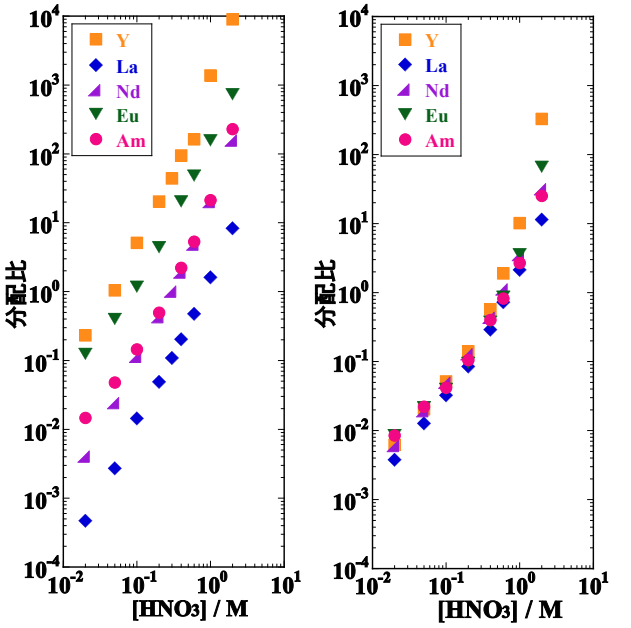


図 2　Am(III), RE(III)の分配比と硝酸濃度との関係
有機相: [TDdDGA] = 0.1 M, [2-ethylhexanol] = 20%/ *n*-dodecane (左)
[TEHDGA] = 0.2 M, [2-ethylhexanol] = 20%/ *n*-dodecane (右)
水　相: [HNO_3] = 0.02～2 M

3. 結果・考察

TDdDGA、及び TEHDGA による Am(III)、RE(III)抽出における分配比と硝酸濃度との関係を図 2 示す。[HNO_3] = 0.02 M において、TDdDGA は Eu(III)と La(III)の分配比が約 300 倍異なるのに対し TEHDGA は 3 倍未満であり、全 RE(III)及び Am(III)を容易に逆抽出できることがわかった。また、高級アルコールの 2-エチルヘキサノールを有機相中に添加することで TEHDGA は金属イオンの抽出容量が増大することを確認できた。さらに、TEHDGA は抽出・逆抽出における反応速度が大きく、加えて製造コスト面にも優れており、非常に高い実用性を持つことが明らかになった。

*Hideya Suzuki[1], Yasuhiro Tsubata[1], Yasutoshi Ban[1], Mitsunobu Shibata[1], Tatsuya Kurosawa[1], Tomohiro Kawasaki[1] and Tatsuro Matsumura[1].
[1]Japan Atomic Energy Agency

MA 分離抽出剤 HONTA のガンマ線分解による抽出能変化

Influence of gamma-radiolysis of MA separation agent of HONTA on extraction performance

*樋川 智洋[1]、鈴木 英哉[1]、伴 康俊[1]、石井 翔[1]、松村 達郎[1]

[1] 日本原子力研究開発機構

マイナーアクチノイド(MA)に対する優れた抽出分離能を持つ新規抽出剤、ヘキサオクチルニトリロトリアセトアミド(HONTA)の耐放射線性能評価の一環として、ドデカン溶媒中でのガンマ線照射によるランタノイド元素(Ln)の抽出能変化を調べた。その結果、HONTA のガンマ線分解生成物による新たな元素抽出能の出現は認められず、また分配比の減少はガンマ線照射に伴う HONTA の分解による濃度変化に起因することがわかった。

キーワード：MA/Ln 分離、溶媒抽出、HONTA、放射線分解、ランタノイド

1. 緒言

高レベル放射性廃液中から MA を回収するための分離プロセスにおいて、抽出剤の放射線耐性を明らかにすることは成立性評価の観点から重要な課題である。これまでに MA に対して選択性を持つ抽出剤である HONTA[1] (図 1)について、ドデカン溶媒中でのガンマ線分解量及びそれに伴って生成する分解物の構造を明らかにした。そこで本研究ではそれらの抽出挙動への影響を調べるために、ガンマ線照射した HONTA-ドデカン溶液を用いて、MA に対する抽出非対象元素である Ln 元素の分配比変化を調べた。

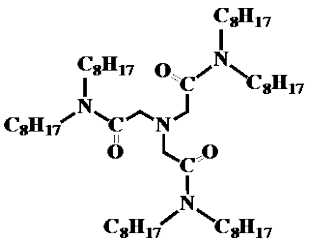


図 1　HONTA の構造

2. 実験

100 mmol/L HONTA-ドデカン溶液に対し、量研機構・高崎量子応用研究所にある ^{60}Co 線源を用いて、1-10 kGy/h の線量率で 16 時間、ガンマ線を照射した。照射したサンプルを、0.05 mol/L 硝酸水溶液と予備酸平衡した後に、Ln(Pm を除く 14 元素)を含む水相と混合した。4 mol/L 硝酸水溶液による逆抽出操作の後に、ICP-MS を用いて水相中の元素濃度を測定し、分配比を求めた。

3. 結果・考察

本実験において、有機相と水相のどちらにも混ざらない第三相の形成はいずれの照射サンプルを用いた場合でも認められなかった。

ガンマ線照射に伴う、Ln 元素に対する分配比の変化を図 2 に示す。それぞれの分配比は、線量の増加に伴い指数関数的に減少し、さらに Ln 元素間で減衰速度に差は見られなかった。つまりガンマ線照射に伴う分配比の減少は HONTA の放射線分解に因るものであり、また分解生成物による新たな Ln 元素抽出能は発現しないことを示唆した。指数関数フィッティングから求めた分配比に対する線量定数 d_D は 4.0-4.7 × 10^6 Gy^{-1} と、HONTA の放射線分解量に対する線量定数(d_C = 1.3 × 10^6 Gy^{-1})と比べ、およそ 3 倍以上大きい値をとることがわかった。2 つの線量定数の商(d_D/d_C = 3.1-3.6)は Ln 元素 1 つに配位する HONTA 分子数に対応することが予想されるが、得られた値は報告値[1]である 1 または 2 より大きい値を取った。

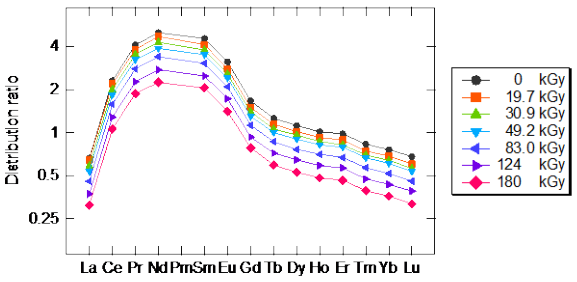


図 2　ガンマ線照射による Ln 元素分配比変化

1) Y. Sasaki et al., *Chem. Lett.*, **42**, 91-92 (2013).

* Tomohiro Toigawa[1], Hideya Suzuki[1], Yasutoshi Ban[1], Sho Ishii[1] and Tatsuro Matsumura[1],

[1]Japan Atomic Energy Agency

Planning Lecture | Technical division and Network：Reprocessing and Recycle Technology Division

Thu. Sep 14, 2017 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room K N301 - N Block

[2K_PL] Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation From Viewpoint of Reprocessing and Recycling

Chair: Masaki Ozawa (JST, Tokyo Tech)

[2K_PL01] Overview of ImPACT Program

*Reiko Fujita[1] (1. JST)

[2K_PL02] Separation and Recovery of LLFP from High-level Liquid Wastes

*Yuji Sasaki[1] (1. JAEA)

[2K_PL03] Dissolution of Vitrified Wastes through Electrolytic and Chemical Reduction

*Kazuhito Asano[1] (1. Toshiba)

[2K_PL04] Dissolution of Vitrified Wastes through High-temperature Reactions

*Hiromichi Takebe[1] (1. Ehime Univ.)

[2K_PL05] Wet Processing of Vitrified Wastes in Acidic Solutions

*Koichiro Takao[1] (1. Tokyo Tech)

2017年秋の大会

再処理・リサイクル部会セッション

核変換による高レベル放射性廃棄物の大幅な低減・資源化 ～再処理・リサイクルの観点から～

Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation -From Viewpoint of Reprocessing and Recycling-

(1)研究開発プログラム概要

(1) Overview of ImPACT Program

*藤田　玲子

[1] 科学技術振興機構

2014 年 6 月から始まった内閣府の ImPACT プログラム（Impulsing Paradigm Change through disruptive Technologies）に上記テーマが採択されて約 3 年が経った。本稿では再処理・リサイクルの観点からこのプログラムについて紹介する。

1. はじめに

本研究は 2011 年 3 月 11 日の東京電力（株）福島第一発電所事故（福島事故）の後、日本の原子力分野が社会のニーズに答えて新たな研究開発をする必要があると考え提案したもので、原子力の根本の課題である高レベル放射性廃棄物（HLW）の処分の問題解決の一助となり得る研究開発を原子力分野の研究者だけではなく、広く他分野の研究者にも参画していただき、若い研究者に新たな研究開発の分野を提供すると共に、“社会を変える”ハイリスク・ハイインパクトの ImPACT のプログラムとして基礎研究から実用化を目指す研究開発の道筋を示すことをもう 1 つの目的としている。

ImPACT は H25 年度に 550 億円の基金として設立されたものであるので、期間は H31 年 3 月までの 5 年間である。現在、16 テーマが採択され研究開発が進められている。

2. 本テーマの概要

本テーマは HLW を低減すると共に回収した長寿命核分裂生成物（LLFP）を加速器を用いて短半減期核種や安定核種に変換し、有用なものはリサイクルして再利用する新しいアイデアである。プログラムは 5 つの PJ から構成される（図）。

PJ1：HLW から LLFP の回収技術

HLW から LLFP を回収する技術を開発。再処理工場の高レベル廃液とガラス固化体を対象としている。半減期の長い核種は奇数核種が多いことから同位体分離をしない替わりに偶数核種と奇数核種を分離する偶奇分離技術の開発も進めている。

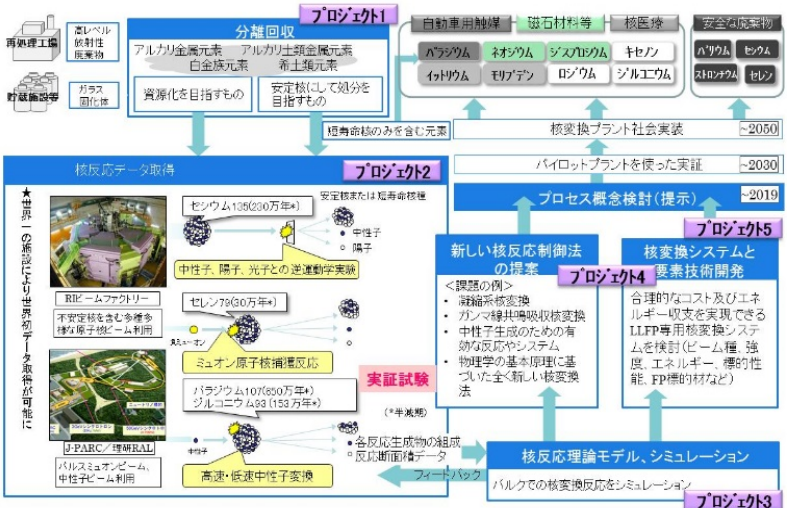


図. 研究開発プログラムの全体構成.

PJ2：核変換データの取得と核反応実証試験

RI ビームファクトリィー(RIBF)（理研）を用いて、Pd-107、Zr-93、Se-79、Cs-135 の 100MeV、200Mev、50MeV の陽子、重陽子のデータを取得している。低入射エネルギーの測定データの精度を向上するために改造した OEDO（理研）で 25MeV のデータ取得する予定。なお、Pd-107 はインプラントターゲットを作製し、実際の核変換率のデータを取得する実証試験を予定している。

PJ3：理論モデルの構築とシミュレーション

核反応断面積を用いた定量評価を実施し、核反応の経路を提案する。すでに Pd-107 および Cs-135 については提案済みである。

PJ4：加速器の要素技術およびシステム開発

実機の加速器に必要な超伝導空洞、プラズマウインドウ、液体や粒子ターゲットなどを開発している。ImPACT 用加速器仕様の検討を開始。

PJ5：廃棄物低減および資源化シナリオの策定とプロセス概念

LLFP 核変換の処分に与える効果や資源化する際のクリアランスレベルの設定などの検討を実施している。処分概念を見直し、最終的にこのプログラムを実現するプラント概念を提示する。

3. 再処理・リサイクルの観点から

再処理・リサイクルに関するプロジェクトは 1 および 5 であるが、大きく既存の研究開発とは異なるのは将来の HLW の処分を念頭に、第二再処理工場や処分場の既存の概念に捕らわれずに理想に近い処分のあり方や再処理工場の改良・高度化に取り組んでいる点である。

一例を挙げると、処分概念は HLW ではなく中低レベル放射性廃棄物とするにはどのような要点が必要かを討議してまとめている。また、ガラス固化体の溶解技術のように今までに考えられたことのない課題に関しては新しいアイデアを募集し、フィージビリティ研究を実施している。さらに、第二再処理工場の概念として再処理工場の課題を解決するアイデアを提案し、基礎研究を開始するなど。日本の再処理・リサイクルに新しい概念を取り込み、原子力分野だけでなく、他の分野から若い世代の研究者に新しいアイデアを持って参画いただくことを目的として研究を進めている。

このセッションでは「高レベル廃棄物から LLFP 分離回収技術」の研究成果を紹介する。

付記：本研究は、総合科学技術・イノベーション会議が主導する革新的研究開発推進プログラム(ImPACT)の一環として実施したものです。

参考文献：

*：www8.cao.go.jp/cstp/sentan/about-kakushin.html

Reiko Fujita

Japan Science and Technology Agency (JST).

2017年秋の大会

再処理・リサイクル部会セッション
核変換による高レベル放射性廃棄物の大幅な低減・資源化
～再処理・リサイクルの観点から～

Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation -From Viewpoint of Reprocessing and Recycling-

(2)高レベル放射性廃液からの LLFP 分離回収

(2) Separation and Recovery of LLFP from High-level Liquid Wastes

*佐々木祐二[1]、森田圭介[1]、鈴木伸一[1]、塩飽秀啓[1]、伊藤圭祐[1]、
高橋優也[2]、金子昌章[2]、浅野和仁[2]
[1]原子力機構、[2]（株）東芝

1. 緒言　従来から高レベル廃液中のアメリシウム、キュリウムなどアクチノイドの分離が注目されてきた。これは、アクチノイド元素がα線を放出するため処分時の制限が厳しく、長半減期核種を持ち核変換対象であること等が理由である。これら元素は単体での回収が極めて困難であるため、ランタノイドとの相互分離技術開発も含めて関連研究が世界的に活発である。アクチノイドに加えて核分裂生成元素分離を考慮すると、プロセスが複雑になり、実現が乏しくなる恐れがある。日本ではオメガ計画で進められた 4 群群分離プロセス開発の中で、核分裂生成元素の分離も行った経緯がある。技術大国である我が国が、高い実現性を持ち有効なアクチノイド-核分裂生成元素分離技術の開発を目指し、研究成果を公開することで国際貢献を果たす義務があると思われる。

ImPACT で対象となる元素は U, Pu を除去した後の高レベル廃液中 Pd, Cs, Zr, Se で、いずれも 10^5～10^6の長い半減期の核種を有する。ORIGEN II 計算によると、それぞれ長半減期核種の生成量は次の通りである（軽水炉 235U 4.1%濃縮 出力 40MW で 1540 日照射）、U 1 トン当たり Se-79: 8.69 g、Zr-93: 1240 g、Pd: 107: 494 g、Cs-135: 643 g。また、化学的性質はすべて異なるために、それぞれ元素に対して個別の分離技術を適応する必要がある。具体的に、Pd はソフト性の金属、Cs, Zr は同じハード金属であるが、原子価が Cs は 1 価、Zr は 4 価と異なる。Se は陰イオン性の亜セレン酸である SeO_3^{2-}やセレン酸の SeO_4^{2-}等のオキソ酸となる。従って、一括での回収は困難であるが、逆に単体として回収するには都合がよい。

我々はこれら元素の高効率・高純度回収法として溶媒抽出法を選択し、簡便な分離回収法の開発を目指している。溶媒抽出法の利点としては反応が早いこと、大容量の取り扱いに優れていること、再処理でプロセス運転の経験があること等である。一方、共同研究機関である東芝で電解法による Pd, Se 回収や吸着法による Cs 回収を試みる。双方の優れた分離技術を組み合わせることで、より実現性の高い分離法開発を進める。

２．実験方法　溶媒抽出に用いる希釈剤はここではドデカンに加えて 1-オクタノール等の極性溶媒も検討した。用いた抽出剤は Pd に対して NTA アミド又は MIDOA、Se に対してフェニレンジアミン、Zr に対して TODGA 又は HDEHP、及び Cs に対して DtBuDB18C6 である。構造を図 1 に示す。これらを上記希釈剤に溶解したものを有機相、水相には各種濃度の硝酸を用いて溶媒抽出を実施した。抽出後の水相の濃度を ICP-AES, 又は ICP-MS で測定した。得られた分析結果を使って、各元素の分配比や抽出率を求め、抽出挙動を調べた。また各元素を有機相から水相に回収するための逆抽出条件も検討した。Zr の水酸化物沈殿を真空乾燥の後、熱天秤（室温から 500 度まで）により重量変化を調べた。加えて、500 度、1000 度で焼成した試料の X 線構造解析を実施した。

3．結果　各種元素の抽出及び逆抽出の条件を記すと次のようになる。

Pd、抽出: 0.2M NTA アミド/オクタノール、逆抽出: 0.01M チオ尿素/ 0.2M HNO_3

Cs、抽出: 0.2M DtBuDB18C6/ジクロロエタン、逆抽出: 0.01M HNO_3（体積比：有機相/水相＝2/1）

Zr、抽出: 0.1M HDEHP（又は TODGA）/オクタノール、逆抽出: 0.5M シュウ酸/ 水

Se、抽出: 0.1M フェニレンジアミン/オクタノール、逆抽出: 8M H_2SO_4（又は $HClO_4$等）

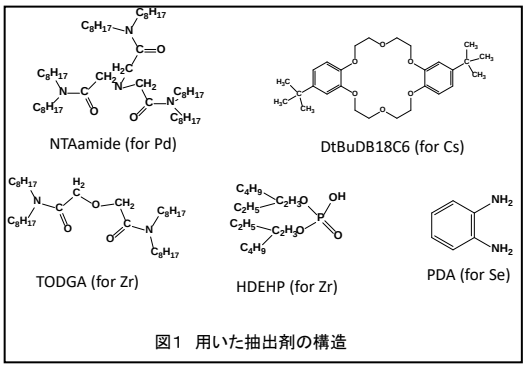


図1　用いた抽出剤の構造

Zr に関して結果の詳細をまとめる。HDEHP を各種極性溶媒に溶解した抽出溶媒を用いることで、標準溶液中の高濃度（100 mM）の Zr 抽出は可能である。また、シュウ酸による逆抽出を行うことで、有機相中の高濃度 Zr の 93%を水相に逆抽出することができた。次に水相中の Zr を核変換又は同位体分離用のターゲット試料として調整する必要がある。ここでは水相揮発のための加熱濃縮を避け、Zr を水酸化物で沈殿する方法を検討した。その結果、pH 8-9 で沈殿を生成することを確認した（図 2）。沈殿とろ液とに分けて、ろ液中の Zr 濃度を測定したところ、その値は極めて低く、沈殿側に 99.5%程度 Zr が存在することを確認した。

Zr-水酸化物を熱天秤で測定した後に、温度 500 度若しくは 1000 度で加熱して Zr 酸化物生成を試みた。得られた酸化物の X 線回折の結果、ZrO_2若しくは Na_2ZrO_3の化合物生成を確認した（図 3）。水酸化物に Na が含まれると、Na を含む酸化物生成となる。水酸化物沈殿を生じさせる際に、アンモニアなどのアルカリ溶液を使うべきであることが分かった。

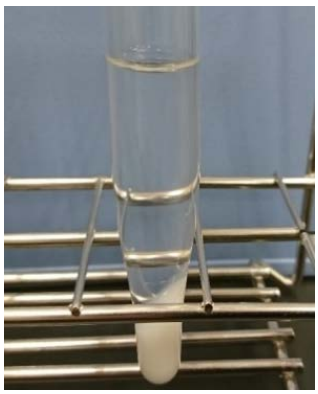


図 2　Zr-水酸化物沈殿の様子

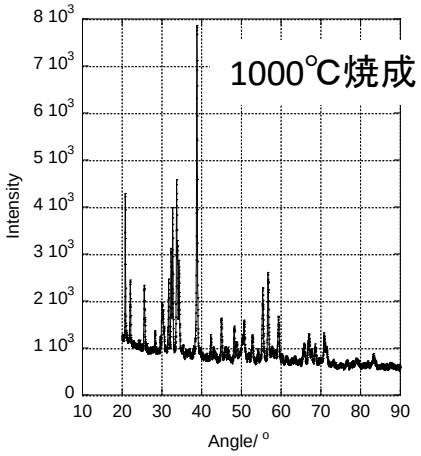


図 3　1000 度で焼成した Zr 試料の X 線回折像

今後は、模擬廃液からの元素分離法開発、分離後溶液中金属のターゲット試料作製法の確認をすることに加えて、一連の ImPACT 研究に関連するフィージビリティスタディを行う。具体的に、模擬廃液や有機相中での金属の溶存状態の確認、有機相に抽出した元素の電解還元、ドデカンに代わる新しい希釈剤の選定や耐放射線性の確認である。

本研究は、総合科学技術・イノベーション会議が主導する 革新的研究開発推進プログラム（ImPACT）の一環として実施したものです。

*Yuji Sasaki[1], Keisuke Morita[1], Shinichi Suzuki[1], Hideaki Shiwaku[1], Keisuke Ito[1], Yuya Takahashi[2], Masaaki Kaneko[2], Kazuhito Asano[2], [1]Japan Atomic Energy Agency. [2]Toshiba Corporation

2017年秋の大会

再処理・リサイクル部会セッション

核変換による高レベル放射性廃棄物の大幅な低減・資源化 ～再処理・リサイクルの観点から～

Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation -From Viewpoint of Reprocessing and Recycling-

(3) 電解・化学還元によるガラス固化体溶解技術

(3) Dissolution of Vitrified Wastes through Electrochemical and Chemical Reduction

*浅野和仁[1]，金村祥平[1]，金子昌章[1]，野平俊之[2]，坂村義治[3]

[1](株)東芝，[2]京都大学，[3]電力中央研究所

1. 緒言

核変換技術による高レベル廃棄物の大幅な低減・資源化を目指す際に、ガラス固化体中に閉じ込められた長寿命核分裂生成物(LLFP)を取り出す必要がある。LLFP はガラス網目構造中に閉じ込められていると考えられるため、(1)ガラス網目構造を分解する技術、(2)分解生成物から LLFP を回収する技術、(3)工学的に成立させるためのプロセス設計、に関する研究開発が必要である。我々はこれらの課題を解決するために、「溶融塩を反応場＊」とした還元技術によりガラス網目構造を分解し LLFP を回収するプロセスの検討を行っている。現在想定している、溶融塩中でのガラス固化体からの LLFP 分離回収プロセスの一例を図 1 に示す。

＊：現在の地層処分環境とは異なる。

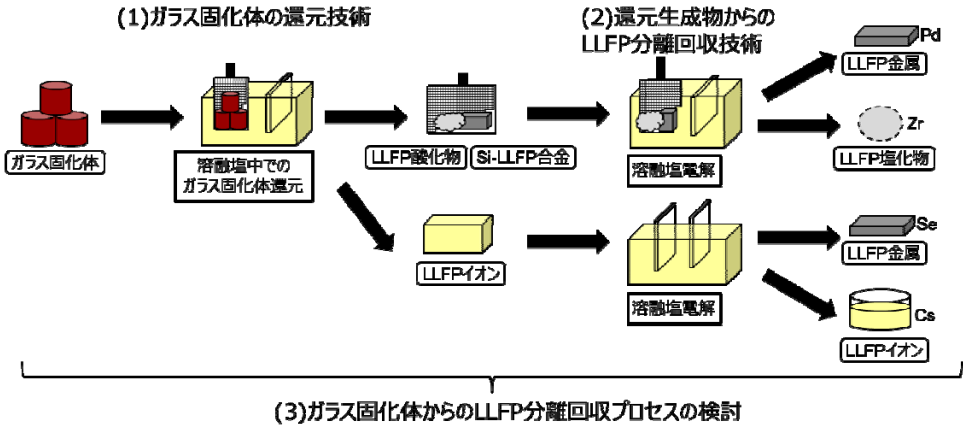


図 1. ガラス固化体からの LLFP 分離回収プロセスの一例

(1)ガラス固化体の還元技術

SiO_2、UO_2 などの酸化物を溶融塩中で電気化学的もしくは化学的に金属へ還元する技術を、ガラス固化体主成分であるホウケイ酸ガラスの網目構造の分解へ適用する。本手法で用いる溶融塩は精製により再利用が可能であるため、二次廃棄物発生量が少ない、水溶液と異なり耐放射線性が高く水素発生がないといった特長がある。

(2)還元生成物からの LLFP 分離回収技術

ガラス固化体還元処理後の LLFP は、Si-LLFP 合金、LLFP 酸化物、LLFP イオンのいずれかの形態をとるため、化学形態に応じた LLFP 分離回収技術が必要である。強還元雰囲気では Pd、Zr は Si-LLFP 合金中に、Se、Cs は LLFP イオンとして溶融塩中に存在することが予想される。Pd、Zr については、Si-LLFP 合金を陽極とした溶融塩電解により Zr を陰極上に析出させ回収、Pd は陽極残渣として回収することを検討している。

Se も同様に溶融塩電解により陽極に析出させ回収、Cs は金属熱還元、揮発分離等を組み合わせて回収することを検討している。

(3) ガラス固化体からの LLFP 分離回収プロセスの検討

ガラス固化体からの LLFP 分離回収を実現するためには、工学的に成立し、実用的なガラス固化体からの LLFP 分離回収プロセスを構築する必要がある。各工程での LLFP 分岐率、処理速度、二次廃棄物発生量を評価し、最適なプロセスフローの作成を行う。

本発表ではこれらのうち、溶融塩を反応場としたガラス固化体の化学還元技術について報告する。

2. 溶融塩を反応場としたガラス固化体の化学還元技術

2-1. 試験方法

ガラス固化体の化学還元技術成立性を確認するために、ホウケイ酸ガラスに PdO:0.77wt%、Cs_2O:0.84wt%、SeO_2:0.05wt%、ZrO_2:1.3wt%を添加した LLFP 含有ガラスを試作し、これを用いた化学還元試験を行った。還元剤には金属 Ca、溶融塩には $CaCl_2$ を用いた。金属 Ca 量は LLFP 含有ガラスに含まれる CaO 以外の酸化物の還元反応に対し 2 倍モルとした。これらと LLFP 含有ガラスを MgO るつぼに装荷し、Ar 雰囲気下のグローブボックス内に設置した電気炉を用い 850℃で 3 時間保持した。

2-2. 結果と考察

化学還元試験後に得られた還元生成物の XRD 分析結果を図 2 に示す。2 倍モルの金属 Ca を添加した時に得られる還元生成物の主成分は CaSi、$CaSi_2$ といった Si-Ca 合金であることを明らかにした。また、XRD、ICP-AES 分析等により LLFP 含有ガラス中の SiO_2 の 97.8wt%が金属にまで還元されていることを確認した。LLFP の挙動は、溶融塩に LLFP 含有ガラスを浸漬した場合は Cs、Se の溶融塩中への溶出率は Cs:8.3wt%、Se:0wt%であったが、化学還元を行った場合は Cs、Se は全量が溶融塩中へ溶出することを確認した。これは、化学還元によりガラス構造が分解され閉じ込められていた LLFP が溶出しやすくなったためと考えられる。また、Pd は金属、Zr は金属あるいは Zr 化合物として還元生成物中に残留することを確認した(図 3)。

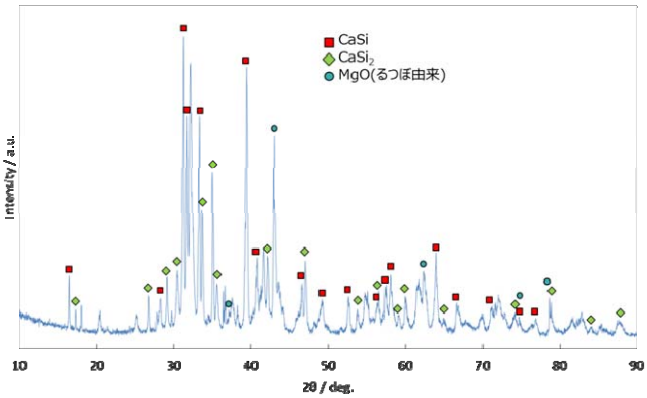


図 2. 還元生成物の XRD 分析結果

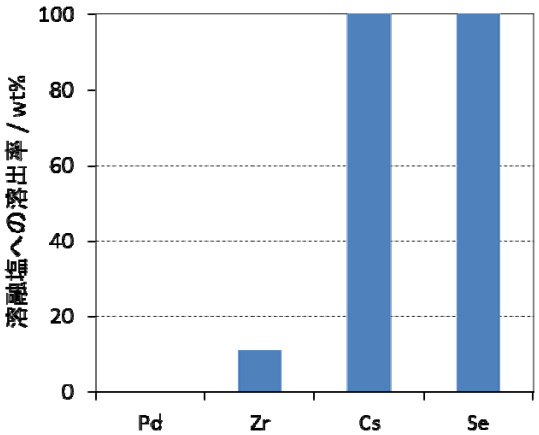


図 3. 化学還元後の LLFP の溶融塩への溶出率

付記

本研究は、総合科学技術・イノベーション会議が主導する革新的研究開発推進プログラム(ImPACT)の一環として実施したものです。

*Kazuhito Asano[1], Shohei Kanamura[1], Masaaki Kaneko[1], Toshiyuki Nohira[2] and Yoshiharu Sakamura[3]

[1]Toshiba Corp., [2]Kyoto University, [3]CRIEPI

2017年秋の大会

再処理・リサイクル部会セッション

核変換による高レベル放射性廃棄物の大幅な低減・資源化 ～再処理・リサイクルの観点から～

Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation -From Viewpoint of Reprocessing and Recycling-

（4）高温化学反応によるガラス固化体溶解技術

(4) Dissolution of Vitrified Wastes through High-temperature Reactions

*武部 博倫[1]，天本 一平[1, 2]

[1]愛媛大学，[2]日本原子力研究開発機構

1. はじめに

本研究では溶融 Li 金属浴を用い、ガラス固化体を不活性雰囲気中にて溶融し各成分を還元した後、Cs, Se の蒸気圧の差と、溶融スラッジからの Zr, Pd と添加成分の選択的反応性を利用した選択的分離回収プロセスを検討している [1]。本発表では、特に Li 金属浴による模擬ガラス固化体の溶融条件と Cs の揮発分離回収について紹介する。

2. 実験方法

2-1. 試料

入手したホウケイ酸塩系模擬ガラスカレットについて、XRD による非晶質相の有無の確認及び結晶相の同定と、SEM-EDS による微細構造の特徴付けを行った。

2-2. 実験条件と評価

Ar 雰囲気のグローブボックス内（酸素濃度≦1 ppm, 水分濃度≦10 ppm）にて市販のステンレスルツボを用い、280–380 ℃に保持した溶融 Li 金属浴にて模擬ガラスカレットを溶解した。溶融物の保持温度と時間を変化させ、Cs の揮発分離回収試験を行った。ステンレスルツボにシリカガラスチューブを被せて、Li 金属浴からの揮発によりチューブ内壁に付着した Cs 成分を ICP-MS で評価した。

3. 結果及び考察

入手した模擬ガラスカレットは X 線的非晶質相と(Ru, Rh)O_2相から構成され、SEM-EDS によれば微視的には Ru, Rh 及び Pd 成分が偏在していることが認められた。

Li 金属浴により≧280 ℃で模擬ガラスカレットは完全に溶解し、融体とスラッジ状残渣及び少量の浮遊物となる。

図 1 に Cs の蒸気圧（計算値）、Cs 回収率と Li 金属浴温度の関係を示す。Cs 回収率の温度依存性は、Cs の蒸気圧に概ね対応しており、温度の増加とともに増加する傾向にある。現時点では 380–520 ℃，1 気圧での揮発実験で最大 75 mass%の Cs 回収率が得られている。

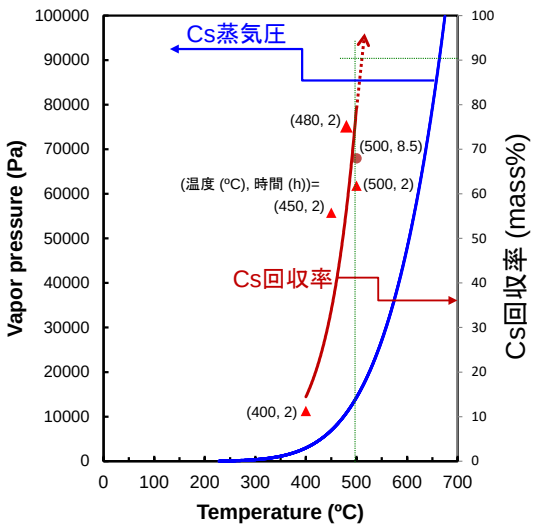


図 1 Cs 蒸気圧及び回収率と Li 金属浴の温度との関係

ガラスカレット試料の溶融・還元とともに、Li 金属浴の表面に反応物と推定される浮遊物が生成するため、継続的な揮発による Cs 回収率の向上（> 90 mass%目標値）や Se の揮発分離回収には、浮遊物除去のための Li 金属浴の攪拌条件や減圧及び温度の影響を今後検討することが必要である。

*Hiromichi Takebe[1] and Ippei Amamoto[1, 2]

[1]Ehime Univ., [2]Japan Atomic Energy Agency

2017年秋の大会

再処理・リサイクル部会セッション

核変換による高レベル放射性廃棄物の大幅な低減・資源化 ～再処理・リサイクルの観点から～

Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation -From Viewpoint of Reprocessing and Recycling-

(5) 酸性水溶液によるガラス固化体湿式処理技術

(5) Wet Processing of Vitrified Wastes in Acidic Solutions

*鷹尾 康一朗,[1] 上原章寛,[2] 池田泰久 [1]

[1] 東工大先導原子力研, [2] 京大炉

1. 緒言

高レベル放射性廃棄物ガラス固化体は、放射性核種の閉じ込め性能に優れており、地層処分環境中での十分な化学的耐久性を超長期にわたり保持する。ただし、現状のガラス固化体地層処分では十万年オーダーの超長期保管が必須であり、当 ImPACT プログラムではガラス固化体に含まれる長寿命核種 4 種(^{107}Pd, ^{79}Se, ^{93}Zr, ^{135}Cs)も核変換による短寿命化および有害度低減の対象としている。これら長寿命核種の核変換処理を行うためには、既存のガラス固化体からの回収が必要となる。ただし、そもそもガラス固化体は高レベル廃棄物安定化を目的とした化学的耐久性に優れるホウケイ酸ガラスをベースとしており、そこからの長寿命核種の回収は極めてチャレンジングな課題である。地層処分場を想定した中性～アルカリ性領域でのガラス固化体からの核種溶出挙動については多くの検討がなされているのに対し、酸性領域(*)については処分環境の条件として考えにくいこともあり積極的な検討はなされていない。一方、上記長寿命核種を含むガラス固化体中の放射性核種の多くは酸化物として存在するため、それらの回収においては酸性条件を保持することが望ましいと考えられる。以上の背景に基づき、我々のグループでは湿式処理によるガラス固化体からの長寿命核種回収技術について検討を進めている。[1] (*現在の地層処分環境とは異なる反応場条件)

2. 酸性水溶液中での模擬ガラス固化体からの元素溶出挙動

模擬ガラス固化体(IHI 製, P/N 5523N17, 破砕状, ガラス主成分：Na, Si, B, Ca, Al, Zn, Li; HLW 模擬核種成分：Se, Rb, Sr, Y, Zr, Mo, Mn, Ru, Rh, Pd, Ag, Sn, Te, Cs, Ba, La, Ce, Pr, Nd, Sm, Eu, Gd; その他成分：P, Cr, Fe, Ni)を 2 M 塩酸水溶液に 1:15 g/mL の固液比で浸漬し、90℃で 2 日間保持した。その結果、時間の経過とともに液相が褐色に着色する様子が見られた。この現象は模擬ガラス固化体からの遷移金属イオンの溶出を示唆するものである。ICP-AES を用いて液相を分析したところ、溶液の着色は主に Pd の溶出に起因することが明らかとなった。ただし、液相中の Pd 濃度は模擬ガラス固化体中の Pd 含有量に対して 40%程度にとどまっており、完全な溶出には至っていない。Pd をはじめとする白金族イオンは、ガラス固化体中で金属の状態で存在しうるため、湿式処理により溶出させるためには Pd^{2+}へ酸化する必要がある。従って、用いる酸として強い酸化力を示す硝酸を用いて同様の条件で溶出試験を行った。その結果、硝酸水溶液(初期硝酸濃度：2 M)側の着色は確かに見られたものの、Pd 溶出率は最大でも 60%に留まるという結果となった。

水溶液中での Pd^{2+}の錯体化学を考えると、Cl^-とは$[PdCl_n]^{2-n}$ (n = 1-4)という可溶性クロロ錯体を安定に形成するが、NO_3^-とは安定な錯体を形成しにくい。このことから、硝酸と塩酸の混合液を用いることで、金属 Pd の酸化溶解と錯形成に伴う可溶種安定化により Pd の効果的な溶出が期待される。実際、硝酸と塩酸を各 1 M ずつ含む混合水溶液を用いて同様の処理を行ったところ、ほぼ完全な Pd の溶出を確認した。その他の多くの模擬核種(Se, Rb, Sr, Y, Mn, Te, Cs, Ba, La, Ce, Pr, Nd, Sm, Eu, Gd, Cr, Fe, Ni)および Si 以外のガラス主成分(Na, B, Ca, Al, Zn, Li)についても【1 M 硝酸＋1 M 塩酸】系でほぼ完全に溶出することを見出した(図 1)。また、模擬ガラス固化体 20.09 g を【1 M 硝酸＋1 M 塩酸】系で 90℃にて 8 時間保持した後、ろ過により固体成分を回収したところ、得られたガラス残渣の重量は 13.13 g であった。割合にして 34.6%の重量減

に値し、これは溶出した上記ガラス主成分および模擬核種の模擬ガラス固化体試料中に占める重量比とよく一致する。更に、液相の H^+濃度を測定したところ、処理前が 2.04 M であったのに対し、処理後には 0.79 M へ減少する様子が見られた。この事実は上記溶出成分酸化物が中和反応により溶解することを示すものである。加えて、処理前後におけるガラス固化体表面の SEM 観察を行ったところ、処理に伴ってガラス表面に多数の亀裂が入り、ガラス表面に結晶性化合物が析出している様子が確認された(図 2)。XRD 測定の結果、この結晶性化合物は RuO_2 であることが判明した。

図 1. 酸性水溶液を用いた模擬ガラス固化体湿式処理の様子.

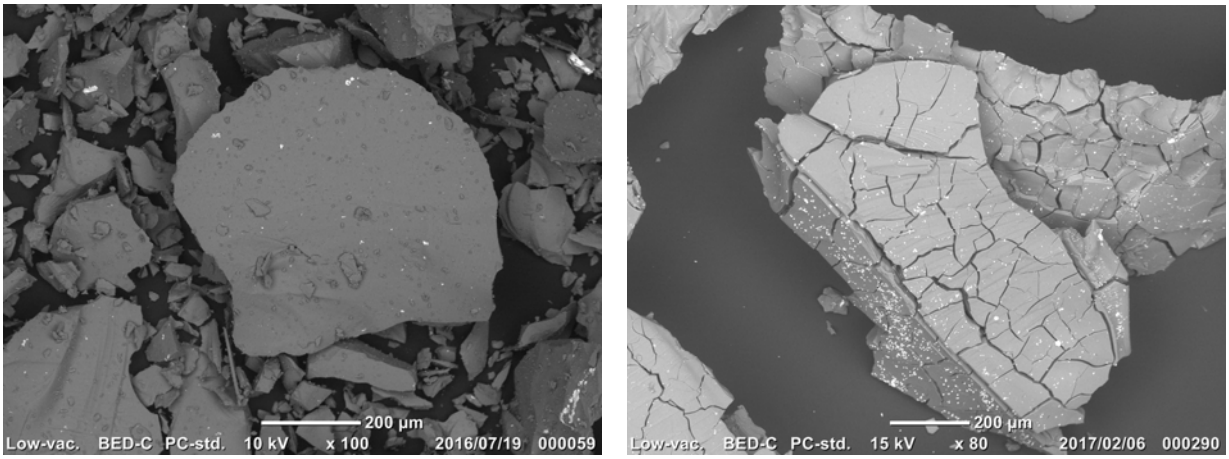


図 2. 模擬ガラス固化体の SEM 像. 左：処理前, 右：【1 M 硝酸＋1M 塩酸】で 90℃, 8 時間処理後.

上述のように【1 M 硝酸＋1 M 塩酸】系でガラス主成分および模擬核種の多くが溶出することを確認した。この中には、当 ImPACT プログラムでガラス固化体からの回収対象とする Pd, Se, Cs も含まれる。一方、同じく回収対象である Zr については【1 M 硝酸＋1 M 塩酸】系での溶出率は 2%程度に留まる。この課題を解決するため、さらなる検討を行った。前述のようにガラス固化体の湿式処理においては対象とする金属イオンの錯体化学・溶液化学を理解したうえで条件選定を行う必要がある。調査の結果、Zr^{4+}は SO_4^{2-}と安定な可溶性錯体$[Zr(SO_4)_n]^{4-2n}$ (n = 1-3)を形成することを見出した。【1 M 硝酸＋1 M 塩酸】系で処理した模擬ガラス固化体残渣を更に 3 M 硫酸に 1:15 g/mL の固液比で浸漬し、90℃において 9 時間保持した。この条件下では$[Zr(SO_4)_3]^{2-}$が支配的に生成することが熱力学的に裏付けられる。結果として、95%の Zr 溶出率を期待通り達成した。

なお、本研究で扱った条件は HLW の処分環境とは全く異なるものである。

本研究は、総合科学技術・イノベーション会議が主導する革新的研究開発推進プログラム(ImPACT)の一環として実施したものです。

参考文献：

[1] 鷹尾ら 「ガラス固化体からの核種分離方法及び得られた多孔質ガラス固化体」特願 2017-034766.

*Koichiro Takao,[1] Akihiro Uehara,[2] Yasuhisa Ikeda

[1]LANE, TokyoTech, [2] Research Reactor Institute, Kyoto Univ.

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：404-3 Fuel Reprocessing

Thu. Sep 14, 2017 2:45 PM - 3:35 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 5:45 AM - 6:35 AM UTC | Room K N301 - N Block

[2K10-12] Recovery of U, Pu, Th

Chair:Koichi Uozumi (CRIEPI)

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

[2K10] Thermostability of Cyclic Urea Derivatives for Selective Precipitation of Uranium(VI)

*Keisuke Nishimura[1], Tomoya Suzuki[2], Masanobu Nogami[1], Yasuhisa Ikeda[2] (1. Graduate School of Science and Engineering Research, Kindai University, 2. Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Tokyo Institute of Technology)

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

[2K11] Fundamental Study on Simple Reprocessing Method for Spent Thorium Fuels by Using Uranium-Selective Precipitant

(3)Precipitation Behavior of Tetravalent Metal Ions upon Contact with Double-Headed 2-pyrrolidone Derivatives

*Hiroyuki Kazama[1], Satoru Tsushima[2,3], Yasuhisa Ikeda[1], Koichiro Takao[1] (1. LANE, Tokyo Tech, 2. HZDR, 3. WRHI, Tokyo Tech)

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

[2K12] Development of extraction apparatus for the co-processing process

(1)Evaluation of extraction performance with the changes of O/A ratio in centrifugal contactor

*Atsushi Sakamoto[1], Yuichi Sano[1], Masayuki Takeuchi[1], Masayuki Watanabe[1], Kenji Koizumi[1] (1. JAEA)

3:30 PM - 3:35 PM JST | 6:30 AM - 6:35 AM UTC

Time reserved for Chair

ウラン(VI)選択性環状尿素沈殿剤の耐熱性

Thermostability of Cyclic Urea Derivatives for Selective Precipitation of Uranium(VI)

*西村　圭右[1]，鈴木　智也[2#]，野上　雅伸[1]，池田　泰久[2]

[1]近畿大院総理工，[2]東京工業大先導原子力研，[#]現：産総研

硝酸酸性水溶液系でのウラン(VI)選択性候補沈殿剤である環状尿素化合物 1,3-dimethyl-3,4,5,6-tetrahydro-2(1H)-pyrimidinone(DMPU)及び tetrahydro-2-pyrimidinone(PU)の耐熱性について検討した。

キーワード：ウラン，再処理，沈殿，尿素，耐熱性

1. 緒言　DMPU 及び PU（図 1）は硝酸水溶液中でプルトニウム(IV)を水溶液中に残したままウラン(VI)を選択的に沈殿させることが見出されており[1,2]、使用済み核燃料の再処理に用いられる PUREX 法に代わる、沈殿法による新たな再処理法における沈殿剤として利用できる可能性がある。本研究では、再処理実運転付近、及びそれより高温での両候補沈殿剤の安定性について検討した。

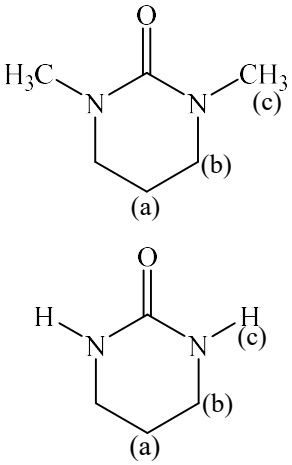


図 1：DMPU（上）及び PU（下）の化学構造

2. 実験　0.5mol/l (=M) DMPU 及び PU を含む 1~8M の硝酸水溶液をそれぞれ調製し、DMPU は 50, 90℃、PU は 90℃で 360 分加熱した。加熱中、所定時間毎に試料をサンプリングし、溶液の ^{1}H NMR を測定した。各時間における試料中のピーク面積比から各試料の残存率の経時変化を算出した。

3. 結果　^{1}H NMR スペクトルの図 1 (a) のピーク面積比から算出した DMPU と PU の耐熱性をそれぞれ図 2, 3 に示す。DMPU の残存率は、50 ℃で全ての硝酸濃度で 360 分後もほぼ 100%を維持した。また、90℃での加熱においても 1M 硝酸ではほぼ 100%であった。一方、2M 硝酸では 360 分後に約 20%の減少が見られた。PU においては、1~6M 硝酸で 360 分後の残存率がほぼ 100%を示したが、8M 硝酸では 300 分で約 20%の減少が見られた。以上より、PU の耐熱性は DMPU より優れていると考えられる。

なお、DMPU では 4M 硝酸において 90 ℃への昇温中約 85℃で、また PU では 8M 硝酸において 90 ℃, 330 分で激しく NO_X ガスが発生し、DMPU 及び PU の全てのピークが消失したため、残存率を算出することはできなかった。このように、両沈殿剤には分解が突発的に生じる閾値が存在し、この抑制の観点から、DMPU は硝酸濃度 4M かつ 50 ℃以下、PU は硝酸濃度 6 かつ 90℃以下での使用が望ましいことが示唆された。

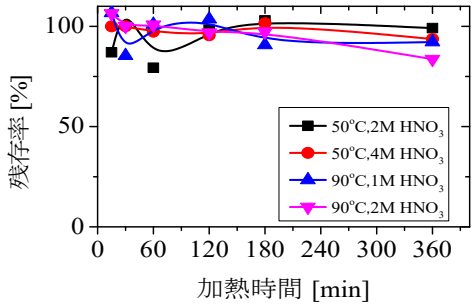


図 2：加熱による DMPU 残存率の経時変化

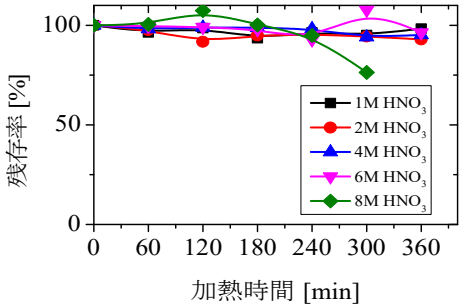


図 3：90 ℃での加熱による PU 残存率の経時変化

参考文献

[1]　T.Suzuki,et al.,J.Nucl.Sci.Technol.,**51**(2014)514-520

[2]　T.Suzuki,et al.,Polyhedron,**96**(2015)102-106

*Keisuke Nishimura[1], Tomoya Suzuki[2#], Masanobu Nogami[1], and Yasuhisa Ikeda[2]

[1]Graduate School of Science and Engineering Research, Kindai University, [2]Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Tokyo Institute of Technology, [#]Present Affiliation:National Institute of Advanced Industrial Science and Technology

ウラン選択性沈殿剤を用いたトリウム燃料簡易再処理技術基盤研究
（3）4 価金属イオンに対する架橋ピロリドン誘導体の沈殿能評価

Fundamental Study on Simple Reprocessing Method for Spent Thorium Fuels by Using Uranium Selective Precipitant

(3) Precipitation Behavior of Tetravalent Metal Ions upon Contact with Double-Headed 2-Pyrrolidone Derivatives

*風間 裕行[1], 津島 悟[2,3], 池田 泰久[1], 鷹尾 康一朗[1]

[1]東工大先導原子力研, [2]Helmholtz-Zentrum Dresden-Rossendorf, [3]東工大 WRHI

2-ピロリドン誘導体(NRP)は、U(VI)に選択的な沈殿能を示すため、使用済みトリウム燃料簡易再処理技術への応用が期待される。本研究では、効率的かつ選択的に U(VI)を沈殿分離するために開発を進めている架橋 NRP の Zr^{4+}, Ce^{4+}, Th^{4+}, U^{4+}に対する沈殿挙動を検討した。

キーワード：再処理, ウラン, トリウム, 沈殿

1. 緒言　次世代原子力システムにおいてトリウム燃料サイクルは有望な選択肢の一つである。使用済みトリウム燃料再処理の主たる目的である U(VI)/Th(IV)相互分離を簡易に実現するため、近年我々は高効率かつ高選択な U(VI)沈殿剤として期待される架橋 NRP を開発している(図 1)。U(VI)の選択的な沈殿分離の達成には Th(IV)をはじめとする 4 価金属イオンの挙動を理解することも重要である。本研究では、Zr^{4+}, Ce^{4+}, Th^{4+}, U^{4+}に対する架橋 NRP の沈殿能を系統的に評価した。

2. 実験　0.1 M の 4 価金属イオン(Zr^{4+}, Ce^{4+}, Th^{4+}, U^{4+})を含む 3 M 硝酸水溶液に等モル量の架橋 NRP を加え、沈殿試験を行った。上澄み液に含まれる金属イオン濃度を ICP-AES を用いて定量した。沈殿物に対して、赤外吸収分光, 単結晶 X 線構造解析, 元素分析を用いて同定した。

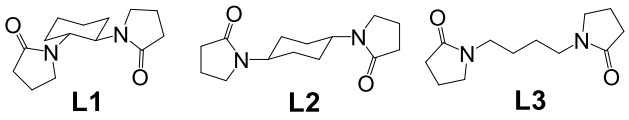


図 1. 架橋 NRP の構造式.

3. 結果と考察　沈殿試験結果を表 1 に示す。**L1** は、Ce^{4+}, Th^{4+}, U^{4+}に対して沈殿能を示し、結晶性の $H_2[M(NO_3)_6]\cdot 2\mathbf{L1}$ (M=Ce, Th, U)を与えた。沈殿率は配位数 12 の場合の M^{4+}のイオン半径の序列[1]と相関が見られる。一方、**L1** が Zr^{4+}に対して沈殿能を示さないことは、Zr^{4+}のイオン半径がより小さいために配位数 12 を要する$[M(NO_3)_6]^{2-}$錯イオンの形成が困難になるためと考えられる。**L2** は Th^{4+}, U^{4+}に対して **L1** と同様の沈殿挙動を示す一方で、Ce^{4+}に対してはより高い沈殿率を示した。これは **L2** が Ce^{4+}に配位した$[Ce_2O(NO_3)_6(\mathbf{L2})_2]_n$の形成に起因する。**L3** は Ce^{4+}に対してのみ沈殿能を示し、沈殿物の IR 測定より **L3** の Ce^{4+}への配位が示唆された。以上より、架橋 NRP の分子構造及び中心金属のイオン半径が 4 価金属イオンの錯体構造並びに沈殿挙動に影響を与えることを明らかにした。

表 1. M^{4+}沈殿率(%)および M^{4+}のイオン半径 R_i (Å, 配位数 12)[1]

M^{4+}	**L1**	**L2**	**L3**	R_i
Zr^{4+}	n.d.	n.d.	n.d.	n.a.
Ce^{4+}	48.4	87.6	35.0	1.14
U^{4+}	43.3	41.4	n.d.	1.17
Th^{4+}	42.2	40.5	n.d.	1.21

参考文献　[1] R. D. Shannon, *Acta Cryst.*, **1976**, *A32*, 751-767.

*本研究は、文科省委託事業「ウラン選択性沈殿剤を用いたトリウム燃料簡易再処理技術基盤研究」の成果です。

*Hiroyuki Kazama[1], Satoru Tsushima[2,3] Yasuhisa Ikeda[1] and Koichiro Takao[1]

[1]LANE, Tokyo Tech., [2]HZDR., [3]WRHI, Tokyo Tech.

コプロセッシングプロセス向け抽出装置の開発
（1）遠心抽出器の O/A 比に対する抽出性能の評価

Development of extraction apparatus for the co-processing process

(1) Evaluation of extraction performance with the changes of O/A ratio in centrifugal contactor

*坂本 淳志[1]，佐野 雄一[1]，竹内 正行[1]，渡部 雅之[1]，小泉 健治[1]

[1] 日本原子力研究開発機構

コプロセッシング法に適用する抽出装置を具体化するため、遠心抽出器を用いた抽出試験を実施し、幅広い O/A 比条件において抽出性能を有することを確認した。

キーワード：遠心抽出器，抽出性能，O/A 比

1. 緒言

これまで再処理工場で適用されてきたピューレックス法においては、分配工程においてプルトニウムが単離される工程を含んでいる。このことから、原子力機構では、プルトニウムをウランと共に回収することで核不拡散を向上させるコプロセッシング法の開発を進めている[1]。また、原子力機構では将来の再処理工場に適用するための抽出装置として、従来使用されてきたミキサセトラやパルスカラムに比べ相分離性能が高く、よりコンパクトで迅速な処理が可能な遠心抽出器（図 1）の開発を進めている。コプロセッシング法においては、ピューレックス法よりも高い有機相／水相流量比（以下、『O/A 比』という。）での処理が求められることから、より高い相分離性能を有する抽出装置として、本研究では、遠心抽出器の O/A 比に対する抽出性能を評価した。

2. 試験方法

ロータ内径 φ25 mm の遠心抽出器を対象に、有機相には 30%TBP-ノルマルドデカンを、水相には硝酸ウラニル溶液（U：23 g/L、H^+：3 mol/L）を用いて O/A 比に対する抽出性能の評価を行った。このとき、流量は、有機相と水相を合わせて 2 L/h、6 L/h、及び 12 L/h で固定した上で、O/A 比を 0.2、0.5、1、2、5、10、30 と変化させた。抽出性能は、抽出前後の水相中ウラン濃度、並びに、バッチ試験により求めたウラン平衡濃度から、各 O/A 比における段効率を求めることにより評価した。

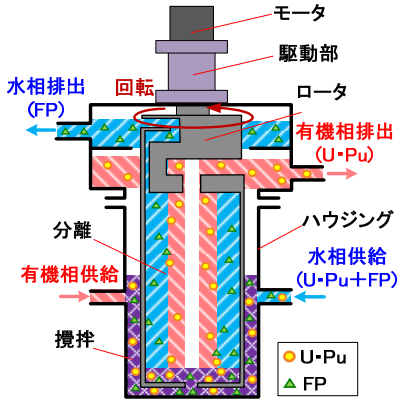


図 1　遠心抽出器の概略

3. 結論

試験中、いずれの供給流量、及び O/A 比条件においても、遠心抽出器は十分な相分離性能を有することを確認した。抽出性能は、低流量かつ低 O/A 比の条件を除いて、ほぼ全ての流量、O/A 比条件で 100%の段効率を有することを確認した（図 2 に 12 L/h での結果を示す）。なお、低流量の条件では、混合部における O/A 比の変動の影響が大きく、低 O/A 比の条件では、抽出（水相から有機相への物質移動）が生じにくい影響が顕著に現れたものと考えられる。

本試験を通して、遠心抽出器は幅広い O/A 比条件において十分な抽出性能を有することが確認されたことから、コプロセッシング法を用いた将来の再処理プラントへの適用が期待される。

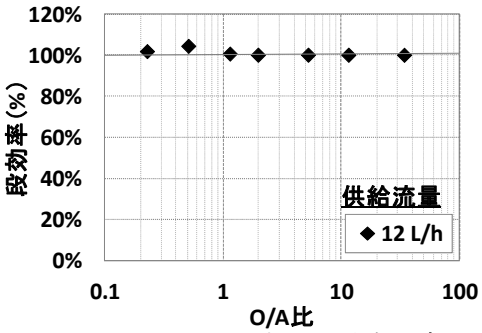


図 2　O/A 比に対する段効率の変化
（供給流量：12 L/h）

参考文献

[1] 倉林 他、日本原子力学会 2016 年秋の大会 1H10

※本報告は、経済産業省からの受託事業として日本原子力研究開発機構が実施した「平成 28 年度高速炉国際協力等技術開発」の成果の一部です。

*Atsushi Sakamoto[1], Yuichi Sano[1], Masayuki Takeuchi[1], Masayuki Watanabe[1], Kenji Koizumi[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：404-3 Fuel Reprocessing

Thu. Sep 14, 2017 3:35 PM - 4:10 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 6:35 AM - 7:10 AM UTC | Room K N301 - N Block

[2K13-14] Separation of Fission Products

Chair:Koichi Uozumi (CRIEPI)

3:35 PM - 3:50 PM JST | 6:35 AM - 6:50 AM UTC

[2K13] Temperature Effects on Extraction Behavior of Platinum Group Metals, Mo, and Zr in HNO_3(aq)-IL Biphasic Systems

*Soma Kono[1], Hiroyuki Kazama[2], Koichiro Takao[2], Tsuyosi Arai[3] (1. Shibaura Institute of Technology Graduate College, 2. Tokyo Institute of Technology, 3. Shibaura Institute of Technology)

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

[2K14] Adsorption behavior of Mo (VI) and Zr (IV) onto impregnated non-woven material

*Ryoji ABE[1], Tsuyoshi ARAI[2], Sou Watanabe[3], Yuichi SANO[3], Masayuki TAKEUCHI[3] (1. Shibaura institute of technology Graduate School, 2. Shibaura institute of technology, 3. Japan Atomic Energy Agency)

4:05 PM - 4:10 PM JST | 7:05 AM - 7:10 AM UTC

Time reserved for Chair

熱応答性イオン液体－硝酸水溶液 2 相系における白金族, Mo, Zr の抽出挙動に対する温度効果

Temperature Effects on Extraction Behavior of Platinum Group Metals, Mo, and Zr in HNO_3(aq)-IL Biphasic Systems

*河野 壮馬 [1], 風間 裕行 [2], 鷹尾 康一朗 [2], 新井 剛 [3]
[1] 芝浦工業大学大学院, [2] 東工大先導原研, [3] 芝浦工業大学

本研究では，高レベル放射性廃液中に含まれる白金族元素, Mo, Zr について，熱応答性イオン液体[Hbet][Tf_2N]と硝酸水溶液の 2 相系による抽出挙動に対する温度効果を明らかにすることを目的とした．加温条件における各元素抽出挙動より, 特に置換不活性な Rh, Ru の抽出反応が促進されることが明らかとなった．
キーワード：溶媒抽出，高レベル放射性廃液，イオン液体，白金族元素，モリブデン，ジルコニウム

1. 緒言　高レベル放射性廃液中に含まれる白金族元素, Mo 及び Zr は，ガラス固化体製造時に悪影響を及ぼすため分離除去することが望まれる．演者らは，分離技術としてイオン液体を用いた溶媒抽出法に着目し検討を進めてきた．しかし，Ru(III)及び Rh(III)は水和水の寿命が長い置換不活性種であることから，抽出効率の低さが懸念される[1]．そこで，本研究では高温で親水性を示し低温で疎水性を示す熱応答性イオン液体に着目し，Ru(III), Rh(III), Pd(II), Mo(VI)及び Zr(IV)の抽出挙動温度依存性について検討した．

2. 実験方法　抽出剤には自製の Betainium bis(trifluoromethanesulfonyl)imide([Hbet][Tf_2N])を用いた．抽出対象元素として Ru(III), Rh(III), Pd(II), Mo(VI)及び Zr(IV)を選定し，各金属イオンについて 0.01–3 mol·dm^{-3}(M)の硝酸を含む試料溶液を調製した．[Hbet][Tf_2N]と試験溶液を体積比 1 : 1 で共栓付き試験管に注入し，所定温度に設定した恒温振とう槽で一定時間振とうした．抽出試験前後の水相中の金属イオン濃度を測定することで抽出率を算出し，抽出性能の評価指標とした．

3. 結果及び考察　Table 1 に 298 K における[Hbet][Tf_2N]に対する各金属イオンの抽出率の経時変化を示す．Table 1 より，Pd(II), Mo(VI)及び Zr(IV)は 2 分以内で抽出平衡に達することが確認された．しかし，Ru(III)及び Rh(III)は 60 分でも未だ抽出平衡には達しておらず Ru(III)は 84 時間程度，Rh(III)は 113 日程度で平衡到達が確認され，この際の抽出率は Ru(III)が 100.2 %，Rh(III)が 96.0 %であった．次いで，Table 2 に 353 K における Ru(III)及び Rh(III)の抽出率の経時変化を示す．Table 2 より，353 K において Ru(III)は 30 分程度，Rh(III)は 180 分程度で抽出平衡に達することが示され，試験温度の上昇に伴い抽出速度が向上することが明らかとなった．また，Pd(II), Mo(VI)及び Zr(IV)は 353 K においても平衡到達時間は 2 分以内であった．このことから, 高温環境下にて[Hbet][Tf_2N]を用いることで置換不活性な Ru(III)及び Rh(III)の抽出速度が飛躍的に向上し，効率的に抽出可能であることが示された．

Table 1 Relationship between extraction efficiency and extraction time at 298 K

	Extraction efficiency [%]				
Metal	Ru(III)	Rh(III)	Pd(II)	Mo(VI)	Zr(IV)
2 min	11.8	16.7	87.5	53.8	78.4
5 min	14.3	20.1	87.4	53.3	78.0
10 min	13.0	19.1	88.6	54.5	78.5
60 min	48.9	28.1	88.0	53.7	79.0
Equilibration time	84 hour	113 day	2 min	2 min	2 min

([Metal] = 3 mM, [HNO_3] = 0.3 M, Test temp. : 298 K)

Table 2 Relationship between extraction efficiency and extraction time at 353 K

	Extraction efficiency [%]	
Metal	Ru(III)	Rh(III)
5 min	95.2	57.5
30 min	99.1	72.3
60 min	99.2	86.1
180 min	—	96.5
Equilibration time	30 min	180 min

([Metal] = 3 mM, [HNO_3] = 0.3 M, Test temp. : 353 K)

参考文献

[1] L. Helm, A. E. Merbach, *Chem. Rev.* **2005**, *105*, 1923-1959.

*Soma Kono[1], Hiroyuki Kazama[2], Koichiro Takao[2], Tsuyoshi Arai[3]
[1]Shibaura Institute of Technology Graduate School, [2]Shibaura Institute of Technology, [3]Tokyo Institute of Technology

抽出剤含浸不織布を用いたMo(VI)及びZr(IV)の吸着特性の評価

Adsorption behavior of Mo (VI) and Zr (IV) onto impregnated non-woven material

*安倍 諒治[1], 新井 剛[2], 渡部 創[3], 佐野 雄一[3], 竹内 正行[3]
[1] 芝浦工業大学大学院, [2] 芝浦工業大学, [3] 日本原子力研究開発機構

抄録：高レベル放射性廃液に含まれるMo(VI)及びZr(IV)は，MA(III)回収工程の前に予め除染されていることが望まれている．これまでの研究により，HDEHP抽出剤によってこれらの除染が可能であることが明らかとなっている．本研究では，ニ次廃棄物発生量の低減を目指し，Mo(VI)及びZr(IV)の新規分離媒体として，不織布にHDEHP抽出剤を含浸したHDEHP含浸シートの適用を検討している．本研究ではバッチ式吸着試験及びカラム試験を用いてHDEHP含浸シートの吸着性能評価を行ったので報告する．

キーワード：高レベル放射性廃液，不織布，HDEHP，モリブデン，ジルコニウム

1. 緒言　現在，我が国では高レベル放射性廃液 (HLLW) からの MA 分離・回収法として抽出クロマトグラフィ法の適用が検討されている [1]．しかし，本法に用いる吸着材に対し Mo 及び Zr が MA の分離を阻害する．そこで筆者らは，MA 分離の前処理工程として Mo 及び Zr に対し高選択性を有する Bis (2-ethylhexyl) hydrogen phosphate (HDEHP) 吸着材充填カラムを用いた Mo，Zr 除去処理技術の研究を行ってきた．しかし，既往の研究成果より，HDEHP 吸着材からの Zr の溶離が困難であることが明らかとされている [2]．そこで本研究では，新規分離媒体として使い捨て可能な安価で処理が容易な油吸着シートを用いた HDEHP 含浸シートの適用を提案した．本会ではHDEHP 含浸シートの吸着性能及び耐放射線性を評価し，本提案における課題点の抽出を行った．

2. 実験方法　本研究に用いるHDEHP含浸シートは, スプリトップ油吸着シート (前田工繊株式会社製) にHDEHPを含浸率が50 wt%となるように調製した．吸着試験溶液はMo(VI)及びZr(IV)を各々10 mMとなるよう金属塩を3 M 硝酸溶液に溶解し調製した．吸着性能評価はバッチ式吸着試験及びカラム試験にて行った．バッチ式吸着試験はスクリュー管瓶に 10 mm 四方に裁断したHDEHP含浸シートと吸着試験溶液を封入し，所定時間振とうし，試験前後の水相中の金属イオン濃度を分析した．また，カラム試験は，ϕ10 mm×h 100 mm の耐圧ガラスカラムに直径 10 mm に裁断したHDEHP含浸シートを充填し，カラム上端から流速 1 $cm^3 \cdot min^{-1}$ で吸着試験溶液を通液した．その後，カラム下端から流出した溶液を 3 cm^3 毎に分画採取し，各フラクションの金属イオン濃度を測定した．

3. 結果・考察　Fig. 1 にHDEHP含浸シート及びHDEHP吸着材を用いた各元素の吸着量の経時変化を示す．Fig. 1 より，Zr(IV)では吸着材，シート共に平衡に達する時間が 5 分程度であり大きな差異は確認されなかった．一方，Mo(VI)はシートの場合, 平衡までに60分程度を要することが確認された. これはシート内部での吸着種の拡散や，HDEHPが疎水性であることに起因すると考えられる．また，HDEHP含浸シートを充填した破過曲線を Fig. 2 に示す．Fig. 2 より，HDEHP含浸シートは良好にMo(VI)及びZr(IV)を吸着することが確認された．また，Zr(IV)における破過曲線の立ち上がりはMo(VI)よりも1-2 bed volume程度遅く，かつ急峻であることが示された．これは，HDEHPとZr(IV)の親和性が高いためと推察される．また，Mo(VI)はZr(IV)よりも破過曲線の立ち上がりの傾きが小さいことが示された．これは，シート表面による吸着が支配的であることに起因すると考えられる．本会のおいて，これら吸着性能に加え，耐放射線性について得られた結果を詳細に報告する．

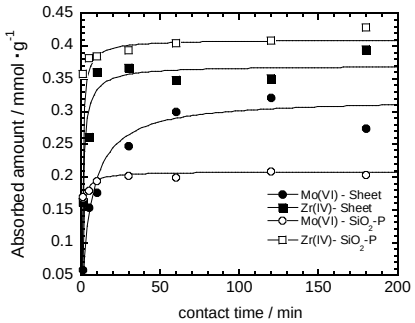


Fig. 1 Relationship between contact time and adsorbed amount on each adsorbent

[Metal] = 10 mM, [HNO_3] = 3 M, Temp. : 298 K, [HDEHP] = 50 wt%

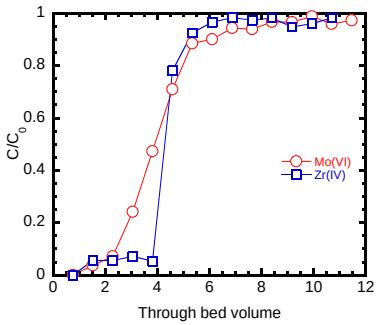


Fig. 2 Breakthrough curve of Mo(VI) and Zr(IV) with HDEHP impregnated sheet

[Metal] = 10 mM in 3 M HNO_3 Column ; ϕ10×h 100 mm,

Temp. : 298 K, [HDEHP] = 50 wt%

参考文献
1) S. Watanabe, et al: Energy Procedia 7 (2011) pp.449-453
2) R. Abe, et al: Asian Nuclear Prospects (2016) P-02

*Ryoji Abe[2], Tsuyoshi Arai[2], Sou Watanabe[3] , Yuichi Sano[3], Masayuki Takeuchi[3]
[1]Shibaura Institute of Technology Graduate school, [2] Shibaura Institute of Technology, [3]Japan Atomic Energy Agency

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：404-3 Fuel Reprocessing

Thu. Sep 14, 2017 4:10 PM - 5:15 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 7:10 AM - 8:15 AM UTC | Room K N301 - N Block

[2K15-18] Safety in Fuel Cycle

Chair:Takehiko Tsukahara (Tokyo Tech)

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

[2K15] Conceptual Syudy of Dry Storage Method for Spent Fuel Assemblies Based on Haneycomb Concrete Overpack(COP)

*Yoshio Hida[1], Yoshiaki Katsuyama[2], Shigeki Hayashi[2], Hirohide Hashimoto[3], Takashi Murata[4] (1. WATS, 2. Kanden Plant, 3. IHI Construction Materials, 4. Murata Engineering)

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

[2K16] Study on the combustion behavior of radiolytically generated hydrogen explosion in vessels at the reprocessing plant

(14)Comparison with numerical analysis and experiment of simulated horizontal connected two large cylindrical vessels

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

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

[2K17] Study on the combustion behavior of radiolytically generated hydrogen explosion in vessels at the reprocessing plant

(15)Hydrogen concentration dependence of hydrogen explosion in simulated horizontal connected two large cylindrical vessels

*Tatsuya Kudo[1,3], Yoshikazu Tamauchi[1], Masanao Nakano[1], Naoya Sakagami[1], Kouhei Otake[1], Nobyuki Arai[1], Wenbin Dai[2], Motohiro Sakaihara[2], Osamu Kanehira[2] (1. JNFL, 2. MMC, 3. Tohoku university)

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

[2K18] Study on ruthenium volatilization during evaporation and dryness of nitrate solution

Volatilization of tetroxide ruthenium during dryness and denitration of simulated high-level liquid waste

*Tetsuya Kato[1], Tsuyoshi Usami[1], Takeshi Tsukada[1] (1. CRIEPI)

5:10 PM - 5:15 PM JST | 8:10 AM - 8:15 AM UTC

Time reserved for Chair

ハニカム COP による使用済燃料の乾式貯蔵方式の検討

Conceptual Study of Dry Storage Method for Spent Fuel Assemblies Based on Honeycomb Concrete Overpack(COP)

※肥田 善雄[1]、勝山 佳明[2]、林 繁樹[2]、橋本 博英[3]、村田 孝司[4]
[1]若狭原子力技術シニアコンサルティング㈱ [2]関電プラント㈱ [3]㈱ＩＨＩ建材工業 [4]村田エンジニアリング㈱

今回報告する使用済燃料の乾式貯蔵方式は、建屋を建築せず、使用済燃料を収納した輸送貯蔵用キャスクを外形が六角柱の遮蔽能力を持たせたコンクリート製オーバーパックに収納し、それらを隙間なく並べて強固で耐震性のある蜂の巣状の構造物として地表に置くものである。

キーワード：使用済燃料の乾式貯蔵、中間貯蔵施設

１．緒言

今後の原子力発電所の再稼働および廃炉に伴う使用済燃料の貯蔵には乾式貯蔵が期待されている。日本の自然環境、社会環境、規制に応じた、安全で経済的かつ合理的な乾式貯蔵方式を考案した。

２．ハニカム COP の概要

構造としては、内部に冷却用の空気の流路を設けるとともに下部に点検通路を兼ねた空気の流路を設けて冷却用の空気を確保し、また、これらオーバーパック同士を相互に連結することで強固な蜂の巣状の集合体とし、地盤上にフリースタンディングすることで、耐震安全性を持たせる構造としている。

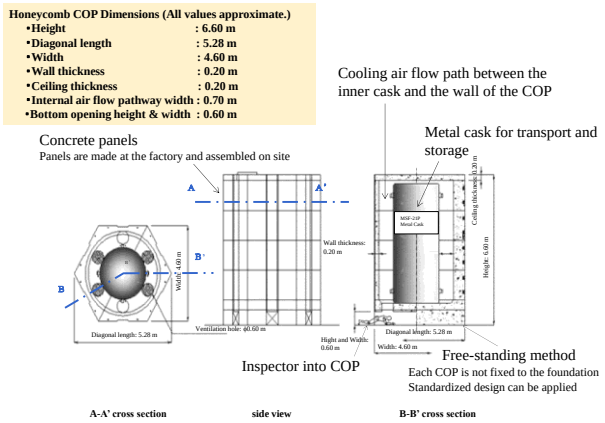


Fig. 1　ハニカム COP の諸元

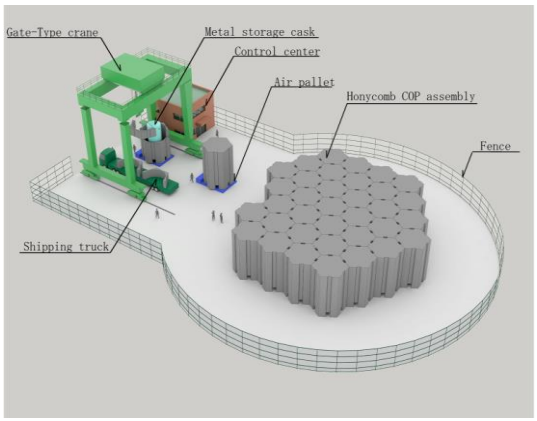


Fig. 2　ハニカム COP 集合体施設のイメージ

３．暫定的な熱流動解析結果(除熱性能)

ハニカム COP 単体での解析結果は、コンクリート温度は６５℃以下であり、空気温度も頂部を除いて４５℃以下と成立性の見通しを得ることができた。

４.今後の課題等

今後　集合体構成での除熱性能を見極める解析および原子力規制庁が検討している全国一律の地震力(1)を含めてフリースタンディング方式での耐震性の評価を進める必要がある。

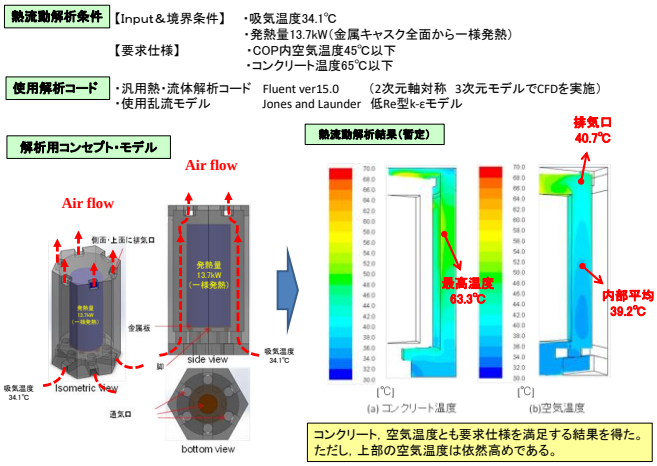


Fig. 3　熱流動解析結果

参考文献

（１）原子力規制委員会「使用済燃料輸送・貯蔵兼用キャスク貯蔵に関する検討チーム」第２回会合配布資料

※Yoshio HIDA[1]、Yoshiaki KATSUYAMA[2]、Shigeki HAYASHI[2]、Hirohide HASHIMOTOH[3]、Takashi MURATA[4]
[1]W1ATS Co.,Ltd,[2]Kanden Plant Corporation,[3]IHI Construction Materials Co.,Ltd,[4]Murata Engeneering Co.,Ltd,

再処理工場における放射線分解による水素爆発発生時の燃焼挙動の調査
（14）水平接続大型円筒槽の試験と解析の比較

Study on the combustion behavior of radiolytically generated hydrogen explosion in vessels at the reprocessing plant

(14) Comparison with numerical analysis and experiment of simulated horizontal connected two large cylindrical vessels

*赤松 裕基[1]，工藤 達矢[1]，玉内 義一[1]，中野 正直[1]，坂上 直哉[1]，大竹 弘平[1]，荒井 宣之[1]
戴 文斌[2]，境原 基浩[2]，兼平 修[2]
[1]日本原燃株式会社，[2]三菱マテリアル株式会社

六ヶ所再処理工場の水素爆発を想定する機器において水素爆発が発生した場合の燃焼挙動、機器健全性等の把握を目的とした網羅的な解析・試験を実施している。本報告では、水平に接続された大型円筒槽の試験結果と解析結果を比較し考察する。

キーワード：水素爆発、水素爆発試験、燃焼解析、構造解析、六ヶ所再処理工場

1. 緒言

機器内で発生する水素爆発の燃焼挙動の調査として、内部構造物をもつ 2 つの大型円筒槽が水平に接続された系を対象に試験と解析を比較した結果を報告する。

2. 試験と解析の比較

2-1. 圧力比較

図 1 に試験及び解析で用いた体系を示す。本系統を円筒槽 A、円筒槽 B 及びオーバーフロー配管の 3 つの領域に分割し、最大圧力を比較した。試験では、全ての気相部を 12 vol%の水素-空気混合気で満たし、100 mJ で放電着火し圧力等を測定した。解析では、試験と同じ初期条件で燃焼した場合の圧力等を算出した。図 2 及び図 3 に円筒槽 A 及び円筒槽 B の圧力時刻歴の比較結果を示す。試験と解析では、解析の方の最大圧力が高い値を示しており、実現象の最大圧力を包絡できることを確認した。また、オーバーフロー配管における圧力時刻歴についても解析で試験結果を再現できていることを確認した。

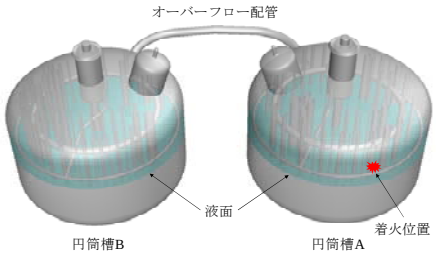


図 1. 試験、解析体系

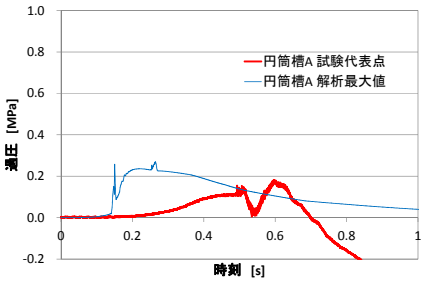


図 2. 円筒槽 A　圧力比較結果

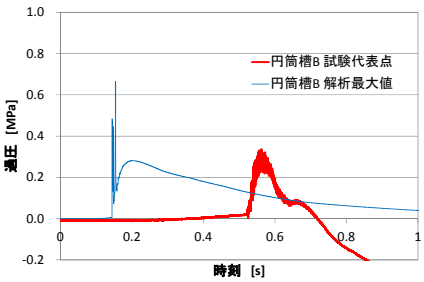


図 3. 円筒槽 B　圧力比較結果

2-2. 健全性比較

試験において発生したひずみは全て弾性域であった。また、燃焼解析により得られた圧力時刻暦を用いた構造解析において得られたひずみも破断ひずみにはいたらず、試験と解析のいずれにおいても水素爆発が発生しても本体系の健全性を確認した。

3. 結論

大型容器であっても、解析で得られる圧力は実現象である試験結果の最大圧力を包絡でき、燃焼解析で得られる圧力を用いた構造解析では実現象よりも厳しい条件で健全性を評価できることを確認した。

*Yuki Akamatsu[1], Tatsuya Kudo[1], Yoshikazu Tamauchi[1], Masanao Nakano[1], Naoya Sakagami[1], Kouhei Ootake[1], Nobuyuki Arai[1], Wenbin Dai[2], Motohiro Sakaihara[2], Osamu Kanehira

[1]Japan Nuclear Fuel Limited, [2] Mitsubishi Materials Corporation.

再処理工場における放射線分解による水素爆発発生時の燃焼挙動の調査
（15）水平接続大型円筒槽における水素爆発の水素濃度依存性

Study on the combustion behavior of radiolytically generated hydrogen explosion in vessels at the reprocessing plant

(15) Hydrogen Concentration dependence of hydrogen explosion in simulated horizontal connected two large cylindrical vessels

*工藤 達矢[1]，赤松 裕基[1]，玉内 義一[1]，中野 正直[1]，坂上 直哉[1]，大竹 弘平[1]，荒井 宣之[1]
戴 文斌[2]，境原 基浩[2]，兼平 修[2]
[1]日本原燃株式会社，[2]三菱マテリアル株式会社

六ヶ所再処理工場の水素爆発を想定する機器において水素爆発が発生した場合の燃焼挙動、機器健全性等の把握を目的とした網羅的な解析・試験を実施している。水平に接続された大型円筒槽において発生する水素爆発の水素濃度依存性についての試験結果を報告する。

キーワード：水素爆発、水素爆発試験、燃焼解析、構造解析、六ヶ所再処理工場

1. 緒言

機器内で発生する水素爆発の燃焼挙動の調査として、内部構造物をもつ 2 つの大型円筒槽が水平に接続された系内を複数の異なる水素濃度の水素－空気予混合気で満たした後に着火した結果を報告する。

2. 試験結果

2-1. 圧力

内部構造物をもつ 2 つの大型円筒槽（円筒槽 A、円筒槽 B）がオーバーフロー配管により水平方向に接続された系内を 8、12、15、20、30vol%の水素－空気予混合気で満たした後に、円筒槽 A で着火した時の各領域における最大圧力を図 1 に示す。図 1 から水素濃度が高くなるにつれて、系内で発生する圧力も高くなることが分かった。特に、20vol%以上の水素濃度では、オーバーフロー配管内で 2MPa 程度の急激な圧力上昇を示したことから爆ごうに遷移したと考えられる。オーバーフロー配管内で爆ごうに遷移した後に、円筒槽 B に伝播することで、圧力が緩和され一時的な圧力低下が見られるものの、伝播後に再度圧力が上昇する様子が確認された。一方で 15vol%以下の水素濃度では、伝播経路の全領域において急激な圧力上昇は発生せず、最も高い圧力を示したオーバーフロー配管内においても 0.5MPa 未満と小さいことから、爆燃領域で燃焼が進行したと考えられる。

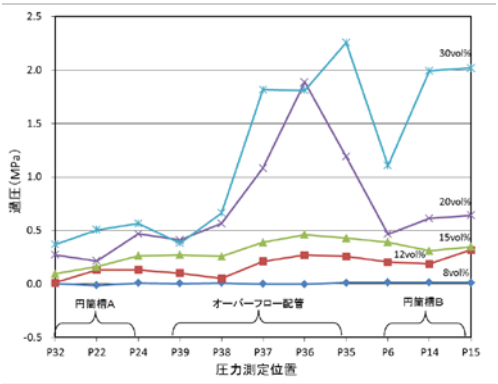


図 1. 水素爆発による発生圧力の水素濃度依存性

2-2. 健全性

反応当量比から水素濃度 30vol%は最も激しい水素爆発が発生することが予測され、上記の通り圧力も最も高くなることが確認できた。しかし、いずれの水素濃度においても発生したひずみは全て弾性域の範囲であった。このことから、本体系では、水素爆発が発生しても機器の健全性が維持されることを確認した。

3. 結論

水素爆発により発生する圧力は水素濃度の上昇に伴い高くなる傾向が確認された。最も高い圧力が確認された水素濃度 30vol%の爆発であっても、ひずみは弾性域の範囲に留まり、機器は健全である。

---

* Tatsuya Kudo[1], Yuki Akamatsu[1], Yoshikazu Tamauchi[1], Masanao Nakano[1], Naoya Sakagami[1], Kouhei Ootake[1], Nobuyuki Arai[1], Wenbin Dai[2], Motohiro Sakaihara[2], Osamu Kanehira[2]

[1]Japan Nuclear Fuel Limited, [2] Mitsubishi Materials Corporation.

硝酸溶液からの蒸発・乾固にともなうルテニウムの揮発挙動
－模擬廃液の乾固・脱硝過程における四酸化ルテニウムの揮発挙動－

Study on ruthenium volatilization during evaporation and dryness of nitrate solution

－Volatilization of tetroxide ruthenium during dryness and denitration of simulated high-level liquid waste－

*加藤 徹也[1]，宇佐見 剛[1]，塚田 毅志[1]

[1]電中研

これまでに、硝酸ニトロシルルテニウム（Ru）試薬を含む試料の乾固・脱硝過程において揮発する四酸化 Ru（RuO_4）を、質量分析装置で測定した。これらに続き、本研究では模擬廃液の加熱に伴う放出ガスを測定した結果を述べる。

キーワード：高レベル廃液，ルテニウム，揮発，質量分析，冷却機能喪失，蒸発乾固事故

1. 緒言

高レベル濃縮廃液貯槽の冷却機能喪失が長時間に渡る蒸発乾固事故では、高温高濃縮の硝酸溶液中で Ru の一部が揮発性の RuO_4 に酸化され、貯槽外へ放出される。これまでに模擬廃液や実廃液を用いた加熱試験が行われているが、得られた Ru 放出率（=放出量/投入量×100）には差異があり、溶液組成、溶液中 Ru 濃度、加熱速度・時間などの相違が影響すると考えられている［1、2］。これら影響因子をパラメータとした試験は多岐に渡るが、放出された Ru の回収、分析には手数を要することから、著者らは RuO_4 の効率的な測定手段として質量分析装置を用い、硝酸ニトロシル Ru 試薬を含む硝酸塩試料の加熱に伴い放出される RuO_4 を検出できることを示した［3、4］。これらに続き、本研究では、模擬廃液の乾固・脱硝過程における RuO_4 やその他の主なガス種の放出挙動を質量分析装置で測定した。

2. 実験

燃焼度 45GWd/tU、冷却期間 6 年、400L-廃液/t-使用済燃料を想定し、硝酸濃度を約 2mol/L として模擬廃液を調製した[5]。貴金属、遷移金属、希土類、アルカリ土類、アルカリ金属等 26 元素を含み、Ru 濃度は約 7000ppm である。2～25mg の模擬廃液をガラス試料容器に注入し、80℃で余剰水分を蒸発させた後の乾燥試料を島津製作所製 GCMS-QP2010 の真空チャンバー内に挿入した。一定の昇温速度で加熱して、直近に配置される質量分析部に発生ガスを導入し、温度に対する主なガス種の放出強度を測定した。また、昇温速度を 5K/min.、10 K/min.、20 K/min.、40K/min.としてそれぞれ複数回の測定を行い、加熱速度の Ru 放出率への影響に関わるデータを取得した。

3. 結果

図 1 に、昇温に伴い放出された主なガス種の質量分析装置による検出強度を一例として示す。150～400℃にかけて、RuO_4 の放出ピークが観測され、複数の反応段階があることが分かる。150～320℃の前半部分では、RuO_4 の強度の変化が HNO_3 の変化に追従しており、Ru 酸化反応への HNO_3 の寄与が示唆される。他方、320～400℃にかけての RuO_4 放出ピークは、NO や NO_2 の放出が増大する過程で観測され、硝酸根（NO^{3-}）の分解にともなって進行したと考えられる。

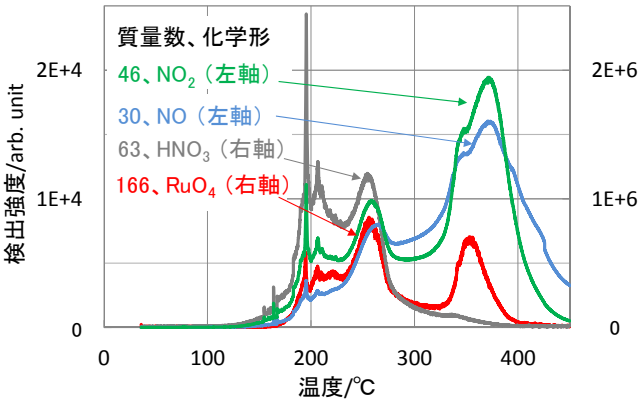


図 1　加熱に伴い放出された主なガス種の質量分析装置による検出強度の変化
（昇温速度: 5 K/min.、模擬廃液投入量: 22.3mg）

昇温を 5K/min.から 40K/min.に速めたことで、RuO_4 の放出時間（読取の不確実性を低下させるため、ピーク値の 10%以上の強度を継続的に検出した時間として定義）は 45 分から 6 分まで 8 倍程度短縮した。加熱速度によって変化した放出時間に対し、Ru 投入量あたりのピーク積分値は、複数回の測定で得られた平均値の約 50%の幅で分散し、特定の傾向は得られなかった。

参考文献

[1] M. Philippe et al., Proc. 21st DOE/NRC Nucl. Air Cleaning Conf., NUREG/CP-116, Vol.2, 831-843 (1990).
[2] Y. Yamane e al, J. Nucl. Sci. Technol., 53[6], 783-789 (2016).　[3] T. Kato e al, J. Nucl. Mater., 479, 123-129 (2016).
[4] 加藤　他、日本原子力学会「2017 年春の年会」、3I08　[5] T. KODAMA et al., Nucl.Technol., **172**(2010)77.

*Tetsuya Kato[1], Tsuyoshi Usami[1] and Takeshi Tsukada[1]
[1]CRIEPI

Awards Ceremony

Thu. Sep 14, 2017 6:00 PM - 6:30 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 9:00 AM - 9:30 AM UTC | Room K N301 - N Block

[2K_AC] Poster Session Awards Ceremony

6:00 PM - 6:30 PM JST | 9:00 AM - 9:30 AM UTC

[2K_AC] Poster Session Awards Ceremony

Awards Ceremony

[2K_AC] Poster Session Awards Ceremony

Thu. Sep 14, 2017 6:00 PM - 6:30 PM Room K (N301 - N Block)

6:00 PM - 6:30 PM

[2K_AC]Poster Session Awards Ceremony

学生ポスターセッションでは、学部から博士まで幅広い学年の学生が、十人十色の研究内容はもちろんのこと団体活動の報告など様々な発表を行います。毎回多くの方が訪れ、非常に熱気のあるセッションとなっております。大会2日目13～18時にいつでもご覧になれますのでお手隙の際にぜひお立ち寄りください。

©Atomic Energy Society of Japan

General Meeting

Thu. Sep 14, 2017 12:00 PM - 1:00 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room K N301 - N Block

[2K_GM] 「再処理・リサイクル部会」第33回全体会議

[2K_GM] General Meeting

General Meeting

[2K_GM] 「再処理・リサイクル部会」第33回全体会議

Thu. Sep 14, 2017 12:00 PM - 1:00 PM Room K (N301 - N Block)

[2K_GM]General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：202-2 Radiation Physics, Radiation Detection and Measurement

Thu. Sep 14, 2017 9:30 AM - 10:35 AM JST | Thu. Sep 14, 2017 12:30 AM - 1:35 AM UTC | Room L N302 - N Block

[2L01-04] Imaging Technique

Chair:Katsunori Ueno (Hitachi)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2L01] Improvement of the Pinhole Compton Camera for measurement of the characteristic X-ray of ^{137}Cs

*Naoki Nakada[1], Hiroyuki Takahashi[1], Kenji Shimazoe[1], Yoshiaki Shikaze[2] (1. The University of Tokyo, 2. JAEA)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2L02] Study on Directional Gamma-Ray Imaging Method Using Silicon Strip Detector

*Yuri Yoshihara[1], Masaaki Kaburagi[2], Kenji Shimazoe[1], Hiroyuki Takahashi[1], Tatsuo Torii[2] (1. The Univ. of Tokyo, 2. JAEA)

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

[2L03] Measurement of lower part of PCV of Hamaoka Nuclear Power Plant Unit2 by using cosmic-ray muon radiography with nuclear emulsion (Part 5)

*Kunihiro Morishima[1], Mitsuhiro nakamura[1], Kenji Tsuji[2], Masataka Ooyama[2] (1. Nagoya University, 2. CHUBU Electric Power Co., Inc.)

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

[2L04] Measurement of Radioactive Profile in Woods in Fukushima Prefecture

*Masashi Takada[1], Hikaru Kuno[1], Youki Suzuki[2], Toshiaki Arima[3], Yoshimasa Miyazaki[3], Yumiko Suto[3], Toshikazu Suzuki[4] (1. National Defense Academy of Japan, 2. Forestry and Forest Products Research Institute, 3. National Institute of Radiological Sciences, 4. Chiyoda Technol Corporation)

10:30 AM - 10:35 AM JST | 1:30 AM - 1:35 AM UTC

Time reserved for Chair

^{137}Cs 特性 X 線計測のためのピンホールコンプトンカメラの改善

Improvement of the Pinhole Compton hybrid camera
for measurement of the characteristic X-ray of ^{137}Cs

*中田 直樹[1]，島添 健次[1]，高橋 浩之[1] 志風 義明[2]
[1]東大工 [2]原子力機構

福島における除線作業や汚染管理において、放射性セシウムの分布は非常に重要な情報のうちの一つである。^{137}Cs から飛来するガンマ線(662keV)と特性 X 線(32kev)の両方の情報を取得するための方法として、春の年会ではピンホールカメラとコンプトンカメラを組み合わせた検出器を提案したが、肝心の特性 X 線が測定できていなかった。本報告では検出器に用いる材料を変え、改善を図った結果について報告する。

キーワード：特性 X 線、ピンホールカメラ、コンプトンカメラ

1. 背景

福島で除染作業等を行うにあたって、放射性セシウムの分布状況を把握するためにガンマカメラが用いられる。ガンマカメラには低エネルギーの測定に向いたピンホールカメラ方式と高エネルギーの測定に向いたコンプトンカメラ方式がある。本研究ではこれらの方式を組み合わせることによって ^{137}Cs から飛来するガンマ線と特性 X 線の両方の情報を取得し、より精度の高いガンマカメラを開発することを目的とした。

2. エネルギースペクトル測定結果

開発したピンホールコンプトンカメラを用いて、何種類かのガンマ線源についてエネルギースペクトルを測定した結果を図 1 に示す。なお信号の読み出し方法として、動的閾値法を実装した時間幅信号処理法を採用したため、横軸は出力信号の時間幅となっている。^{241}Am の 59.5keV から ^{137}Cs の 662keV の範囲で各γ線源の代表的な光電ピークを確認できたが、^{137}Cs の特性 X 線によるピークは確認することはできなかった。一方で 0.6[us]付近に各線源共通のピークが現れる結果となった。

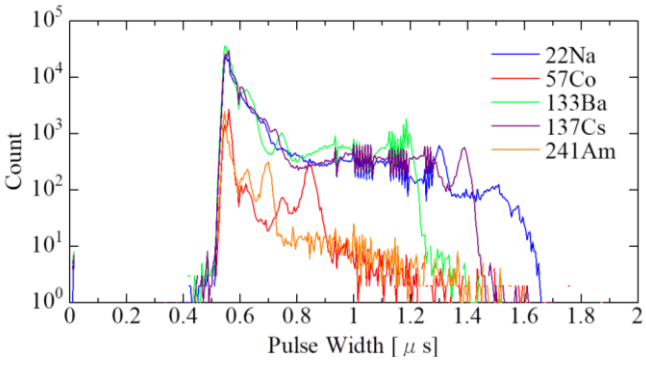


図 1 各γ線源のエネルギースペクトル

3. 検出器の改善

^{137}Cs の特性 X 線が測定できなかった原因、各線源共通のピークが現れた原因として、検出器の GAGG シンチレータの固定に使用している硫酸バリウムの特性 X 線が挙げられる。そこで検出器に使用している硫酸バリウムをテフロンに変え、再度 ^{137}Cs の測定を行った。その結果を図 2 に示す。材料の変更によって、^{137}Cs の特性 X 線によるピークを確認することができた。今後は改善した検出器についてピンホールカメラとしての評価を行った後に、実際に福島にて ^{137}Cs の分布測定を行う。

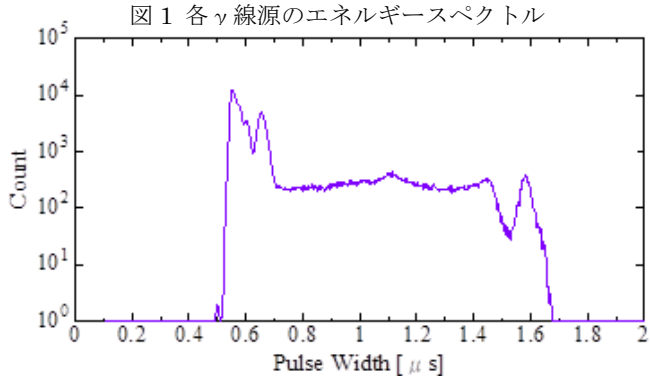


図 2 材料変更後の ^{137}Cs のエネルギースペクトル

*Naoki Nakada[1], Kenji Shimazoe[1], Hiroyuki Takahashi[1] and Yoshiaki Shikaze[2]
[1]The University of Tokyo . [2]Japan Atomic Energy Agency

シリコンストリップ検出器を用いた指向性ガンマ線イメージング法の研究

Study on Directional Gamma-Ray Imaging Method Using Silicon Strip Detector

*吉原 有里[1]，冠城 雅晃[2]，島添 健次[1]，高橋 浩之[1]，鳥居建男[2]

[1]東京大学，[2]日本原子力研究開発機構

福島第一原子力発電所の廃止措置に向けて、作業関係者の被ばくを最小限に抑えるために、原子力発電所建屋（以下、建屋と記す。）内の汚染核種の分布を可視化する必要がある。建屋内の汚染核種は、ガンマ線検出器を遠隔操作ロボットに搭載して計測を行う必要があるため、ガンマ線検出器の軽量化が課題となる。本研究では、特定入射方向への感度が高いシリコンストリップ検出器を用いた、指向性ガンマ線イメージング法の開発を進めており、本発表でそのイメージング法の原理検証とシリコンストリップ検出器の動作検証についての報告を行う。

キーワード：シリコンストリップ検出器，指向性ガンマ線イメージング法

1. 緒言

2011 年 3 月 11 日の東日本大震災により東京電力株式会社福島第一原子力発電所 1-4 号機において事故が発生し、同年 12 月から廃止措置が開始された。廃止措置において、建屋内に立ち入る作業関係者の被ばくを抑制するための除染作業が必要であり、汚染核種分布を可視化する必要がある。汚染核種分布を可視化するためのガンマ線検出器は遠隔操作ロボットに搭載する必要があるため、軽量なガンマ線検出器が望まれる。そのような背景から、本研究ではシリコンストリップ検出器を用いた、コリメータを用いない指向性ガンマ線イメージング法の開発を進めている。

2. 検出器

シリコンストリップ検出器のセンサーは、水素化非晶質シリコン(a-Si:H)と結晶質シリコン（c-Si）とヘテロ結合により構成されており、有感面積は 52.5×52.5 mm^2 である。センサー片面に 0.5 mm 間隔で配置された、52.5×0.5 mm^2 の 48 本のアルミニウムストリップから信号を並列に読み出し、特定用途向け集積回路（ASIC）を介して、信号を増幅及び波形成形し、コンパレータによりデジタル信号に変換し、そのデジタル信号を FPGA で処理している。このシリコンストリップ検出器を 1 つのモジュールとして、1.2 mm 間隔で積層したものを指向性ガンマ線イメージング法に適用する。

3. 手法

指向性ガンマ線イメージング法の原理検証として、シリコンストリップ検出器の最小読み出し単位（以下、ストリップと記す。）の指向性の解析的評価を行った。

4. 結論

指向性の解析的評価の結果を図 1 に示す。ストリップと水平方向（0 度）から入射するガンマ線に対して、垂直方向（90 度）入射と比較して 30-70 倍程度高い指向性があり、また入射ガンマ線のエネルギーに依存することが示された。本発表では、現在開発中であるシリコンストリップ検出器の動作検証についても報告する予定である。

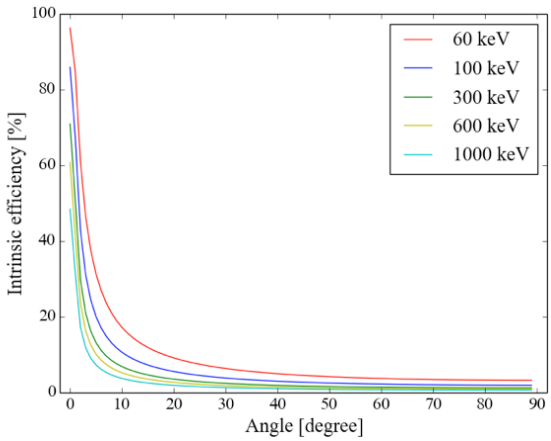


図 1 ：検出器の指向性

*Yuri Yoshihara[1], Masaaki Kaburagi[2], Kenji Shimazoe[1], Horoyuki Takahashi[1], and Tatsuo Torii[2]

[1]The Univ. of Tokyo, [2]JAEA

原子核乾板を用いた透過型ミューオンラジオグラフィによる浜岡原子力発電所２号機格納容器下部の観測（その５）

Measurement of lower part of PCV of Hamaoka Nuclear Power Plant by using cosmic-ray muon radiography with nuclear emulsion (part5)

*森島 邦博[1]，中村 光廣[1]，辻 建二[2]，大山 正孝[2]
[1]名古屋大学，[2]中部電力（株）

宇宙線ミューオンラジオグラフィにより原子力発電所の原子炉圧力容器・格納容器下部を遠隔非破壊にて検知するため、“電源不要かつコンパクトかつ防水性に優れた”検出器である原子核乾板を浜岡原子力発電所２号機原子炉建屋地下２階廊下に設置し観測を行った。本講演ではデータ解析状況について報告を行う。

キーワード：ミューオンラジオグラフィ，透過型，原子核乾板，宇宙線，原子炉格納容器

1. 緒言

福島第一原子力発電所１号機から３号機の原子炉内燃料デブリを遠隔非破壊にて検知するために、透過型ミューオンラジオグラフィが適用されている。これらの観測では、いずれも地上部にミューオン検出器を設置している。上空から飛来する宇宙線ミューオンを用いて原子炉圧力容器(RPV)底部及び原子炉格納容器(PCV)下部の観測を行うには、より低い位置となるように検出器を地下に設置する必要がある。

電源不要・コンパクト・防水性・高い角度分解能という性能を有する原子核乾板を用いて、浜岡原子力発電所２号機の原子炉建屋地下２階（**図１中の①**）で観測を実施し、RPV 底部および PCV 下部を視野にとらえた[1]。また、原子炉建屋周辺の排水用立坑（サブドレン）の下部（**図１中の②**）にて観測を行うことで、防水性やその可搬性から実用可能であることを確認した。観測地点から２号機の原子炉を観測する際に、背後に重なる１号機の原子炉や、１号機あるいは２号機のタービン建屋などの影響を考慮し、シミュレーションとの整合性を確認した[2][3]。本講演では、再度、原子炉建屋地下２階（**図１中の①**）に大面積の原子核乾板を設置し原子核乾板の長期耐久性評価と解像度の向上を目指した観測結果についての解析状況を報告する。

2. 観測の概要

2016 年 8 月 23 日から 2017 年 2 月 17 日まで、原子核乾板を軽量かつ高い平面性を有するアルミハニカム製の治具に固定し冷蔵機能を有するボックスに入れて約 14℃の安定した温度環境下にて大面積（0.45m^2）で観測を実施した（**図２**）[4]。

解析の結果、圧力容器や格納容器の背景にある質量の大きいものの重なりが観測結果に影響することが判明した（**図３**）。この点も踏まえ、更なる解析の実施と影響を受けにくくなるような観測方法を検討していく。

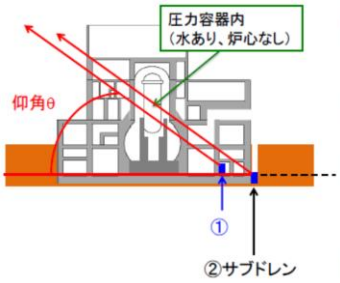


図１　原子核乾板設置場所と RPV・PCV との位置関係

図２　地下２階の原子核乾板設置状況

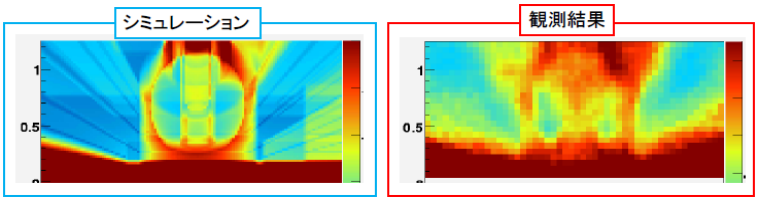


図３　結果の一例（左：シミュレーション　右：実際の観測結果）

参考文献

[1] 日本原子力学会 2015 年秋の大会予稿集（P18）
[2] 日本原子力学会 2016 年春の大会予稿集（2K04）
[3] 日本原子力学会 2016 年秋の大会予稿集（3O03）
[4] 日本原子力学会 2016 年春の大会予稿集（2D04）

*K.Morishima[1], M.Nakamura[1], K.Tsuji[2], and M.Ooyama[2]
[1]Nagoya Univ., [2]CHUBU Electric Power Co., Inc.

木材内部の放射性物質２次元分布の計測

Measurement of Radioactive Profile in Woods at Fukushima Prefecture

*髙田 真志[1]，久野 晃[1]，鈴木養樹[2]，有馬利昭[3]，宮嵜 祥匡[3]，数藤 由美子[3]，鈴木 敏和[4]
[1]防衛大学校 応用物理学科，[2]森林総合研究所，[3]放射線医学総合研究所，[4]千代田テクノル

放射能汚染された森林に生育している樹木内部の放射性物質拡散状況を調べることにより，安全な木材出荷に貢献する．本研究では，水分を保持した円盤状の木材断面をイメージングプレートに長期間曝露して，木材内部の放射能汚染 2 次元分布を計測している．木材内部の放射能分布は，樹種や地表からの高さで異なることが分かった．

キーワード：イメージングプレート，放射性物質，ベータ線，木材，セシウム 137

1. 緒言

福島原発事故で環境中に放出された放射性物質により東日本の広い範囲が放射能汚染した．森林も放射能汚染したため，樹木も放射性物質を摂取したと考えられる．これまでの計測結果によると樹皮は放射能汚染していることが確認されており，樹木内部への放射性物質取込状況についても現在 調査が行われている．樹木内の放射能量計測は，木材を乾燥させた後 粉砕してゲルマニウム半導体検出器などを用いて行われている．本研究では樹木内部の放射能２次元分布を計測することで放射能汚染状況を調査している．これらの調査結果は，今後の木材出荷や安全な木材利用に欠かせないものである．

2. 計測

福島県川内村山林でコナラを伐倒し，地表面から高さ 2.5, 4.5, 7.5m の位置で厚さ 5cm の円盤を切り出した．できるだけ生材に近い状態を維持するためにラップフィルムで包み水分を保持したまま計測用サンプルとした．これにより，乾燥による水溶性セシウムの消失を減らすことができる．伐倒時には 2 次汚染防止を心がけているが念のために木材計測面を研磨し，またサンプルの樹皮を剥がしている．これらの木材サンプル中に含まれている放射能量は GM 計数管では計測できないほど微量である．そこで宇宙線などの自然放射線によるバックグラウンドの影響を減らすために，図１に示すようなゲルマニウム半導体検出器用の鉛遮へい体内で，１週間ほど木材サンプルをイメージングプレートへ曝露した．その後，イメージングプレートリーダーで放射能分布を読み取った．暫定的な放射能強度を評価するため，放射性セシウム溶液を滴下したろ紙も一緒に曝露した．

図 1. 木材サンプル曝露中

3. 結果と考察

曝露により得られた放射能汚染分布を図２に示す．分布の青色から緑色そして赤色へと変化するに従い木材中の放射能強度が高くなることを示している．このように水分を保持した状態（生木に近い状態）の木材内部の放射能２次元分布を計測することに成功した．計測結果から木材の辺材部分と心材部分で放射能強度が異なることが分かる．コナラの場合，辺材部分の方が心材部分よりも放射能強度が高くなっている．この辺材と心材の放射能強度の傾向は広葉樹と針葉樹で異なり，樹種依存性があることも分かった．分布図には局所的に放射能強度が高い部分も確認できる．これは節にあたる部分で，水溶性セシウム吸上げに関係しているのではないかと推測している．同様な計測を高さが異なる 3 サンプルでも実施した．これらの放射能分布を比較すると，高さにより放射能分布の傾向が違うことも分かった．これも水溶性セシウム吸上げに関係しているのではないかと推測している．今後，汚染状況解明につながるデータを取得し，安全な木材出荷と利用につなげていきたいと考えている．

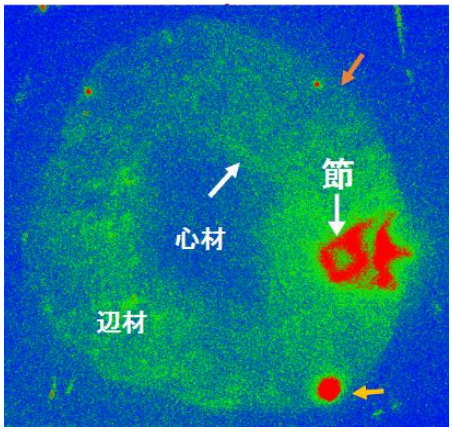


図 2. 木材放射能汚染分布図

*Masashi Takada[1, 3], Hikaru Kuno[1], Youki Suzuki[2], Toshiaki Arima[3], Yoshimasa Miyazaki[3], Yumiko Suto[3], Toshikazu Suzuki[4]
[1]National Defense Academy of Japan, [2]Forestry and Forest Products Research Institute, [3]National Institute of Radiological Sciences, [4]Chiyoda Technol Corporation

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：202-2 Radiation Physics, Radiation Detection and Measurement

Thu. Sep 14, 2017 10:35 AM - 11:55 AM JST | Thu. Sep 14, 2017 1:35 AM - 2:55 AM UTC | Room L N302 - N Block

[2L05-09] Application of Response Function

Chair:Kenji Shimazoe (Univ. of Tokyo)

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

[2L05] Applicability of Monte-Carlo Simulation to Equipment Design of Radiation Monitor

*Hirotaka SAKAI[1], Kei SUGIHARA[1], Genki TANAKA[1], Kanako HATTORI[1], Akira YUNOKI[2] (1. Toshiba Corp., 2. AIST)

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

[2L06] A Study of unfolding technique to CeBr3 scintillator for radioactivity measurement

*Tetsushi Azuma[1], Masateru Hayashi[1], Masahiro Shikai[1], Hiroshi Nishizawa[1], Masakazu Nakanishi[1] (1. Mitsubishi Electric Corporation)

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

[2L07] Spectral measurement of environmental gamma ray using an unfolding technique

*Masateru Hayashi[1], Tetsushi Azuma[1], Hiroshi Nishizawa[1], Masakazu Nakanishi[1] (1. Mitsubishi Electric)

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

[2L08] Development of the radioactive dust monitor with unfolding technique

*Toshihide Aiba[1], Hiroshi Nishizawa[1], Masateru Hayashi[1], Tetsushi Azuma[1], Masakazu Nakanishi[1] (1. Mitsubishi Electric)

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

[2L09] Linear Attenuation Coefficient Measurements for Low Atomic Number Materials by Energy-resolved X-ray CT

*Ikuo Kanno[1], Yoshihiro Maruyama[1], Takumi Hamaguchi[1], Tien-Hsiu Tsai[1] (1. Kyoto Univ.)

11:50 AM - 11:55 AM JST | 2:50 AM - 2:55 AM UTC

Time reserved for Chair

モンテカルロシミュレーションの放射線モニタ装置設計への適用

Applicability of Monte-Carlo Simulation to Equipment Design of Radiation Monitor

*酒井 宏隆[1]，杉原 圭[1]，服部 可奈子[1]，田中 元気[1]，柚木 彰[2]

[1]（株）東芝，[2]（国研）産業技術総合研究所

放射線モンテカルロ計算コードにより得られる放射性希ガスモニタの応答評価を、（国研）産業技術総合研究所の放射性希ガスの試験ループによる実測結果との比較を通じて行い、装置設計への適用性を評価した。

キーワード：放射線シミュレーション，放射性希ガスモニタ，モニタ応答計算

1. 緒言

原子力施設のプロセス配管及び放出端の放射性の希ガス濃度の監視には、放射性希ガスモニタが用いられる。その検出感度は放射性物質を含む実ガス試験により評価されるが、こうした試験は非密封の放射性物質を取り扱う施設で行う必要があり、試行錯誤により、感度に影響を与える最適な設計パラメータを求めることは現実的ではない。一方で、近年、放射線シミュレーション技術が進歩し、計算精度が向上するとともに、計算体系のモデル化が容易になっている[1]。今回、モンテカルロ計算コード PHITS[2]により得られる応答評価を実測結果との比較を通じて、その装置設計への適用性を評価した。

2. 結果

2-1. 評価対象

放射性希ガスモニタのモックアップを図 1 に示す。このモックアップでは、サンプラ容積の体積を変更でき、その各体積での応答を PHITS によるシミュレーション計算により求めた。また、事前に ^{204}Tl コイン状線源による検出器の応答を取得し、その計算値と実測値の比(C/E)が 0.99～1.04 の範囲となり、シミュレーションにより検出器の模擬が正確に行われることを確認した。

2-2. 測定体系

産業技術総合研究所にて、^{85}Kr を含んだガスにより図 1 の放射性希ガスモニタのモックアップの応答を、ガスの組成、^{85}Kr 濃度、圧力を変化させた表 1 の各条件で求めた。

3. 結論

放射性希ガスモニタの応答をシミュレーション計算、及び実測により取得・比較した。両者の詳細な比較結果及びその分析結果は当日発表する。

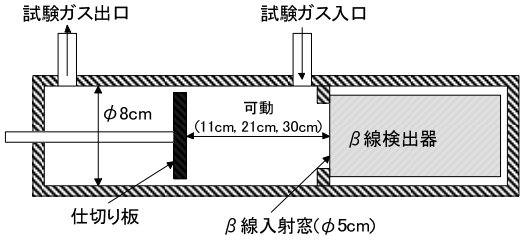


図 1 モックアップの構造

表 1 試験条件

圧力	ガス	^{85}Kr 濃度 (Bq/cm^3)
100kPa	乾燥空気	3.7
100kPa	乾燥空気	0.062
100kPa	乾燥空気	850
100kPa	乾燥空気	225
100kPa	乾燥空気	70
100kPa	PR ガス	35
120kPa	PR ガス	35
120kPa	乾燥空気	116
100kPa	乾燥空気	96
80kPa	乾燥空気	77

参考文献

[1]. H.Sakai *et al.*, Applicability of Monte-Carlo Simulation to Equipment Design of Radioactive Noble Gas Monitor, The Physical Society of Japan Conference Proceedings vol. 11 (2016) 070004-1

[2] T. Sato *et al.*, Particle and Heavy Ion Transport Code System PHITS, Version 2.52, J. Nucl. Sci. Technol. 50:9, 913-923 (2013)

*Hirotaka Sakai[1], Kei Sugihara[1], Genki Tanaka[1], Kanako Hattori[1], and Akira Yunoki[2]

[1]Toshiba Corp., [2]National Institute of Advanced Industrial Science and Technology

アンフォールディングを適用した CeBr3 シンチレータ式放射能測定法の検討

A Study of unfolding technique to CeBr3 scintillator for radioactivity measurement

*東　哲史[1]，林　真照[1]，西沢　博志[1]，中西　正一[1]，鹿井　正博[1]

[1] 三菱電機

原子力発電所の事故時には、飛来する核種の放射能測定が必要となる。特に I-131 等のように半減期が比較的短く、かつ、近接エネルギーのγ線を複数放出する核種の場合、Ge 検出器等の高いエネルギー分解能を有する検出器を採用する他ないが、事故直後等の高線量下での使用は困難であった。そこで、我々は緊急時等でも対応可能な測定手段として、応答速度の早い CeBr3 シンチレータに着目し、エネルギー分析性能を高めるため、検出器の応答関数を用いるアンフォールディングの適用を検討した。

キーワード：放射能測定, CeBr3 シンチレータ, アンフォールディング, 応答関数, EGS5 コード

1. 緒言

通常、放射能測定には、検出器固有のエネルギー分解能が反映された波高分布を用いたγ線スペクトロメトリーが採用される。しかし、近接エネルギーの γ 線を複数放出する核種や複数の核種が混在する場合は、分析が困難であった。我々は、NaI シンチレータ式放射能測定法として、検出器の応答関数を用いたアンフォールディングを適用し、波高分布から線源のエネルギースペクトルを導出することで、分析性能を向上させた[1]。今回、緊急時モニタリングに対応する放射能測定法について検討するため、NaI シンチレータよりも応答速度が速く、エネルギー分解能が良好な CeBr3 シンチレータにアンフォールディングを適用した。

2. 応答関数

アンフォールディングに用いる応答関数については、事故後に検出される I-131、Cs-137 の他、半減期の短い Te-132、I-132 等の数 keV 間隔でγ線を放出する核種の分析を想定し、エネルギー領域 50 keV～3 MeV、メッシュ幅 2 keV の応答関数行列(1500×1500)を EGS5 コードで作成した。なお、検出器の前方 15 cm 位置に線源が存在するモデルとし、CeBr3 シンチレータのエネルギー分解能を計算結果に反映させた。一例として、Cs-137 測定値と対応する応答関数（比較のため線源強度で規格化）を図 1 に示す。

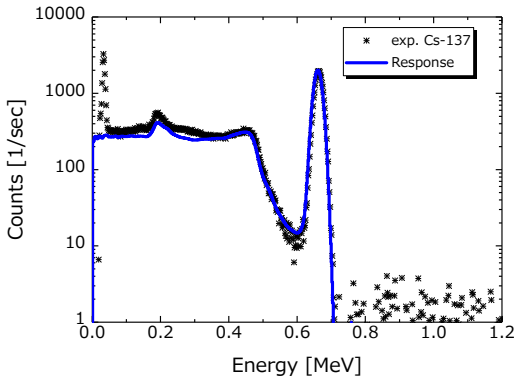


図 1　Cs-137 測定値と応答関数の比較

3. アンフォールディング結果

応答関数モデルと一致するよう検出器の前方 15 cm に設置した点線源（Na-22, Co-57, Co-60, Ba-133, Cs-137, Am-241）をそれぞれ測定し、作成した応答関数を用いてアンフォールディングを行った。核種毎の放出するγ線エネルギーから各々の放射能を算出した結果を表 1 に示す。Am-241 を除いた核種の放射能は概ね線源強度と一致しており、Ba-133 のように近接エネルギーのγ線を放出核種についても定量できることを確認した。Am-241 を過大評価した原因としては、応答関数の再現性（波高分布との差異）が考えられる。今後、低エネルギー領域の測定精度を改善するとともに、混合線源等を用いた性能評価を実施する。

表 1　核種毎の分析結果

Isotope	Source energy	Measured value / Source Activity
Am-241	59.5 keV	1.67 ± 0.07
Ba-133	81.0 keV	1.06 ± 0.05
Co-57	122.1 keV	1.05 ± 0.02
Ba-133	276.0 keV	0.97 ± 0.05
Ba-133	303.0 keV	0.96 ± 0.05
Ba-133	356.0 keV	0.97 ± 0.05
Ba-133	384.0 keV	0.95 ± 0.05
Na-22	511.0 keV	0.86 ± 0.01
Cs-137	661.7 keV	1.01 ± 0.04
Co-60	1173.2 keV	0.99 ± 0.04
Na-22	1274.5 keV	0.97 ± 0.02
Co-60	1332.5 keV	0.97 ± 0.04

参考文献

[1]東　哲史, 林　真照, 西沢　博志, 他, 「アンフォールディング手法を用いた NaI(Tl)シンチレーション式放射能分析装置の開発と性能評価」, KEK Proceedings 2015-4, p.15-22, (2015).

*Tetsushi Azuma[1], Masateru Hayashi[1], Hiroshi Nishizawa[1], Masakazu Nakanishi[1] and Masahiro Shikai[1]

[1] Mitsubishi Electric Corporation

アンフォールディングを用いた環境γ線スペクトル測定手法

Spectral measurement of environmental gamma ray using an unfolding technique

*林 真照，東 哲史，西沢 博志，中西 正一
三菱電機

アンフォールディング法を用いた、NaI(Tl)シンチレータによるγ線のエネルギースペクトル測定手法を検討した。結果、^{40}K や ^{208}Tl 等の自然放射線と、それらとエネルギーの近い ^{60}Co 等の人工核種に起因するγ線を弁別できることを確認した。

キーワード： NaI(Tl)シンチレータ，応答関数，アンフォールディング，EGS5 コード

1. 緒言

放射性物質の漏洩等が発生した場合、放射性物質の影響を正確に評価するため、線量率に加えγ線のエネルギースペクトルの測定が重要となる。従来、空間線量率を求める目的で、アンフォールディングによるγ線のエネルギースペクトル測定[1]が行われていたが、分析可能なエネルギー幅が 50 keV 以上であり、放射性物質の弁別には適していなかった。そこで、NaI(Tl)シンチレータの応答関数を高精度化[2]することで、アンフォールディングによるγ線のエネルギースペクトル測定についての検討を行った。

2. 方法

測定点におけるγ線のエネルギースペクトルを求めるため、NaI(Tl)シンチレータ側面に平行照射する面線源を仮定し、EGS5[3]を用いて応答関数を作成した。応答関数のエネルギー範囲は 0－3 MeV、メッシュ幅は 5 keV とした。アンフォールディングのアルゴリズムは初期値に依存しない逐次近似法を用いた。

3. 結果

アンフォールディング手法の妥当性を確認するため、環境 BG レベルのγ線として、距離 2 m の位置に ^{60}Co 線源（169 kBq）を設置し測定を行った。ここで、測定点での ^{60}Co に起因する線量率は計算上、約 15 nSv/h である。図 1 に測定結果とアンフォールディングによって求めた入射γ線のエネルギースペクトルを示す。図 1 に示す様に、^{40}K、^{208}Tl 等自然放射線に加え、^{40}K とエネルギーの近い ^{60}Co についてもγ線のエネルギーを弁別できていることがわかる。

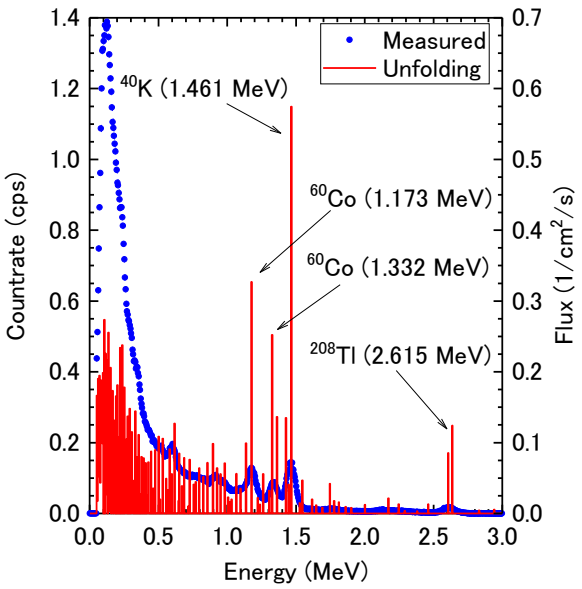


図 1　アンフォールディング結果

以上より、アンフォールディングによるγ線のエネルギースペクトル測定が可能であることを確認した。また、本手法をモニタリングポスト（空間線量率計）へ適用することで、線量率上昇の要因推定が期待できる。

参考文献

[1] 文部科学省，放射能測定法シリーズ 20, (1990).

[2] M. Hayashi, et. al., KEK proceedings 2014-7, p. 352-360, (2014).

[3] H. Hirayama, et. al., SLAC-R-730 and KEK Report 2005-8 (2005).

---

*Masateru Hayashi, Tetsushi Azuma, Hiroshi Nishizawa and Masakazu Nakanishi
Mitsubishi Electric.

アンフォールディング法を適用したダストモニタの開発

Development of the radioactive dust monitor with unfolding technique

*相場　俊英[1]，西沢　博志[1]，林　真照[1]，東　哲史[1]，中西　正一[1]

[1]三菱電機

一般的なダストモニタはアンフォールディング法を利用することに適した構造であるという点に着目し、アンフォールディング法を適用したダストモニタの開発を進めている。本開発ではダストモニタを試作し、線源の照射試験を実施することにより、アンフォールディングの効果を評価した。

キーワード：ダストモニタ、アンフォールディング、NaI(Tl)シンチレータ、放射能分析、核種弁別

1. 緒言

放射性ダストのモニタリングは通常β線計測で行われるが、γ線計測を適用し放射性セシウムを他の核種と分離して測定できれば、精度の良い放射能評価が可能となる。当社は検出器の応答関数を利用するアンフォールディング法を適用した食品等の高精度な放射能分析を実現している[1]。一般的なダストモニタは線源と検出器等の位置関係や照射ジオメトリが固定で、線源性状が不変である。これらの特徴は本法の精度を向上させる条件と一致していることから、ダストモニタは本法を利用することに適した構造であると言える。なお捕集したダストはろ紙の表面に付着するため、2 次元の線源と見なすことができるので、測定時に密度効果を考慮することも不要となる。以上の点に着目し、本法を適用したダストモニタの開発を進めている。

2. 方法

本開発ではγ線検出器として NaI(Tl)シンチレーション検出器（φ1inch×0.5inch）を採用し、実機を製作した(図 1)。検出器周辺は 13mm の鉛遮蔽体で覆っている。検出器の応答関数はろ紙の位置に設置したφ1inch の線源から照射した条件で作成した。検出器応答の再現性を高めるため、シミュレーションコードによる計算結果に、採用した検出器のエネルギー分解能を反映した。実験値として、ろ紙の位置に Cs-137 を設置し、波高スペクトルデータを取得した。

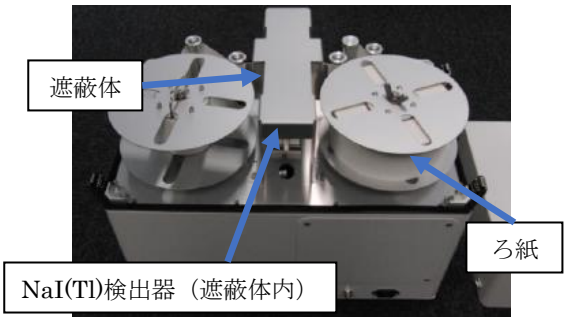


図 1　ダストモニタの概観

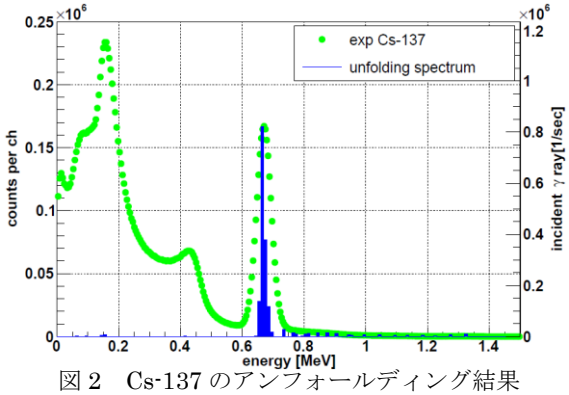


図 2　Cs-137 のアンフォールディング結果

3. 評価結果

アンフォールディングの性能を確認するため、Cs-137 を照射した場合の測定値に対するアンフォールディング前後のスペクトルを比較した(図 2)。全吸収ピーク部分のエネルギー幅も約 30keV となっており、対象核種について精度の良い放射能分析が可能である見込みを得た。今後実機による検証を進め、性能評価を実施する。さらに NaI 以外の検出器適用、平常時の大気モニタリングへの適用可能性を検討していく。

参考文献

[1] M. Hayashi, et al, KEK proceedings 2014-7, P.352-360, (2014)

*Toshihide Aiba[1], Hiroshi Nishizawa[1], Masateru Hayashi1, Tetsushi Azuma[1], and Masakazu Nakanishi[1]

[1]Mitsubishi Electric Corporation

エネルギー分解 X 線 CT による低原子番号物質の線減弱係数測定

Linear Attenuation Coefficient Measurements for Low Atomic Number Materials by Energy-resolved X-ray CT

*神野 郁夫，丸山 能央，濱口 拓，蔡 典修
京都大学大学院工学研究科

transXend 検出器を用いたエネルギー分解 CT では，被検体中の物質を用いた応答関数評価が必須だった．被検体中の物質が不明でも解析が可能となるよう，計算により応答関数を求めた．これにより広いエネルギー範囲において 5 種のプラスチックの線減弱係数を 5%以内の誤差で求めることができた．

キーワード：X 線 CT，エネルギー分解，線減弱係数，transXend 検出器，電流測定，応答関数

1. 緒言　X 線のエネルギー情報を用いたコンピュータ断層撮影(CT)は，従来の X 線を電流として測定する CT と比較して，造影剤コントラストが高い，組織識別や実効原子番号の評価が可能，という利点がある．我々は X 線を電流として測定し解析により X 線エネルギー分布を得る transXend 検出器を開発した．transXend 検出器を用いた測定結果を解析するには，応答関数を求める必要がある．従来は被検体に含有される物質を透過した X 線を測定し，応答関数評価を行っていた[1]．実験を行う手間を省き，また，未知物質含有被検体のエネルギー分解 CT 画像を得るため，応答関数を GEANT4[2]により評価した．この応答関数を用いて 5 種のプラスチックの線減弱係数を評価した．

2. 応答関数評価　Al 製シャーシボックス内の X 線入射方向に Si(Li)要素検出器を 4 個配置した transXend 検出器を考える．単色 X 線が 10×10×1 mm の Si(Li)要素検出器に入射した際に付与するエネルギーを GEANT4 により評価した．エネルギー範囲は 11～120 keV であり，エネルギー幅は 1 keV，エネルギー範囲数は 110 である．各エネルギーについて，10^8 個の X 線を発生させた．

3. 実験　直径 30 mm のアクリルにポリプロピレン, ABS 樹脂, ポリカーボネート, ポリフッ化ビニリデン製の直径 5 mm の棒を挿入したファントムの CT 測定を行った．X 線管電圧，電流および測定時間は 120 kV，2.4 mA および 1 秒である．X 線は直径 1 mm にコリメートした．ファントムを 0.4 mm 併進させスキャンし，その後，5 度回転させて再びスキャンする translate-rotate 方式で測定した．測定結果を SANDII コード[3]でアンフォールディングし，11~120 keV の X 線を用いた CT 画像を再構成した．40 keV の X 線による CT 画像を図 1 に示す．アクリルを含む 5 つのプラスチック領域の 5×5 ピクセルの ROI の CT 値(線減弱係数)を平均し，各プラスチックの線減弱係数とした．

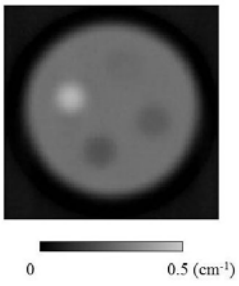


図 1．40 keV の X 線で再構成した CT 画像．

4. 結果　図 2 に X 線エネルギーの関数としてアクリルの線減弱係数, NIST のデータおよび相対誤差を示す．30～100 keV の範囲で相対誤差が 5 %以内の測定値を得ることができた．

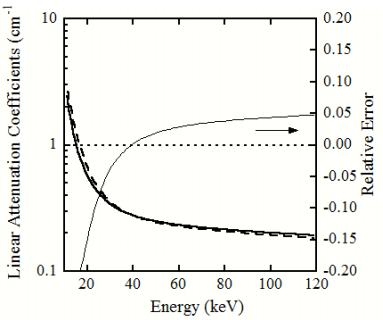


図 2．アクリルの線減弱係数(実線)と NIST の理論値(点線)および相対誤差(細線)．

[1] I. Kanno, et al., J. Nucl. Sci. Technol., **45** (2008) 1165.　[2] S. Agostinelli, et al., Nucl Instrum Methods in Phys Res., **A506** (2003) 250. [3] W. McElroy, S. Berg, T. Crockett, R. G. Hawkins, Air Force Weapons Laboratory (1967).

*Ikuo Kanno, Yoshihiro Maruyama, Takumi Hamaguchi and Tien-Hsiu Tsai
Kyoto Univ..

General Meeting

Thu. Sep 14, 2017 12:00 PM - 1:00 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room L N302 - N Block

[2L_GM] 「放射線工学部会」第47回全体会議

[2L_GM] General Meeting

General Meeting

[2L_GM] 「放射線工学部会」第47回全体会議

Thu. Sep 14, 2017 12:00 PM - 1:00 PM Room L (N302 - N Block)

[2L_GM]General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network：Radiation Science and Technology Division

Thu. Sep 14, 2017 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room L N302 - N Block

[2L_PL] The latest development of superconducting detector

Chair: Hiroyuki Takahashi (Univ. of Tokyo)

[2L_PL01] Material analysis by superconducting tunnel junction X-ray detectors

*Masahiro Ukibe[1] (1. AIST)

[2L_PL02] Application and Recent Research Trend of Transition-Edge Sensors

*Keisuke Maehata[1] (1. Kyushu Univ.)

[2L_PL03] Microwave Multiplexers for Readout of Transition Edge Sensors

*Satoshi Kohjiro[1] (1. AIST)

2017年秋の大会

放射線工学部会セッション

超伝導検出器の最新情報
The latest development of superconducting detector

（1）超伝導トンネル接合放射線検出器を用いた材料分析

(1) Material analysis by superconducting tunnel junction X-ray detectors

*浮辺 雅宏[1]，志岐 成友[1]，全 伸幸[1]，藤井 剛[1]，大久保 雅隆[1]，北島 義典[2]
[1]産業技術総合研究所，[2]高エネルギー加速器研究機構

1. はじめに

超伝導トンネル接合(STJ)X 線検出器は、非常に薄い(~1nm)絶縁物からなるトンネル層を 2 枚の超伝導層で挟んだ構造を持つデバイスである。我々は、絶縁層としてアルミニウム酸化膜(AlOx)、超伝導層としてアルミニウム・ニオブ(Nb/Al)の多層膜を用いている。超伝導体は、バンドギャップがミリ eV オーダーで、半導体のバンドギャップ（eV オーダー）に比べ極めて小さいため、超伝導体を検出媒体として用いる STJ X 線検出器は、理論的には半導体検出器に比べ 20～30 倍という非常に高いエネルギー分解能が期待できる。事実、当グループでは 4.1 eV@400 eV という半導体検出器の 10 倍以上のエネルギー分解能を実現している。しかし STJ は、その高エネルギー分解能の維持のため、単一素子では高々100 μ m 角程度の有感面積しか得る事が出来ず、その実用化に際し障害となっていたため、アレイ化による有感面積の拡大が試みられてきた。当グループでは、これまでに世界最大規模の 512 素子 Nb/Al STJ アレイ X 線検出器を開発し、～5mm^{2}の有感面積を実現した。

一方、近年研究が進められている次世代機能性材料（GaN、SiC 等の省エネルギー半導体や軽量合金、耐熱鋼等の構造材料等）の性能向上には、材料中のホウ素(B)、炭素(C)、酸素(O)、窒素(N)等の軽元素ドーパント周辺の原子スケールの局所構造や、軽元素ドーパント自体の材料中での偏在状況をナノスケールで詳細に分析する必要がある。一般的にそのような目的には、励起されたドーパントからの蛍光 X 線を利用するが、軽元素の場合、放出される蛍光 X 線は、ほぼそのエネルギーが 1keV 以下の軟 X 線となり、既存のシリコンドリフト検出器（SDD）ではエネルギー分解能の点で、結晶分光器を用いる波長分散分光法では検出感度の点で不十分なため、これまで軽元素ドーパントについて充分な知見を得ることが出来なかった。そこで、SDD に対して約 10 倍のエネルギー分解能と、結晶分光器に対して数百倍の検出効率を同時に実現する STJ アレイ X 線検出器を活用し、軽元素ドーパントについての未活用情報取得を可能とするため、当グループでは 100 素子からなる STJ アレイ X 線検出器（有感面積：1mm^2）を用いて、以下の 2 種類の先端計測機器を整備した。

1) 超伝導蛍光収量X線吸収微細構造分析装置(SC-XAFS)
2) 超伝導蛍光 X 線検出器付走査型電子顕微鏡(SC-SEM)

両装置は文部科学省「ナノテクノロジープラットフォーム」（http://nanonet.mext.go.jp/）のもと既に共用装置として公開され、実材料の分析に使用されている。次章では、これら各先端計測機器の概要及び測定例について説明する。

2. STJ アレイ X 線検出器を用いた先端計測機器

2-1. 超伝導蛍光収量X線吸収微細構造分析装置(SC-XAFS)

本分析装置では、材料中の対象元素周辺の原子スケールの局所構造を調べるため蛍光収量 X 線吸収微細構造分析(FY-XAFS)を行う。FY-XAFS では、対象元素からの蛍光 X 線の発生量増大のため、試料に照射する X 線を高強度にする必要があるため、一般的に放射光施設において行われる。本装置も、高エネルギー加速器研究機構・放射光科学研究施設（KEK・PF）のビームライン（BL）に接続して使用される。(図.1)。現在使用できるビームラインは BL-11A, BL-11B, BL-16A で、70 - 5000 eV の範囲が測定できる。これま

で、SC-XAFS により n-SiC の N ドーパント（4 x 10^{-19} cm^{-3}）の X 線吸収端近傍構造（XANES）測定に世界で初めて成功した。500 度で N をイオン注入した 4H-SiC 基板とその後熱処理した基板で実際に得られた XANES スペクトル（図.2）と原子構造を元に第 1 原理計算により得られるスペクトルを比較することにより、SiC へのドーピングでは、イオン注入直後から殆どの N が C サイトを置換していることが判明し、アニールにより N の格子位置置換が進むのではなく、アニールによる n-SIC の活性化は、むしろ欠陥回復が原因であることを示唆することとなった。

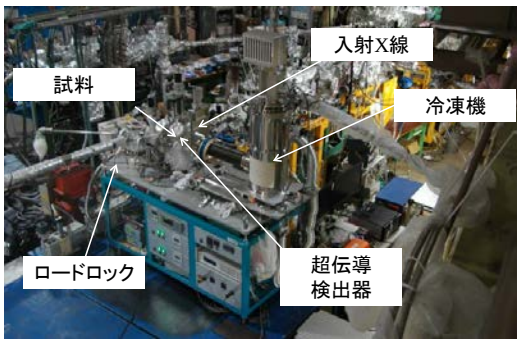


図.1 SC-XAFS 全体写真

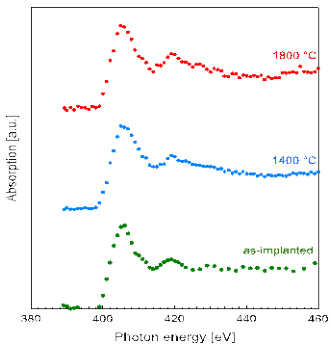


図.2 n-SiC 中の N の XANES スペクトル

2-2. 超伝導蛍光 X 線検出器付走査型電子顕微鏡(SC-SEM)

本分析装置は、SDD 等の半導体検出器の換わりに STJ アレイ X 線検出器を用いた SEM-EDS 装置（図.3）であり、材料中の微量元素の偏在状況を将来的にはナノスケールで分析するため開発した。ナノスケールの元素マッピングの為には、電子ビームの加速電圧を 1 keV 以下とし、蛍光 X 線の発生領域をナノスケールとする必要があるが、そのような条件下では、発生する蛍光 X 線のエネルギーも軟 X 線となるため、STJ アレイ X 線検出器の高エネルギー分解能が、元素同定に必要な蛍光 X 線弁別の実現には必須である。本装置の SEM は FE-SEM であり、加速電圧は 0.6 ～ 30keV、一般的な条件での解像度は 10nm 程度である。これまでに本分析装置で得られたデータを以下に示す。BN パウダーで得られた蛍光 X 線スペクトルを示す。（図.4）本スペクトルでは B,C,N,O ピークが明瞭に分かれていることが分かる。次に、耐熱合金中に存在する粒子状析出物（Inclusion）から得られた蛍光 X 線スペクトル（図.5）を示す。本スペクトルから半導体検出器では分離できない Cr と O の蛍光 X 線が分離出来ていることが分かる。また各 Inclusion で得られる各蛍光 X 線ピークの強度変化から、その中に存在する N,O の量が一定ではない事も分かった。

図.3 SC-SEM 全体写真

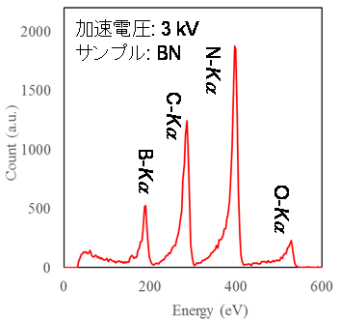


図.4 BN の蛍光 X 線スペクトル

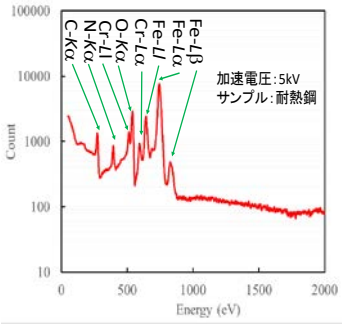


図.5 耐熱鋼の蛍光 X 線スペクトル

3. 今後の展開

今後は、STJ アレイ X 線検出器の更なる有感面積の拡大、エネルギー分解能の向上のため、アレイ数の増大及び、STJ 素子の層構造の改良に取り組み、SC-XAFS、SC-SEM の性能を向上させ、より多くの未活用情報の取得を可能にしたい。更に、SC-XAFS、SC-SEM に加えて現在構築を進めている、超伝導蛍光X線検出器付き粒子線励起X線分析装置（SC-PIXE）を完成させ、微量軽元素の高感度分析を実現したい。

*Masahiro Ukibe[1], Shigetomo Shiki[1], Nobuyuki Zen[1], Go Fuji[1], Masataka Ohkubo[1], and Yoshinori Kitajima[2]

[1]AIST, [2]KEK.

2017年秋の大会

放射線工学部会セッション

超伝導検出器の最新情報

The latest development of superconducting detector

（2）超伝導遷移端検出器実用化と最近のトレンド

(2) Application and Recent Research Trend of Transition-Edge Sensors

*前畑　京介

九州大学

1. はじめに

100mK 程度の極低温に保持された吸収体で光子のエネルギーを吸収したときのわずかな温度上昇を、入射光子のエネルギーとして精度よく計測する放射線検出器がマイクロカロリーメータである。マイクロカロリーメータは、光子エネルギーを温度上昇に変換する吸収体と温度上昇を計測する温度計で構成される。吸収体の材質や形状は、測定する光子エネルギー領域、マイクロカロリーメータ素子作成プロセスなどの条件に合わせて設計される。温度計は、吸収体で変換されたわずかな温度上昇をすぐれた感度と精度で計測する重要な構成要素である。超伝導相転移端温度計(TES)は、超伝導薄膜の電気抵抗が示す相転移温度領域における非常に急峻な温度依存性を活用したマイクロカロリーメータの温度計の 1 つである。米国 NASA のグループが開発した TES 型マイクロカロリーメータはエネルギーが 1.5 keV の X 線光子を半値全幅（FWHM）で 0.9 eV という非常に優れたエネルギー分解能を達成している。現在、米国、欧州及び日本を中心に、様々なタイプの TES 型マイクロカロリーメータが開発されているが、エネルギーが数 keV 領域の X 線を 10 eV FWHM より優れたエネルギー分解能で計測することは常識となっており、既に実用段階に入っている。

九州大学では、Pu 同位体などの超ウラン元素（TRU）を非破壊で分析することを目的として、原子力研究開発機構(JAEA)、宇宙航空研究開発機構宇宙科学研究所（ISAS/JAXA）等と共同で開発した TES 型マイクロカロリーメータを活用して、様々な TRU から放射される L X 線のエネルギースペクトルを優れたエネルギー分解能で計測し、TRU の主要な L X 線ピークを明確に同定できることを実証した。また、物質・材料研究機構（NIMS）、ISAS/JAXA、産業技術総合研究所（AIST）、（株）日立ハイテクノロジーズ及び大陽日酸（株）と共同で、走査透過電子顕微鏡（STEM）に搭載する TES 型マイクロカロリーメータエネルギー分散型スペクトル計測（TES-EDS）システムの開発研究を進めている。この STEM 搭載 TES-EDS システムでは、ナノスケールの極微領域において 10 eV FWHM より優れたエネルギー分解能での元素分布マップ取得を実証している。本講演では、TES 型マイクロカロリーメータによる TRU L X 線スペクトル計測実験及び STEM 搭載 TES-EDS システム開発の現状と実用化に向けた研究のトレンドを報告する。

2. TES 型マイクロカロリーメータを用いた TRU L X 線スペクトル測定

核燃料を扱う施設では、Pu 同位体などの TRU を非破壊で迅速に分析定量する技術が必要とされている。TRU は、そのほとんどがα線を放出する核種であるが、α線は透過力が弱く試料に混在する TRU を外部からα線スペクトル計測により分析することは不可能である。また、Pu 同位体はα崩壊に伴うγ線放射率が非常に低く、γ線スペクトル計測による微量分析は困難である。一方、Pu からはα崩壊に伴う L X 線が放射されており、この L X 線を Ge 半導体検出器により検出する非破壊測定法が汚染トラブル時の体外放射線計測（肺モニタ）に適用されている。しかしながら、Pu の L X 線はエネルギースペクトルに近接して多数のピークを有するので、Ge 半導体検出器のエネルギー分解能では正確な L X 線のピーク同定が困難である。さらに、非破壊測定法における L X 線のピーク強度解析に必要となる L X 線放出率の実験データも十分に整備されていない。そこで、我々は、高分解能を有する検出器である TES 型マイクロカロリーメータによる TRU の高エネルギー分解能 L X 線スペクトル計測法について研究を進めている。計測対象となる TRU の L X 線はエネルギーが 10 から 20 keV の領域であり、主要な L X 線ピークを同定するために 100 eV FWHM より 優れたエネルギー分解能が要求される。開発した TES 型マイクロカロリーメータの TES は Ti/Au の二層薄膜構造

で超伝導転移温度は約 130mK である。また、20keV の X 線光子を 50%の効率で吸収できるように厚さを 5 μ m の Au を吸収体として TES 上に積層している。主要な核燃料物質及び混在する TRU として、^{237}Np、$^{238/239}$Pu、^{241}Am 及び ^{244}Cm それぞれの線源から放射される L X 線のエネルギースペクトルを測定した。図 1 に $^{238/239}$Pu 及び ^{241}Am で構成される混合線源から放射される L X 線のエネルギースペクトルの測定結果を例として示す。使用した線源の α 崩壊後の元素である Np と U の L X 線エネルギーと対応づけることができた。図 1 のエネルギースペクトルでは Np-L$_{\beta 1}$ (17.75keV) ピークが 52 eV FWHM で計測されており、個々の主要な L X 線ピークが明確に同定されることがわかる。Np-L$_{\beta 1}$ (17.75keV) ピークの自然幅は 13 eV FWHM を考慮すると、開発した TES 型マイクロカロリーメータのエネルギー分解能は 39 eV FWHM であることがわかった。他の線源についても測定で得られた L X 線エネルギースペクトルでは主要な LX 線ピークを明確に同定できることを示し、L X 線スペクトル計測による TRU 非破壊分析が可能であることが実証された。

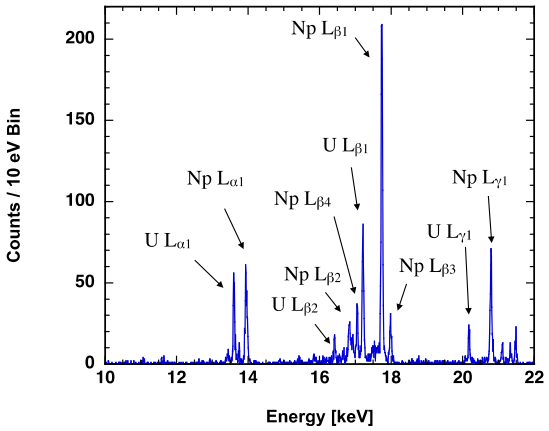


図 1 TES 型マイクロカロリーメータで計測した $^{238/239}$Pu 及び ^{241}Am で構成される混合線源から放射される L X 線のエネルギースペクトル

3. STEM 搭載 TES-EDS システム

ナノスケールでの微細組織観察が可能となった分析型電子顕微鏡では、特性 X 線のエネルギー分散型スペクトル計測(EDS)による元素組成分析の精度向上が求められている。そこで我々は、図 2 に示すように STEM(Hitachi HD-2700)に搭載した TES 型マイクロカロリーメータ EDS システムの開発研究を進めている。この開発研究では、STEM 像の元素分布マップ取得のために、TES 型マイクロカロリーメータの計数率とエネルギー分解能の目標値を、それぞれ、5 kcps および 10 eV FWHM としている。10 eV FWHM より優れたエネルギー分解能で動作する TES 型マイクロカロリーメータでは、検出信号パルスは 100 μs 程度の長さとなる。そこで、5 kcps の計数率を得るために、図 3 に示すような 64 ピクセルアレイの TES 型マイクロカロリーメータを開発した。64 ピクセルアレイ TES 型マイクロカロリーメータは、強い磁界が存在する STEM 鏡筒の外部に取り付ける必要がある。そのため、STEM 鏡筒内の試料から放射される X 線は、ポリキャピラリーX 線集光レンズにより、64 ピクセルアレイ TES 型マイクロカロリーメータへと集光する。64 ピクセルアレイ TES 型マイクロカロリーメータ素子の作製及びスノートへの実装技術やポリキャピラリーX 線集光レンズなどの要素技術の開発を進め、STEM 試料から放射される 0.5 から 12 keV のエネルギー範囲の X 線を 8 eV FWHM より優れたエネルギー分解能、5 kcps の計数率での EDS を達成している。図 4 には Si 系電子デバイス試料について 8 eV FWHM のエネルギー分解能で取得した元素分布マップを示す。Si 半導体検出器による EDS では分離

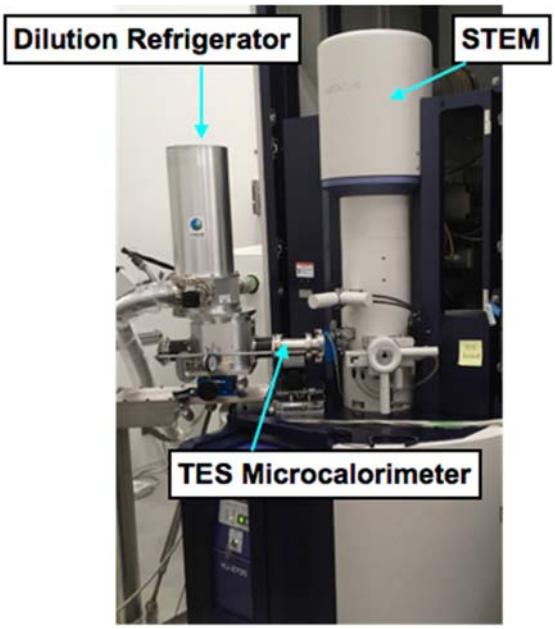


図 2 STEM(Hitachi HD-2700)に搭載した TES 型マイクロカロリーメータ EDS システム

できない Si、W 及び Ti の元素を TES 型マイクロカロリーメータ EDS では明確に分離することができ、幅 10 nm の Ti の元素分布マップが取得できることを示している。

3. 実用化に向けた研究のトレンド

エネルギーが数 keV 領域の光子を数 eV FWHM のエネルギー分解能で検出する TES 型マイクロカロリーメータ素子の設計・作製技術はほぼ確立されている。しかしながら、マイクロカロリーメータ素子の実効的熱容量を小さくする必要があるため、単一素子では X 線光子を検出する有感領域を大きくすることができない。さらに、検出信号のパルス長も 100 μs 程度より短くすることは困難である。このような条件から、TES 型マイクロカロリーメータを実用化するためには、多ピクセルアレイ化することで有感領域と計数率を実効的増加することが要求される。TES 型マイクロカロリーメータの検出信号は、超伝導量子干渉素子（SQUID）増幅器を利用して読み出される。100 mK 領域の極低温に保持して動作する TES 型マイクロカロリーメータを多ピクセルアレイ化するためには、TES 型マイクロカロリーメータと SQUID 増幅器を駆動するために必要な配線数の削減や SQUID 増幅器の発熱の抑制などの課題を克服する必要がある。近年では、多ピクセルアレイ化された TES 型マイクロカロリーメータ検出器の信号読み出し方式に関する研究がトレンドとなっている。配線数を削減するために、時間空間信号多重読み出し方式や周波数空間信号多重読み出し方式などが開発されている。一方、これらの信号多重読み出し方式に比べ、2-3 桁広い帯域、多重化数に依存しない信号対雑音比、無発熱 SQUID ベースの極低温回路の特長を持つマイクロ波帯周波数多重読み出し方式（MW-Mux）は、1 本の信号線で大規模ピクセルの検出信号の同時読出への応用が期待されており、AIST を中心に開発研究が進められている。MW-Mux の詳細については本企画セッションの次の講演「超伝導遷移端検出器のマイクロ波帯多重化読出回路」で報告される。

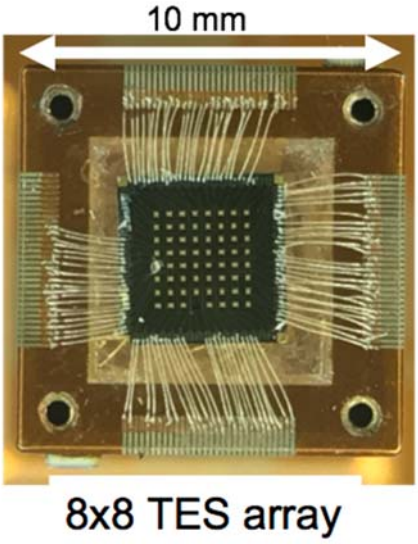


図 3 64 ピクセルアレイ TES 型マイクロカロリーメータ素子

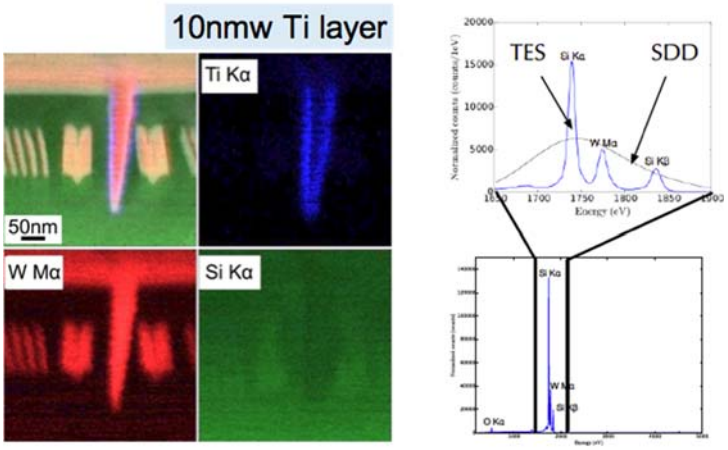


図 4 Si 系電子デバイス試料について 8 eV FWHM のエネルギー分解能で取得した元素分布マップ

九州大学における TES 型マイクロカロリーメータの開発研究では、JAEA 高崎浩司博士、ISAS/JAXA 満田和久教授、NIMS 原徹博士、AIST 日高睦夫博士、(株)日立ハイテクノロジーズ 田中啓一博士及び大陽日酸(株) 山中良浩博士をはじめとする多数の方々に協力を頂いております。ここに感謝申し上げます。

*Keisuke Maehata
Kyushu Univ.

2017年秋の大会

放射線工学部会セッション

超伝導検出器の最新情報
Recent Topic on Superconducting Detectors

（3）超伝導遷移端検出器のマイクロ波帯多重化読出回路

(3) Microwave Multiplexers for Readout of Transition Edge Sensors

*神代　暁
産業技術総合研究所

1. はじめに

超伝導検出器の低雑音性は、ミリ波～ガンマ線の９桁に渡る波長域において、半導体等、他の検出器を凌駕する。一方、室温動作検出器に比べ、小受光面積やイメージング機能に乏しい欠点を持つ。検出器多画素化による受光面積増大（高計数率化）やイメージング時間短縮を図る際、画素数増大に伴う、極低温-室温間の信号配線経由の極低温への熱流入は、超伝導検出器システムの体積・消費電力・価格を支配する極低温冷凍機の巨大化・複雑化をもたらし、普及の障害となる。この問題の解が、極低温下で複数画素の出力信号を多重化し、１本の読出線で室温に導く多重回路(MUX)である。

MUX としては、時間多重(TDM)、コード多重(CDM)、周波数多重(FDM)、マイクロ波周波数多重(MW-Mux)の４通が提案、研究されて来た [1]。本稿では、４種の中で最も広い読出帯域を持ち、多重化数大を期待できる MW-Mux に関する産業技術総合研究所（産総研）の研究を紹介する。

2. マイクロ波周波数多重読出(MW-Mux)

MW-Mux は、入射光子に伴うクーパ対破壊による超伝導インダクタンス変化を検出原理とする Kinetic Inductance Detector (KID) [2]と、Transition Edge Sensor (TES)[1]や Metallic Magnetic Calorimeter (MMC) [3]等、半導体チャージアンプでは不適当な低い出力抵抗を持つ検出器や超伝導量子ビット [4]の出力電流を読む Superconducting Quantum Interference Device (SQUID)のインダクタンス変化に基づく方式に大別される。後者は、2008 年に米国標準研究所(NIST)の Mates らにより発表 [5]された。後者は、画素

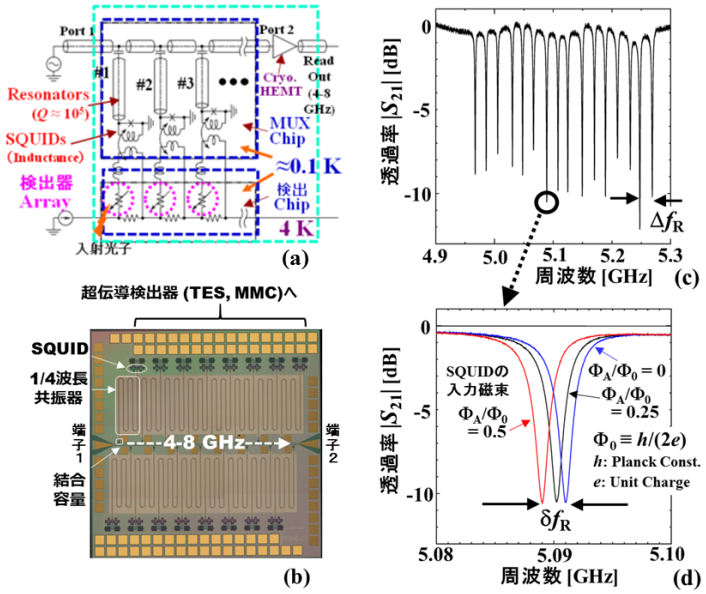


図 1. MW-Mux (a) 極低温部 (b)産総研製チップ (c) マイクロ波透過率 vs. 周波数 (d) (c)の拡大

*Satoshi Kohjiro
National Institute of Advanced Industrial Science and Technology

毎に共振周波数 f_R の異なる共振器の一端を、超伝導検出器と１：１に接続された SQUID（但し、従来と異なり、零電圧モードで用いる）で終端し、他端を結合キャパシタ経由で１本のマイクロ波読出線に結合した構造（図１(a), (b)）をとる。読出電流による SQUID インダクタンス L_S の変化を、f_R の変化として、各画素の情報を周波数軸上に並べ読み出す(図1(c), (d))。1 本の読出線上への原理的な多重化画素数 Uは、次式で表される。

$$U = B / (\kappa f_S) \quad (1)$$

但し、$\kappa \equiv \Delta f_R / f_S \approx 10$（クロストーク≤-30 dB を得るに要する$\kappa$ 値)、Δf_R は隣接共振周波数間隔、f_Sは１画素あたりの信号周波数帯域、B は、本質的にはチップ後段に配置した極低温高電子移動度トランジスタ(HEMT)増幅器で決まる読出周波数帯域である。TDM, CDM, FDM の３方式が、電圧モードの SQUID で制約される B(≈10 MHz)を持つのに対し、MW-Mux では、広帯域 HEMT の特徴を活かした 2-3 桁もの B 増大が期待される。また、零電圧 SQUID と超伝導共振器の発熱は TES の消費電力以下ゆえに、MW-Mux では、超伝導デバイスに必須の極低温冷却系の熱負荷の抑制度が高い。NIST は、2013 年に２画素ガンマ線 TES の MW-Mux 多重読出において、TDM 読出に遜色ない 60-90 eV@ 100 keV のエネルギー分解能を得て [6]、現在 512 画素システムの開発を進めている。一方、ドイツ Heidelberg 大は、MW-Mux を MMC の読出回路として、まずは 64 画素、将来的には 4000 画素以上への対応を目指した研究 [3] を行っている。また、検出器アレイのみならず、人工知能に繋がる超伝導量子アニーリング機械を開発・販売したカナダ D-Wave が、大容量超伝導量子ビットの情報を、室温に高速に読出す技術として研究 [4] している。

3. 産総研での MW-Mux 研究の概要

産総研は、NIST に次いで 2011 年に MW-Mux の研究に着手し、東大大学院工学系研究科および宇宙航空研究機構(JAXA)と共同で、下記を特徴とする研究開発実績を持つ。

3-1. 非対称直接結合型 SQUID

極低温環境下に置く超伝導 MW-Mux チップ上の重要な要素素子は、超伝導薄膜共振器と TES 出力電流を効率良く受ける SQUID である。両者間の結合方式が、他機関では、相互インダクタンス M_{MW} を介した弱い磁気結合（図 2(a)）であるのに対し、産総研では強い直接結合（図 2(b)）[7]を採用した。前者は、結合パラメータの可変範囲が広いが、磁気結合用の共振器終端インダクタンス L_{MW} の不均一性による共振周波数設計値からのずれの増大が不可避 [8]である。後者は、パラメータの可変範囲が狭いが、共振周波数の設計値からのずれを低く抑えることができる [8]。また、幅広い周波数帯に渡る f_R を持つ各画素間でδf_R(図 1(d))を一定値に揃えるためには、磁気結合の場合 M_{MW}、直接結合の場合 a を調整し、各 SQUID に割り当てる必要がある。M_{MW} は超伝導リングから成る SQUID の周囲に巻くコイル長とターン数に依存する。したが

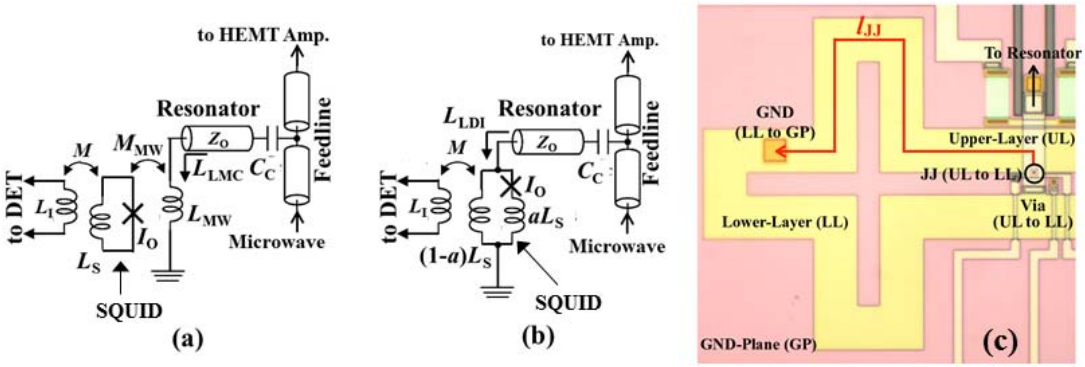


図 2. 共振器と SQUID との結合方式（(a) 磁気結合型 (b) 直接結合型）および (c) 直接結合型 SQUID リングの写真。接地ビア GND(LL to GP)の位置による非対称パラメータ a 調整が可能。

って、M_{MW}の異なる各画素のSQUIDは一般的に構造・形状・寸法が異なる。つまり、磁気結合型では、画素数増大に伴うM_{MW}の制御性・再現性確保の困難性が懸念される。一方、aの調整は、同一構造・形状・寸法のSQUIDリングに設けた接地ビアの位置変更のみで実現できる（図2(c)）[8]ため、画素数増大時の精度を確保しやすいと期待される。

3-2. 多様な材料による共振器

チップのマイクロ波透過率$|S_{21}|$のディップ深さ(図1(c), (d))と、共振器の無負荷Q値Q_U、結合Q値Q_Cとの間には、$1/|S_{21min}| = 1+Q_U/Q_C$の関係が成り立つ。深いディップをもたらす$Q_U \gg Q_C$なる共振器が、系の雑音の支配要因であるHEMT雑音の寄与低減に資する。MW-Muxチップを作製している他機関（米国NIST、ドイツHeidelberg大）は、Si基板上のNb電極の共振器に限定しているのに対し、産総研は、基板2種(Si or Al_2O_3)、電極2種(Nb or NbN)の材料か成る共振器を試作し、特性を比較した。4 Kでは超伝導転移温度T_Cの高いNbNがNbに比べ高Q_U値を得て、雑音低減効果を実証[9]した。0.1 KのQ_U値の共振器内マイクロ波パワーP_{res}依存性を図3に示す。4種類とも、P_{res}増大にともないQ_U値が増大[10]した。私達のMW-Muxが雑音最小となる$-40 \leq P_{res} \leq -35$ dBmにおいて、4種の材料ともに、チップでの入力電流から出力周波数変化への変換効率が最大時の90%以上となる$Q_U \geq 10Q_C$を得た[10]。1画素あたりの入射信号周波数が1 MHzの場合に必要となる$Q_C = 5\times10^3$に対しては、$Q_U \geq 10Q_C = 5\times10^4$を満足した。一方、より低い光子入射頻度だが、より$U$を増大したい応用、例えば、ガンマ線単一光子検出やミリ波・サブミリ波のボロメータ検出に対しては、Q_C増大により、より多くの画素の共振周波数を周波数軸上に密に詰める（Δf_R低減）必要がある。この時、HEMT雑音の寄与を抑制する$Q_U \geq 10Q_C$の実現のため、NbよりQ_U値の高いNbN製共振器が望ましいと言える。

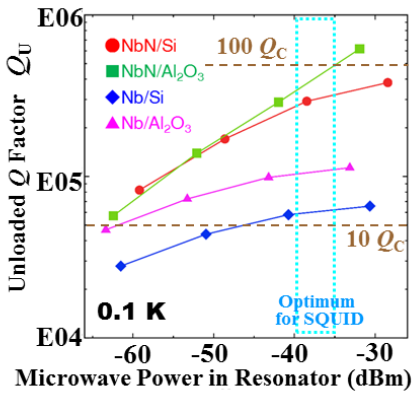


図3. 4種類の材料の共振器の「良さの指数」無負荷Q値と、共振器内マイクロ波電力との関係

3-3. 画素間クロストークと直線性誤差の低減手法

N増大に伴い画素間クロストーク低減の重要性が増す。また、高エネルギー分解能の分光計実現のためには、入射光子エネルギーと読出回路出力との間に、高い線形性と広いダイナミックレンジが求められる。私達は、入出力特性の線形からのずれ（直線性誤差）が画素間クロストークに比例する（世界初）こと、およびクロストーク低減に効果あるチップ上の共振器群配列方針を見出した[11]。図4にクロストーク量（定義は文献[11]を参照）と空間的隣接画素間の　共振周波数間隔Δf_Rの関係を示す。Δf_R=20 MHzのチップに対し、Δf_R=80 MHzのチップはクロストーク量が約1/15に低減し、エネルギー/エネルギー分解能≈10^3の分光に適用可能な2×10^{-3}程度を実現[11]した。

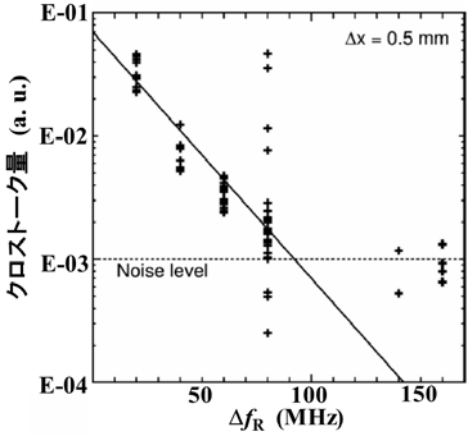


図4. クロストーク量と0.5 mm離れた隣接画素間の共振周波数差の関係

3-4. 室温処理系に制約されない高U化を目指した二段型MW-Mux

(1)式より、U増大にはB増大を要する。本来、極低温HEMT増幅器がBを制約するが、現状は、図1(a)に示すマイクロ波出力の接続先である室温信号処理系内のAnalog-Digital変換器(ADC)の帯域（エネルギー/エネルギー分解能≈10^3の分光に必要な14 bit程度の場合、約1 GHz）に制約される。NIST等他機関で

は、U 増大のため広帯域広帯域室温処理回路を開発中である。一方、1 GHz を超える広帯域 ADC や処理能力の高い Field Programmable Gate Array は、未だ開発途上にあり、これらを使いこなすためのソフトウエアや周辺技術が未整備であるとともに、単位体積あたりの電力消費が大きく、長時間使用には放熱措置を別途講じる必要がある。私達は、1 個の ADC に画素数 U の処理を任せるのではなく、U より小さな画素数 R を扱う帯域 1 GHz 以下の汎用 ADC ベースの室温信号処理モジュール N 個を並列化し、モジュール毎にマイクロ波帯への周波数変換時の基準周波数を個別に定めることにより、図 5 に示すように、周波数軸上の隣接領域に各室温モジュールが扱う R 画素の読出信号情報を当てはめ、それらの合計により U (=R×N) 画素の信号処理を行う二段型 MW-Mux を提案[12]した。そして、N=2, R=3 の場合の基本動作を実証するとともに、従来型 MW-Mux に比べ遜色ない低雑音性とクロストークが得られることを示した[13]。

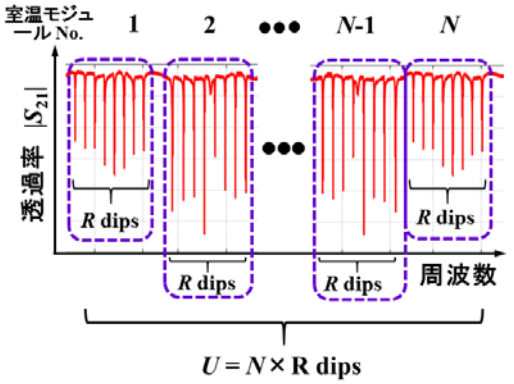


図 5. 周波数軸上に示す、二段型 MW-Mux における信号処理の室温モジュール間分担

4. まとめ

超伝導検出器の多画素化を支える多重読出技術として、他方式に比べ優れた広帯域性と低消費電力性を持つ MW-Mux に関する世界の研究動向と産総研の研究を概説した。以上の技術を基に、産総研では、要求される高速応答性を確保した上での 2 画素 X 線 TES の同時読出に成功した。現在、雑音低減と画素数増大に向けた研究展開の途上である。

謝　辞

共同研究者である平山文紀、山森弘毅、永沢秀一、佐藤 昭、福田大治、佐藤 泰、日高睦夫（産総研）、入松川知也（東大）、中島裕貴（JAXA）の各氏、及び、日頃ご議論頂く大野雅史、高橋浩之（東大工）、山崎典子、満田和久(JAXA)の諸先生方に感謝する。MW-Mux チップは、産総研の共同利用施設 Clean Room for Analogue Digital Superconductivity (CRAVITY)にて作製された。本研究は、学術振興会科学研究費補助金 JP15H02251、及び文科省原子力基礎基盤戦略研究イニシアティブ(2017 年 3 月終了課題)の支援を受けた。

参考文献

1) J. N. Ullom and D. A. Bennet, Supercond. Sci. Technol, **28** (2015) 84003.
2) J. Zmuidzinas, Annu. Rev. Cond. Matt. Phys., **3** (2012), 169-214.
3) S. Kempf *et al.*, Supercond. Sci. Technol., **30** (2017) 065002.
4) J. D. Whittaker *et al.*, J. Appl. Phys., **119** (2016) 014506.
5) J. A. B. Mates, *et al.*, Appl. Phys. Lett., **92** (2008) 023514.
6) O. Noroozian, *et al.*, Appl. Phys. Lett., **103** (2013) 202602.
7) F. Hirayama, *et al*, IEEE Trans. Appl. Supercond., **23** (2013) 2500405.
8) Y. Nakashima, *et al.,* IEICE Electronics Express, **14** (2017) 20170271.
9) S. Kohjiro, *et al.*, J. Appl. Phys., **115** (2014) 223902.
10) T. Irimatsugawa *et al.,* IEEE Trans. Appl. Supercond., **27** (2017) 2500305.
11) F. Hirayama *et al.,* IEEE Trans. Appl. Supercond., **27** (2017) 2500205.
12) 神代他、特願 2015-148140, 特開 2017-028635.
13) S. Kohjiro and F. Hirayama, submitted.

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：202-2 Radiation Physics, Radiation Detection and Measurement

Thu. Sep 14, 2017 2:45 PM - 3:50 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 5:45 AM - 6:50 AM UTC | Room L N302 - N Block

[2L10-13] Medical Application

Chair:Ikuo Kanno (Kyoto Univ.)

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

[2L10] Epi-thermal neutron spectrometer for BNCT

*Naoki Suda[1], Akira Uritani[1], Kenichi Watanabe[1], Sachiko Yoshihashi[1], Atsushi Yamazaki[1] (1. Nagoya Univ.)

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

[2L11] The calculation of LBO ionization chamber sensitivity for epithermal neutron monitoring in Boron Neutron Capture Therapy

*Kei Kotani[1], Satoru Endo[1], Kenichi Tanaka[1], Tsuyosi Kajimoto[1] (1. Hiroshima Univ.)

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

[2L12] Evaluation of the proton beam RBE

*Hiroki Nagai[1], Satoru Endo[1], Kenichi Tanaka[1], Tsuyoshi Kajimoto[1] (1. Hiroshima University)

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

[2L13] Development of Analytical Method for ^{14}C Determination in Biomedical Sample by Mid-IR Cavity Ring-down Spectroscopy (2)

*Ryohei Terabayashi[1], Volker Sonnenschein[1], Noriyoshi Hayashi[1], Hideki Tomita[1], Lei Jin[1], Masahito Yamanaka[1], Norihiko Nishizawa[1], Atsushi Sato[2], Kenta Hashizume[2], Tetsuo Iguchi[1] (1. Nagoya university, 2. Sekisui Medical Co., Ltd. Drug Development Solutions Center)

3:45 PM - 3:50 PM JST | 6:45 AM - 6:50 AM UTC

Time reserved for Chair

BNCT 用中性子スペクトロメータ

Epi-thermal neutron spectrometer for BNCT

*須田直樹，瓜谷章，渡辺賢一，吉橋幸子，山崎淳，土田一輝，鬼柳善明

名古屋大学大学院工学研究科

ホウ素中性子捕捉療法に使用する熱外領域の中性子エネルギースペクトルを測定する検出器の開発を行っている。基本的にはボナー球型の検出器であるが、熱外領域に共鳴ピークを持つ数種類の金属箔をフィルターとして用いる事で、熱外領域の中性子に対して特徴のある応答関数を持たせている。

キーワード：BNCT，熱外中性子，ボナー球，スペクトロメータ，フィルター，共鳴吸収

1. 緒言　がんの放射線治療の一つにホウ素中性子捕捉療法（以下 BNCT）がある。BNCT で照射する中性子は数 eV～数十 keV のエネルギーの熱外中性子である。患者の不要な被ばく量の低減や治療効果を担保するために、熱外中性子のスペクトルの測定が必要である。現状行われている金属箔の放射化法ではリアルタイムの測定ができず、また従来のボナー球スペクトロメータでは中性子場に与える擾乱が大きい、などの問題がある。そのため、リアルタイムでの測定が可能であり、中性子場に及ぼす擾乱が少なく、熱外領域の中性子スペクトルを測定できる検出器が望まれている。

2. 検出器の構造　リアルタイム測定を可能にするために中性子検出媒体として Eu:LiCaAlF$_6$ シンチレータを採用した小型のボナー球を複数個同時に用いることを考えている。検出器の熱外中性子に対する応答に特徴を付与するために、熱外領域に共鳴吸収ピークを持つ金属箔をフィルターとして用いた小型のボナー球を検討している。本研究ではこの小型ボナー球の応答関数の評価を行った。検討しているボナー球の構造を図 1 に示す。熱外領域に吸収ピークを持つ金属箔として Au、In、Mn、W、Ni などを選定した。金属箔の選定は BNCT 中性子場で重要となる数 eV～数十 keV の中性子に対して共鳴吸収ピークを持つ金属であることと吸収断面積が大きいことを基準に行った。また、熱中性子に対する応答を低くするために熱中性子吸収材として Cd を用いた。

3. 検出器の応答関数　図 1 に示した検出器の応答関数を、モンテカルロ計算コード PHITS を用いて計算した。計算は図 1 に示す検出器に単色の中性子を照射して ^{6}Li(n, t)^{4}He 反応の回数を見積もった。得られた応答関数を図 2 に示す。数 eV~数十 keV の中性子に対して特徴を持つ応答関数が得られた。

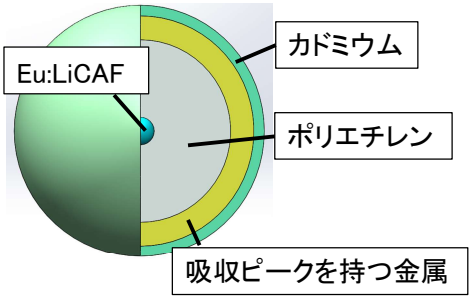


図 1　検討中のボナー球の一例

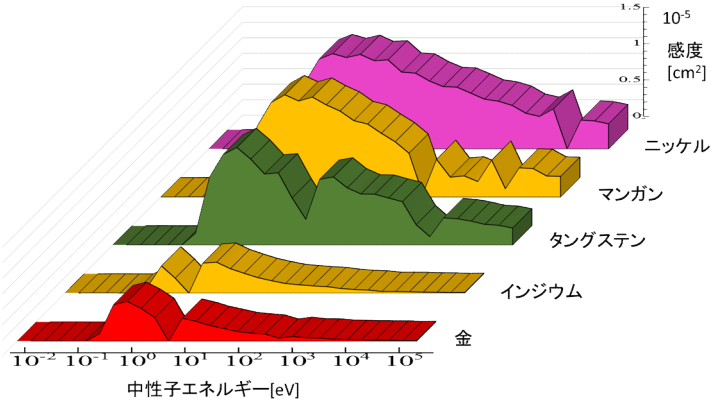


図 2　各種フィルターを用いた検出器の応答関数例

*Naoki Suda, Akira Uritani, Kenichi Watanabe, Sachiko Yoshihashi, Atsushi Yamasaki, Kazuki Tsuchida and Yoshiaki Kiyanagi
Nagoya Univ.

ホウ素中性子捕捉療法熱外中性子モニター用 LBO 電離箱の感度計算

The calculation of LBO ionization chamber sensitivity for epithermal neutron monitoring in Boron Neutron Capture Therapy

*小谷　圭[1]，遠藤　暁[1]，田中　憲一[1]，梶本　剛[1]
[1]広島大学

ホウ素中性子捕捉療法の中性子源として加速器を用いる場合、患部表面での中性子線をモニターすることが重要である。そこで、熱中性子線のモニターとして検討している LBO(Li:8.21%,B:25.6%,O:66.2%)電離箱の中性子線に対する感度をモンテカルロ計算により評価する。熱中性子感度は 4.24×10^{-6}[pC・cm^2]、熱外中性子感度は 1.96×10^{-5}[pC・cm^2]、速中性子感度は 0.175 が得られた。

キーワード：BNCT，LBO 電離箱，熱外中性子束，熱中性子束，中性子モニタリング

1. 緒言

ホウ素中性子捕捉療法（BNCT）とは腫瘍細胞に集積する ^{10}B 薬剤をあらかじめ投与し、エネルギーの低い中性子を体外から照射することで、体内で ^{10}B(n,α)^{7}Li 反応によって発生するα,Li により腫瘍を選択的に破壊する療法である。BNCT では中性子源として原子炉の代わりに加速器の使用が検討されている。加速器中性子源は加速電圧の変動により中性子場が変化しやすいため、患部表面での中性子線をモニターすることが重要である。本研究では、熱外中性子線のモニターとして検討している LBO 電離箱の中性子線に対する感度をモンテカルロ計算により評価することを目的とする。

2.実験

PHITS コードを用いてモンテカルロ計算を行った。嶋崎が報告[1]している熱・熱外中性子に対する LBO 電離箱の感度測定値と比較するため、実験体系をモデル化した中性子場（d-Be 中性子源）に対して LBO 電離箱有感領域への熱・熱外・速中性子によるエネルギー付与スペクトルを計算した。既往の W 値報告値を用いて、エネルギー付与スペクトルから LBO 電離箱有感領域に生成する電離量を求め、熱・熱外・速中性子における感度を推定した。ただし、熱・熱外中性子感度は中性子束に対する感度とし、速中性子感度は ^{60}Co の γ線を基準とした吸収線量相対感度として推定した。

3.結果・考察

図 1 に中性子のエネルギーと LBO 電離箱の感度の関係を示す。LBO 電離箱の感度は熱中性子に対して 4.24×10^{-6}[pC･cm^2]、熱外中性子に対して 1.96×10^{-5}[pC･cm^2]、速中性子に対して 0.175 が得られた。熱外中性子感度は既往の測定値と良い一致を示した。LBO 電離箱は熱外中性子に高い感度を持つため、熱外中性子モニターに有効であることが確認された。今後、同様にモンテカルロ計算により熱中性子モニターに有効な電離箱の決定と、熱・熱外中性子束を区別してモニターする手法を決定する。

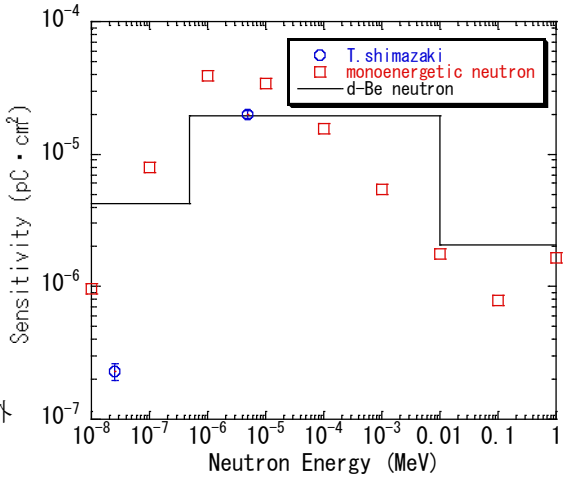


図 1　LBO 電離箱の入射中性子と感度の関係

[1]Satoru Endo, Hitoshi Sato, Takuto Shimazaki, et al. Radiat Environ Biophys 56 (2017) 269-276

*Kei Kotani[1], Satoru Endo[1], Kenichi Tanaka[1] and Tsuyosi Kajimoto[1]
[1]Hiroshima Univ.

陽子線 RBE の評価

Evaluation of the proton beam RBE

*永井　浩貴[1]，梶本　剛[1]，田中　憲一[1]，遠藤　暁[1]

[1]広島大学

放射線医学総合研究所の HAIMAC で実験を行い、135MeV 陽子線の RBE をマイクロドシメトリ手法で評価した。また、PHITS を用いて計算を行い、実験値と比較した。

キーワード：陽子線，RBE，マイクロドシメトリ

1. 緒言

現在、陽子線治療分野では RBE=1～1.1 の値が利用されているが、生物実験の結果では RBE=2 以上の値が期待され、この不一致の原因は明らかになっていない。本研究では、この不一致の原因を明らかにする前段階として、単一エネルギーの陽子線について、マイクロドシメトリ手法を用いて線量を測定し、深さごとの RBE を推定・評価した。また、PHITS を用いた計算値と実験値を比較するとともに、実験では測定が困難な飛程終端近傍の条件について計算を用いて推定・評価した。

2. 実験・解析

実験は放射線医学総合研究所の HAIMAC で 2 回行った。図 1 に実験体系を示す。135MeV まで加速された陽子線を、人体を模擬したアクリルファントムへ入射させた。検出器として、ビーム数を計数するプラスチックシンチレーションカウンター（PSC）をアクリルファントムの上流側に、下流側に荷電・非荷電粒子弁別のための veto カウンター、粒子識別のための SSD1 および SSD2、線量を測定する組織等価比例計数管を設置した。アクリルファントムの厚さを変えることで人体の表面からの深さに対する線量分布を模擬測定した。解析により陽子事象のみの線量分布を導出し、その分布に Tilikidis らの応答関数[1]を畳み込むことによって、RBE を推定した。

3. 結論

実験によって得られた深さごとの RBE を図 2 に示す。陽子線 RBE の深さ依存性は、ブラックピーク近傍でピーク構造を示し、最大 2 であった。また、Belli の生物実験の結果[2]と良い一致を示した。従って、本手法は生物実験の値を再現できることを示している。発表では、PHITS 解析の結果も合わせて報告する。

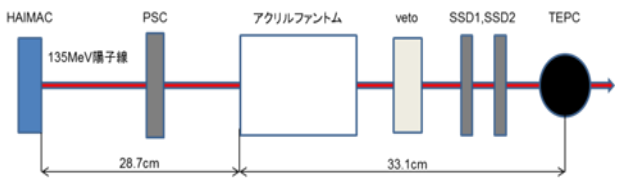


図 1　測定体系

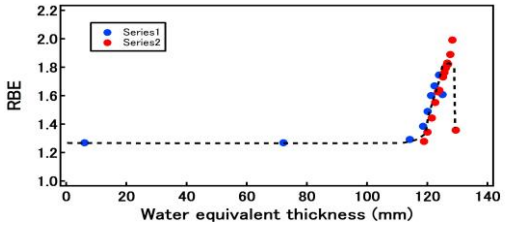


図 2　RBE の深さ依存性

参考文献

[1]Tilikidis et al Phys. Med. Biol. (1996)

[2] Belli et al IJRB　(1998)

*Hiroki Nagai[1], Tsuyoshi Kajimoto[1], Kenichi Tanaka[1], Satoru Endo[1]

[1]Hiroshima Univ.

生体試料中放射性炭素同位体分析に向けた 中赤外キャビティーリングダウン分光システムの開発(2)

Development of Analytical Method for ^{14}C Determination in Biomedical Sample by Mid-IR Cavity Ring-down Spectroscopy (2)

*寺林 稜平[1], Volker Sonnenschein[1], 林 紀善[1], 加藤 修介[1], 武田 晋[1], 富田 英生[1], 金 磊[1], 山中 真仁[1], 西澤 典彦[1], 佐藤 淳史[2], 野沢 耕平[2], 橋爪 研太[2], 井口 哲夫[1]

[1]名古屋大学、[2]積水メディカル(株)創薬支援センター

抄録：中赤外キャビティーリングダウン分光に基づく生体試料中放射性炭素同位体 ^{14}C 分析プロトタイプシステムについて、その ^{14}C 定量性を評価した。

キーワード：放射性炭素同位体(^{14}C)、 微量分析(Trace isotope analysis)、レーザー分光(Laser spectroscopy)

1. 諸言 極微量 ^{14}C 標識化合物をヒトに投与し、ヒト薬物動態を評価するマイクロドーズ臨床試験は、医薬品開発の短縮化や低コスト化に有用であると期待されている。しかし、これに伴う ^{14}C 分析は、高いアバンダンス感度を有する加速器質量分析法（Accelerator Mass Spectroscopy: AMS）で行う必要があるため、装置サイズやスループット、分析コストなどの要因により、普及が進んでいない。そこで本研究では、AMS に代わる手法として、光共振器を用いた超高感度レーザー吸収分光法であるキャビティーリングダウン分光（Cavity Ring-Down Spectroscopy: CRDS）に基づく、高感度と低コストを兼ね備えた迅速簡便な ^{14}C 測定法（^{14}C-CRDS）の開発を進めている。

2. CRDS 基づく生体試料中 ^{14}C 分析性能評価 ^{14}C-CRDS の概要を Fig. 1 に示す。検体より採取された生体試料（血漿・尿・糞など）中の炭素は、燃焼酸化（炭酸ガス化）され、加熱吸脱着カラムを通ってガス状 CO_2 として CRDS セルに導入される。CRDS セルは、高反射率鏡（反射率>99.9%）で構成された光共振器で構成されており、そこに中赤外レーザーに導入することで、共振器内での多重反射により超長光路な光吸収分光（CRDS）が実現される。ここで、^{14}C を含む二酸化炭素（$^{14}CO_2$）の光吸収線（ν_3 band P(20)遷移、波長 4.5 μ m）と中赤外レーザーの発振波長を一致させることで、$^{14}CO_2$ の光吸収量（σNc）が選択的に測定され、生体試料に含まれる ^{14}C の定量が可能となる。

^{14}C 標識グルコースを添加した ^{14}C 濃度の異なる標準試料（3～10^4 dpm/sample）を複数用意し、^{14}C-CRDS プロトタイプシステムの ^{14}C 定量性を評価した。Fig.2 に示すように、測定された ^{14}C 存在比（$^{14}C/^{total}C$）と試料中 ^{14}C 含有量の間の良好な線形性が確認された。本結果から、現状のアバンダンス感度は $^{14}C/^{total}C \sim 10^{-10}$ であり、今後、$^{14}CO_2$ による飽和吸収を考慮することで、さらなる感度の向上を行う予定である。

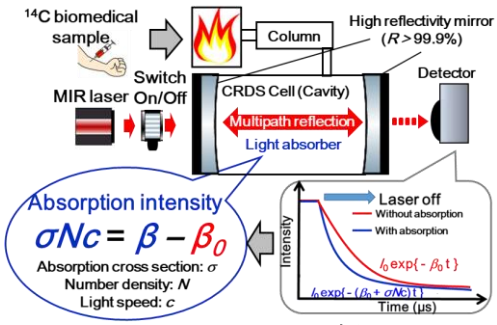


Fig. 1 ^{14}C-CRDS の概要

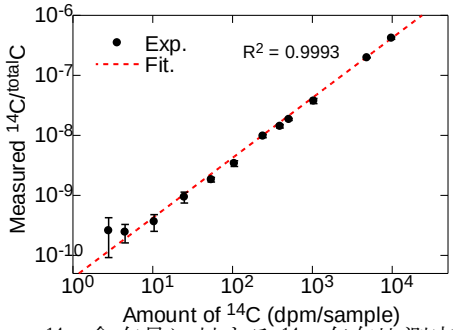


Fig. 2 ^{14}C 含有量に対する ^{14}C 存在比測定結果

謝辞 本研究は、国立研究開発法人日本医療研究開発機構研究成果展開事業（先端計測分析技術・機器開発プログラム）による成果の一部である。

* Ryohei Terabayashi[1], Volker Sonnenschein[1], Noriyoshi Hayashi[1], Kato Shusuke[1], Shin Takeda, Hideki Tomita[1], Lei Jin[1], Masahito Yamanaka[1], Norihiko Nishizawa[1], Atsushi Sato[1], Kohei Nozawa[2], Kenta Hashizume[2], and Tetsuo Iguchi[1]
[1]Nagoya Univ., [2]Sekisui Medical Co., Ltd. Drug Development Solutions Center

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：202-2 Radiation Physics, Radiation Detection and Measurement

Thu. Sep 14, 2017 3:50 PM - 5:25 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 6:50 AM - 8:25 AM UTC | Room L N302 - N Block

[2L14-19] Detector Development

Chair:Masashi Takada (National Defense Academy of Japan)

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

[2L14] Charge carrier transport properties of homoepitaxial diamond film on 8mm square single crystal diamond substrate

*Shintaro Hirano[2], Junichi Kaneko[1], Takehiro Shimaoka[2], Hiroaki Shimmyo[2], Masakatsu Tsubota[1], Syogo Itoh[2], Akiyoshi Chayahara[3], Yoshiaki Mokuno[3], Hitoshi Umezawa[3] (1. Faculty of Engineering, Hokkaido University, 2. Graduate School of Engineering, Hokkaido University, 3. National Institute of Advanced Industrial Science and Technology)

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

[2L15] Proposal and research of a novel neutron semiconductor detector using BGaN semiconductor materials

*Takayuki Nakano[1], Ken Mochizuki[1], Hisaya Nakagawa[2], Yoshio Honda[3], Hiroshi Amano[3,4], Kazunobu Kojima[5], Shigefusa F Chichibu[5,3], Hidenori Mimura[6], Yoku Inoue[1], Toru Aoki[6] (1. Shizuoka Univ., 2. Nagoya Univ., 3. IMaSS, Nagoya Univ., 4. Akasaki Research Center, 5. IMRAM, Tohoku Univ., 6. R.I.E. Shizuoka Univ.)

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

[2L16] Basic evaluation of thallium bromide (TlBr) detectors for non-distractive testing (2)

*makoto Kosaka[1,2], keitaro Hitomi[1], nobumichi Nagano[1], seong yun Kim[1], tatsuya Ito[1], norihisa Kimura[1,2], hiroki Sunaba[1,2] (1. TOHOKU university, 2. Japan Nuclear Fuel Limited)

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

[2L17] Development of a compact dosimeter for investigation inside primary containment vessel

*Katsunori Ueno[1], Takahiro Tadokoro[1], Takuya Fukumoto[1], Satoshi Okada[1], Yoichi Murai[2] (1. Hitachi GE, 2. IRID)

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

[2L18] Alpha Ray Detection by Using Dielectric Microcalorimeter with KTN Dielectric Thermosensor

*Shota YOSHIMOTO[1], Keisuke MAEHATA[1], Naoko IYOMOTO[1], Kazuhisa MITSUDA[2], Noriko YAMASAKI[2] (1. KYUSHU Univ., 2. Japan Aerospace Exploration Agency)

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

[2L19] Characteristic evaluation and application study of Organic Radiation Detector

*Gen Shikida[1], Eiji Takada[1], Hideyuki Imai[1], Toshimasa Tyaki[1], Fumihiko Nishikido[2], Hiroshi Iwase[4], Shigeki Naka[3], Hiroyuki Okada[3] (1. National Institute of Techonology,Toyama College, 2. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology, 3. University of Toyama, 4. High Energy Accelerator Research Organization)

5:20 PM - 5:25 PM JST | 8:20 AM - 8:25 AM UTC

Time reserved for Chair

8mm 角 CVD ダイヤモンド単結晶基板上にホモエピタキシャル成長させた試料の電荷キャリア輸送特性評価

Charge carrier transport properties of homoepitaxial diamond film on 8mm square single crystal diamond substrate

*平野 慎太郎[2], 金子 純一[1], 嶋岡 毅紘[2], 新名 宏章[2], 坪田 雅功[1], 伊藤 彰悟[2]
茶谷原 昭義[3], 杢野 由明[3], 梅沢 仁[3]
[1]北海道大学大学院工学研究院, [2]北海道大学大学院工学院, [3]産業技術総合研究所

8mm 角 CVD ダイヤモンド単結晶基板上にホモエピタキシャル成長させた試料の電荷キャリア輸送特性を評価した。電荷収集効率、エネルギー分解能は HP/HT IIa 型単結晶ダイヤモンド基板上に同条件で合成した試料と概ね同等であったが、$\mu\tau$ 積は 1 桁程度劣っていた。

キーワード：放射線検出器, ダイヤモンド

1. 緒言　ダイヤモンドは禁制帯幅 5.5eV のワイドバンドギャップ半導体であり、高い耐放射線性や高温環境下での動作といった優れた特性が期待される。現在市販されている放射線計測用単結晶ダイヤモンドは 4mm 角程度が一般的であり、基板として使用可能な HP/HT IIa 型単結晶基板も 5mm 角程度に制限される。今回、検出器の大面積化の一環として element six 社が販売している General グレードの 8mm 角単結晶を基板として使用し、検出器用単結晶ダイヤモンドの合成と評価を試みた。

2. 実験　CVD 法によりダイヤモンドを 1.6 度のオフ角を付けた単結晶 CVD ダイヤモンド基板の(001)面上にホモエピタキシャル成長させた。合成はマイクロ波プラズマ CVD 装置(ASTeX-5250)を使用し、メタン濃度 0.2%、ガス圧力 110Torr、基板温度 850℃の条件を用いた。成長層厚さは約 70μm でダイレクトウエハ法により自立膜化した。試料の両面に TiC/Au オーミック電極、Al ショットキー電極をそれぞれ作製し、検出器化した。検出器性能の評価として ^{241}Am からの 5.486MeV α 線を真空中、室温で Al 電極側から入射することにより誘導電荷量分布測定し$\mu\tau$値評価等を行った。

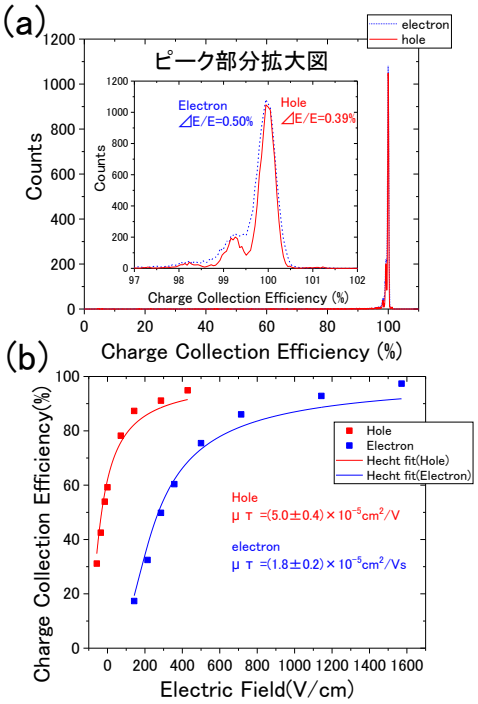


図 1　試料の電荷キャリア輸送特性
(a)電荷収集効率とエネルギー分解能
(b)移動度−走行時間積(μτ 積)

3. 結果と考察　図 1(a)に合成試料の誘導電荷量分布測定例を示す。電荷収集効率は正孔、電子共に 99.9%、エネルギー分解能は正孔 0.39%、電子 0.50%であった。比較実験として基板自体に電極を形成し検出器としたが、信号を得ることは出来なかった。図 1(b)は電荷収集効率の印加電圧依存性であり、ヘクトの式にフィッティングを行った結果、μτ 積は正孔:$(5.0\pm0.3)\times10^{-5}$cm²/V、電子:$(1.8\pm0.2)\times10^{-5}$ cm²/V であり、住友電工製 HP/HT IIa 型基板上に同条件で CVD 合成した試料の$\mu\tau$積と比較すると 1 桁程度低い値となった[1]。$\mu\tau$積は劣るものの、放射線検出器として実用的に使用可能な 8mm 角サイズの単結晶ダイヤモンド合成に成功した。$\mu\tau$積低下の原因として、基板の結晶性の影響を受けた可能性が高い。

参考文献　[1] Takehiro Shimaoka. et al., EPL, 113 (2016) 62001

*Shintaro Hirano[2], Junichi Kaneko[1], Takehiro Shimaoka[2], Hiroaki Shimmyo[2], Masakatsu Tsubota[1], Akiyoshi Chayahara[3], Yoshiaki Mokuno[3], Hitoshi Umezawa[3]
[1]Faculty of Engineering, Hokkaido University, [2]Graduate School of Engineering, Hokkaido University, [3]National Institute of Advanced Industrial Science and Technology (AIST)

BGaN 半導体材料を用いた新規熱中性子検出器の提案と開発

Proposal and research of a novel neutron semiconductor detector using BGaN semiconductor materials

*中野 貴之[1]，望月 健[1]，中村 匠[1]，有川 卓弥[1]，中川 央也[1]，宇佐美 茂佳[2]，
本田 善央[3]，天野 浩[3.4]，小島 一信[5]，秩父 重英[5.3]，三村 秀典[6]，井上 翼[1]，青木 徹[6]
[1]静岡大院，[2]名古屋大院，[3]名古屋大 IMaSS，[4]赤崎リサーチセンター，
[5]東北大多元研，[6]静岡大電研

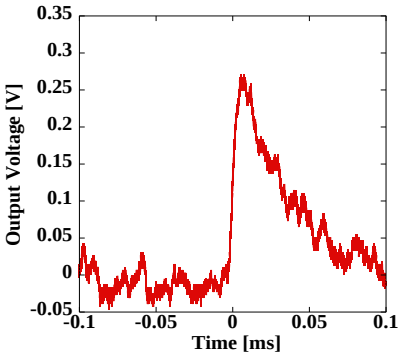
新規熱中性子検出器として、BGaN 半導体材料を用いた半導体検出器を提案している。提案する BGaN 熱中性子検出器は、有感層領域で熱中性子捕獲と信号検出を行う新しい概念の熱中性子検出器である。本研究では、デバイス作製と提案内容の実証実験を実施した。

キーワード：熱中性子検出器、半導体検出器、III 族窒化物半導体、BGaN、ダイオード

1. 緒言　従来の熱中性子検出器である ^{3}He ガス計数管は、近年の He 枯渇問題により安定供給が困難になっている。我々は熱中性子捕獲断面積が大きい B 原子に着目し、B 原子を半導体材料として含有する BGaN を熱中性子半導体検出器として提案している。これまでに、BGaN 結晶を用いたショットキーダイオードを作製し、熱中性子検出を実現している[1]。しかし、30nm 程度の非常に薄い有感層領域であったため、検出頻度や検出エネルギーの評価などが困難であった。本研究では、BGaN 結晶成長技術の開発により、十分な有感層領域を持った BGaN 縦型ダイオード作製を実現し、放射線検出特性を評価したので報告する。

2. 実験方法　BGaN 結晶成長には、有機金属気相エキタピシー(MOVPE)法を用いた。B、Ga 有機金属原料および N 原料には、トリメチルボロン[TMB, $(CH_3)_3B$]、トリメチルガリウム[TMGa, $(CH_3)_3Ga$]と NH_3 をそれぞれ用いた。p 型 GaN テンプレート基板上に BGaN 層(2 μm)を成長後、コンタクト層として GaN 層(10nm)を成長した。作製した基板に電極形成を行い、BGaN 縦型ダイオードを作製した。本デバイスを用いて放射線照射実験を行い、縦型 BGaN ダイオードの放射線検出特性を評価した。

3. 結果および考察　BGaN 縦型ダイオードを用いて、α線(1.5MeV)照射実験と熱中性子照射実験を実施した。α線照射実験により得られたパルス信号を GaN pin ダイオードを用いた場合と比較したところ、立ち上がり時間は同程度であったが、波高値は約 35%となった。BGaN が GaN に比べて欠陥密度が高く、移動度も低いため検出効率が減少しているが縦型ダイオード構造でα線を検出可能であることを示した。更に、中性子照射実験によって、図に示すパルス信号を検出した。中性子検出信号の波高値がα線検出信号の波高値と同程度であったことから、中性子検出は B(n, α)Li 反応によるα線を検出していることを示している。これらの結果は、BGaN 縦型ダイオードの作製により、熱中性子捕獲と壊変α線の検出を同一有感層内で検出したことを示しており、エネルギー弁別により n/γ比の高い熱中性子検出器の実現が可能であることを示唆した。



図、BGaN 縦型ダイオードを用いて得られた熱中性子捕獲信号

謝辞　本研究の一部は科研費補助金(基盤研究(B):16H03899)、中部電力安全技術研究所研究助成および物質・デバイス領域共同研究拠点・アライアンス「CORE ラボ」の支援により行われた。

参考文献　[1] K. Atsumi, Y. Inoue, H. Mimura, T. Aoki, T. Nakano, APL Mater. **2** 032106 (2014)

*Takayuki Nakano[1], Ken Mochizuki[1], Takumi Nakamura[1], Takuya Arikawa[1], Hisaya Nakagawa[1], Shigeyoshi Usami[2], Yoshio Honda[3], Hiroshi Amano[3.4], Kazunobu Kojima[5], Shigefusa F. Chichibu[5.3], Hidenori Mimura6, Yoku Inoue[1], Toru Aoki[6]
[1]Shizuoka Univ., [2]Nagoya Univ., [3]IMaSS, Nagoya Univ., [4]Akasaki Research Center, [5]IMRAM, Tohoku Univ., [6]R.I.E. Shizuoka Univ.

非破壊検査装置への応用を目指した臭化タリウム（TlBr）検出器の基礎特性評価 その２

Basic evaluation of thallium bromide (TlBr) detectors for non-distractive testing (2)

*高坂 充[1,2]，人見 啓太朗[1]，長野 宣道[1]，金 聖潤[1]，伊藤 辰也[1]，木村 乃久[1,2]，砂庭 広季[1,2]，
[1]東北大学，[2]日本原燃㈱

再処理施設では、設備の製造時に生じた微小内部欠陥による漏えい事象や設備の経年変化による減肉などが顕在化してきており、これら問題に対し、未然防止や適切な維持管理を行うため、内部欠陥の検出精度が高く、狭隘部が多い現場で取り扱いが柔軟可能な小型・軽量の放射線透過試験装置の必要性が高まってきている。本研究では、再処理施設の機器で多く使用されているステンレス鋼配管を被写体として用い、放射線透過試験装置への応用を目指した臭化タリウム（TlBr）検出器の基礎特性評価を行なった。

キーワード：臭化タリウム（TlBr），非破壊検査，放射線透過試験，再処理施設

1. 緒言

これまで、弁体などの厚肉部からの漏えい事象や保温材下配管の経年変化による減肉事象等を経験している。これらは、施設の特徴から狭隘部に設置されている場合が多く、その機器は数千にも及んでいる。

このことから、現場で取り扱いが柔軟な小型・軽量で、且つ、厚肉部にも適用可能な透過力の高い高エネルギーガンマ線による放射線透過試験の必要性が高まってきている。

また、これらが実現可能となれば、作業の効率化、品質の高い検査の実施及び検査費用軽減の改善にも繋がって行くことになる。

本研究では、ガンマ線検出効率が高く、検出器の半導体の結晶を小さく容易に育成でき、低コストでの製作が可能な臭化タリウム（TlBr）に着目し、放射線透過試験装置への応用を目指した TlBr 検出器の基礎特性評価を進めている。

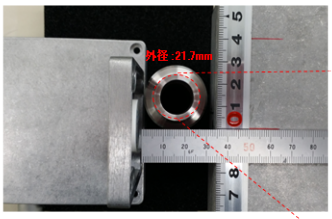
2. 実験

単一センサーによる TlBr 検出器の応答特性確認として、137Cs 密封線源と TlBr 検出器の間に被写体を置き、検出器を 1mm 間隔で一方向に移動させ一次元透過像の確認を行なった。

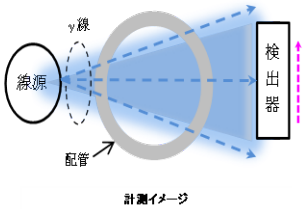
3. 考察・結論

図 1 に被写体を計測したプロファイルを示す。得られた一次元透過像より、ガンマ線吸収分布が被写体の形状と整合することを確認した。

また、本 TlBr 検出器の応答特性を確認できた。



線源、被写体、検出器



計測イメージ

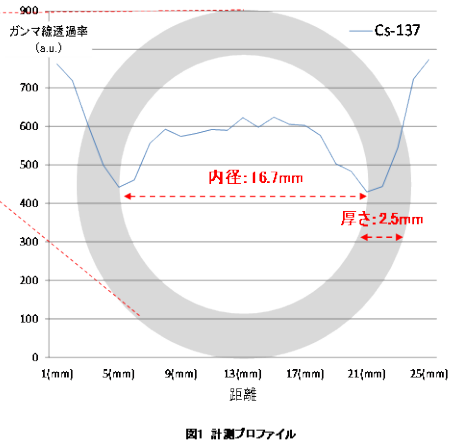


図1 計測プロファイル

計測イメージ　　図１　被写体 計測プロファイル

*Makoto Kosaka[1,2], Keitaro Hitomi[1], Nobumichi Nagano[1], Seong Yun Kim[1], Tatsuya Ito[1], Norihisa Kimura[1,2], Hiroki Sunaba[1,2]
[1]Tohoku Univ., [2]Japan Nuclear Fuel Limited.

格納容器内部調査向け小型線量計の開発

Development of a compact dosimeter for investigation inside primary containment vessel

*上野 克宜[1]，田所 孝広[1]，福本 拓也[1]，岡田 聡[1]，村井 洋一[2]

[1]日立 GE，[2]国際廃炉研究開発機構

福島第一原子力発電所 (1F) の原子炉格納容器 (PCV) 内部調査向けに Nd:YAG を光ファイバ先端に搭載した小型線量計を開発した。0.01 Gy/h～8.8 kGy/h での線量率線形性と、照射エネルギー160 keV～1250 keV で応答比が-4 %～+12 %で安定することを確認し、2017 年 3 月に実施した 1 号機内部調査に適用した。

キーワード：福島第一原子力発電所、格納容器、調査、線量計、光ファイバ、Nd:YAG**、小型**

1. 背景及び目的

1F 廃止措置に向けて PCV 内部の調査が進められている。2017 年 3 月に 1 号機で実施された調査では、自走式調査装置を用いて、走行面のグレーチング隙間から線量計及びカメラを搭載したセンサユニットを PCV 地下階に降下させ、線量と映像を取得した[1]。グレーチングの隙間を通過させるには、センサユニット外寸を直径 20 mm×長さ 40 mm 以下にする必要があった。そこで、小型の Nd:YAG を光ファイバ先端に集積した小型線量計を開発し、その性能を評価した。

2. 小型線量計の概要

図 1 にセンサユニット概念図を示す。直径 2 mm×長さ 2 mm の Nd:YAG を中心部に設置し、光ファイバに接続する。Nd^{3+}のエネルギー遷移に伴う蛍光 (発光波長 1064 nm) を光ファイバで伝送する。伝送された光子を、光電子増倍管を用いて単一光子計数法で計数し、線量率に換算する。

3. 性能評価試験及び PCV 地下階での線量率分布測定

小型線量計の線量率線形性とエネルギー依存性を評価した。^{60}Co 線源で線量計を照射し、図 2 に示すように、0.01 Gy/h～8.8 kGy/h の範囲で線量率線形性を確認した。また、複数の X 線源及びγ線源で線量計を照射し、662 keV を基準とする計数率比を取得し、エネルギー依存性を評価した。照射エネルギー160 keV～1250 keV において、応答比が-4 %～+12 %で安定することを確認した。この小型線量計を用いて 1 号機内部調査を実施し、計 10 箇所の降下位置の最下点で 1.5 Gy/h～11 Gy/h を測定した[1]。

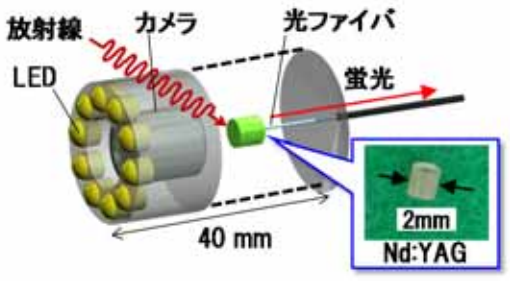


図 1　センサユニット概念図

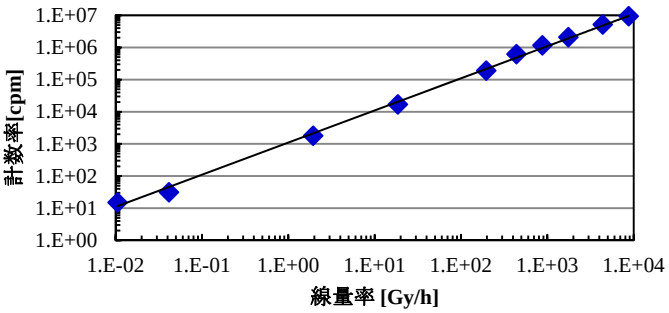


図 2　計数率の線量率依存性測定結果

参考文献

[1] 報道配布資料：1 号機原子炉格納容器内部調査について；東京電力ホールディングス株式会社 (2017 年 3 月 27 日)

謝辞：本事業は「廃炉・汚染水対策事業費補助金（原子炉格納容器内部調査技術の開発）」として実施したものである。

*Katsunori Ueno[1], Takahiro Tadokoro[1], Takuya Fukumoto[1], Satoshi Okada[1], and Yoichi Murai[2]

[1]Hitachi GE Nuclear Energy Ltd., [2]International Research Institute for Nuclear Decommissioning

KTN 誘電体温度計を用いたマイクロカロリーメータによるアルファ線検出

Alpha Ray Detection by Using Dielectric Microcalorimeter with KTN Dielectric Thermosensor

*善本　翔大[1]，前畑　京介[1]，伊豫本　直子[1]，満田　和久[2]，山崎　典子[2]
[1]九州大学大学院工学府，[2]宇宙航空研究開発機構

一部の特殊な誘電体は極低温領域において，誘電率が温度依存性を示す．このような誘電体を温度計として利用した新しい検出原理によるマイクロカロリーメータの動作をアルファ線照射により実証した．

キーワード：マイクロカロリーメータ，量子強誘電体

1. 諸言

優れたエネルギー分解能を有する放射線検出器として，1 K 以下の極低温領域で動作するマイクロカロリーメータの開発が進められている．数 10 K の転移温度以下で一定の高い誘電率を有する量子常誘電体の一部は，適当な不純物添加等により，量子強誘電体へと転移することが報告されている．量子強誘電体では転移温度以下で誘電率が温度依存性を示す．量子強誘電体をマイクロカロリーメータの温度計として利用できれば，複雑な読み出し回路や磁気遮蔽を必要とせず，検出器動作時にジュール熱を生じない高分解能マイクロカロリーメータが実現できることが期待される．

2. KTN 誘電体温度計

量子強誘電体である $KTa_{0.99}Nb_{0.01}O_3$（KTN）を用いた誘電体温度計を試作した．KTN 温度計は大きさが 1×2×0.2 mm^3 の KTN の両面に厚さ 0.2 μm の 2 枚の金電極を蒸着したキャパシタ構造をしている．希釈冷凍機を利用して冷却し，四端子対法を基にした測定法により，図 1 に示す，極低温領域における静電容量の詳細な温度依存性を明らかにした．極低温領域において約 1 pF/K の温度感度を示し，マイクロカロリーメータの温度計として利用が期待できる結果を得た．

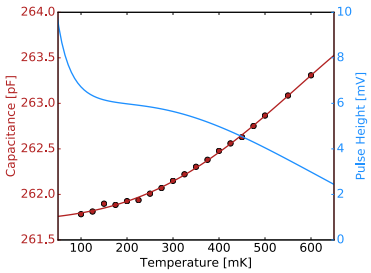


図 1 静電容量の温度依存性

3. KTN 誘電体マイクロカロリーメータ

図 2 に示すように KTN 温度計を用いた誘電体マイクロカロリーメータを試作し，Am 線源から放出される 5.5 MeV のアルファ線を照射した．KTN 温度計の熱的および電気的な配線には，直径 50 μm の銅線と導電性カーボンペーストを用いた．マイクロカロリーメータを動作温度 100 mK に保持し，バイアス電圧-7 V を印加して駆動した際のアルファ線検出信号パルスを図 3 に示す．アルファ線を，立ち上がり時間約 30 μs，検出信号パルス波高値 6 mV の信号パルスとして検出し，誘電体マイクロカロリーメータの動作を実証することに成功した．しかしながら，信号パルスは周波数帯域 50 kHz 程度，振幅約 5 mV のノイズを含み，信号ノイズ比が非常に小さいため，今後，信号ノイズ比の改善を目指す．

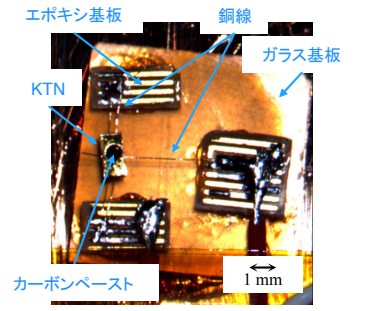


図 2 誘電体マイクロカロリーメータ

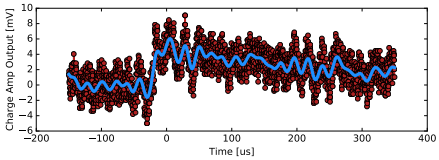


図 3 アルファ線検出電圧パルス

*Shota YOSHIMOTO[1], Keisuke MAEHATA[1], Naoko IYOMOTO[1], Kazuhisa MITSUDA[2], Noriko YAMASAKI[2]
[1]KYUSHU Univ., [2]Japan Aerospace Exploration Agency

有機半導体放射線検出器の特性評価と応用検討

Characteristic Evaluation and Application Study of Organic Radiation Detector

*鋪田嚴[1]，高田英治[1]，今井英之[1]，茶木智勝[1]，錦戸文彦[2]，中茂樹[3]，岡田裕之[3]，岩瀬広[4]
[1]富山高専, [2]量研機構, [3]富山大学, [4]高エネルギー加速器研究機構

有機フォトダイオードを用いる放射線検出器(ORD)において、有感部面積が小さいほど、X 線照射時の単位面積当たりの電流出力が大きい現象について、インピーダンス測定等を通じて原因を検討した。また複数の ORD による測定結果からエネルギー計測を行うことを目指し、基礎的な検討を行った。

キーワード：放射線計測、有機フォトダイオード、プラスチックシンチレータ、X 線、エネルギー測定

1. 緒言

軽い元素で構成される ORD により、画像下治療(IVR)の際に撮影結果への影響が小さい状態で被曝量測定を行うことが期待される。本研究では、X 線照射時の発生電流量の向上を目指すとともに、異なる遮蔽材と複数の ORD を併用し、アンフォールディング法によってエネルギー測定を行う可能性を検討した。

2. 素子の製作

厚さ 1mm、大きさ 10mm 角のプラスチックシンチレータ(SAINT-GOBAIN:BC-408)上に、インクジェット法 (IJ) およびスピンコート法 (SC) を用いてそれぞれ ORD を作製した。素子構造は Al/PCBM:P3HT/PEDOT:PSS/IZO とし、有感部面積は、1mm^2、4mm^2、9mm^{2}とした。

3.実験および結果

白色 X 線発生装置(GE:ERESCO 160MF4_R)を用い、加速電圧 50kV、管電流 5mA として X 線照射実験を行った。また、インピーダンスアナライザ(IM3570)を用いて素子の特性評価を行った。有感部面積の減少とともに、キャパシタンス成分は小さくなり単位面積当たりの X 線誘起電流が大きくなることが分かった(Fig.1)。これは、フォトダイオードの等価回路における並列キャパシタンス成分が小さいほど、バイパスされる電流が減少するため外部への電流出力が大きくなったものと考えられる。

一方、KEK PF における単色 X 線照射時の電流発生量と、EGS5 によって計算された各 X 線エネルギーでの ORD へのエネルギー付与量を比較した。遮蔽材としてアクリルを用いた結果を示す。エネルギー依存性(Fig.2)および X 線強度依存性が、実験と計算で同様の傾向を示すことが分かり、アンフォールディングで使用する応答関数の評価に、シミュレーションを併用できる可能性が示された。しかし、いくつかの条件で測定結果と計算結果がずれた結果が得られており、今後、その原因の特定を行う予定である。

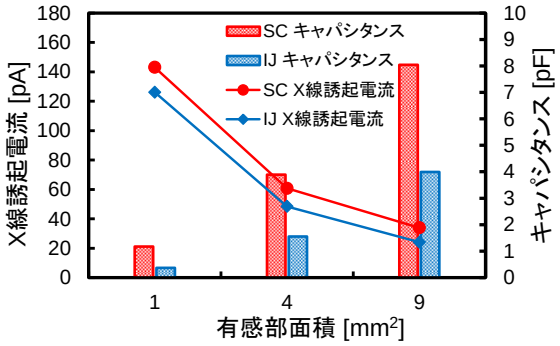


Fig.1 単位面積当たりの X 線誘起電流とキャパシタンス成分(周波数: 10Hz)

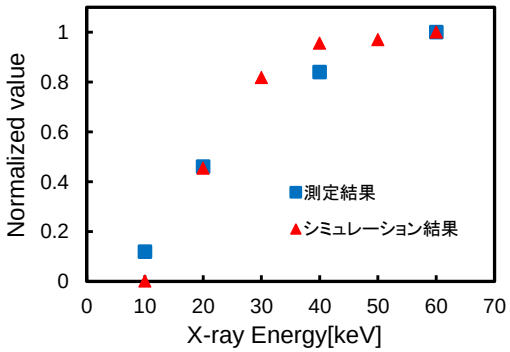


Fig.2 アクリルを遮蔽材として用いた場合の X 線エネルギーと発生電流の関係

*Gen Shikida[1], Eiji Takada[1], Hideyuki Imai[1], Toshimasa Chaki[1], Fumihiko Nishikido[2] , Shigeki Naka[3], Hiroyuki Okada[3], Hiroshi Iwase[4]
[1]Nat. Inst. of Tech., Toyama College., [2]Nat. Inst. for Quantum and Radiological Sci. and Tech.., [3]Univ. of Toyama., [4]KEK.

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：202-2 Radiation Physics, Radiation Detection and Measurement

Thu. Sep 14, 2017 5:25 PM - 6:30 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 8:25 AM - 9:30 AM UTC | Room L N302 - N Block

[2L20-23] Pu-solution monitoring

Chair:Yasushi Nauchi (CRIEPI)

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

[2L20] Feasibility Study of Technology for Pu Solution Monitoring including FP

(1)Overview

*Megumi Sekine[1], Satoshi Suzuki[2], Takuya Matsuki[1], Koichi Tsutagi[1], Masafumi Tanigawa[1], Koichi Ishiyama[1], Hironobu Nakamura[1], Hirofumi Tomikawa[1] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. E&E Techno Service Co.,Ltd)

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

[2L21] Feasibility Study of Technology for Pu Solution Monitoring including FP

(2)Dose Rate Distribution Measurement Test inside the cell storing HAW tank

*Hayate Tokoro[1], Satoshi Suzuki[2], Ryuta Miyoshi[1], Yasuhiro Sakurai[1], Takuya Matuki[1], Koichi Tsutagi[1], Megumi Sekine[1], Yasuyuki Shimizu[1], Hironobu Nakamura[1] (1. JAEA, 2. E&E Techno Service Co.,Ltd)

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

[2L22] Feasibility Study of Technology for Pu Solution Monitoring including FP

(3)Result of Gamma-ray Dose Rate Measurement inside the Cell

Sekine Megumi[1], *SUZUKI SATOSHI[2], Tokoro Hayate[1], Sakurai Yasuhiro[1], Miyoshi Ryuta[1], Matsuki Takuya[1], Yasuda Takeshi[1], Tsutagi Koichi[1], Nakamura Hironobu[1], Tomikawa Hirofumi[1] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. E&E Techno Service Co.,Ltd)

6:10 PM - 6:25 PM JST | 9:10 AM - 9:25 AM UTC

[2L23] Feasibility Study of Technology for Pu Solution Monitoring including FP

(4)Comparison between Dose Rate Measurement Result and Simulation Result

*Takuya Matsuki[1], Naoki Nishida[1], Kazushi Horigome[1], Megumi Sekine[1], Takahiko Kitao[1], Hironobu Nakamura[1] (1. JAEA)

6:25 PM - 6:30 PM JST | 9:25 AM - 9:30 AM UTC

Time reserved for Chair

FP を含む Pu 溶液のモニタリング技術に係る適用性調査研究
(1) 概要

Feasibility Study of Technology for Pu Solution Monitoring including FP

(1) Overview

*関根　恵[1], 鈴木　敏[2], 松木 拓也[1], 蔦木　浩一[1],
谷川　聖史[1], 石山　港一[1], 中村　仁宣[1] 富川　裕文[1]
[1]日本原子力研究開発機構, [2](株)E&E テクノサービス

再処理施設におけるより効果的・効率的な保障措置に資するため、これまで技術的困難さから課題であった核分裂生成物(FP)を含む溶液中の Pu をモニタリングするための適用性調査研究を実施している。本報では、研究開発計画及びセル外壁における放射線測定結果について報告する。

キーワード：高放射性廃液，再処理施設，MCNP シミュレーション，プルトニウム，モニタリング

1. 緒言

再処理施設等に保管されている FP を含む溶液中の Pu を、非破壊で連続的にモニタリングするための技術開発を東海再処理施設の高放射性廃液（HAW）を対象に実施している。

2. 研究開発計画

本研究は、米国エネルギー省(DOE)ロスアラモス国立研究所(LANL)との共同研究であり、図 1 に研究開発のイメージを示す。第 1 段階では、簡便な方法で定性的な評価が可能か確認するため、HAW の組成調査及びコンクリートセル外における放射線調査を実施した。第 2 段階では、セル内用放射線測定器の設計、測定器の設置位置の検討のための放射線輸送計算コード計算モデルの最適化等に必要なセル内の線量率分布を測定した。第 3 段階では、それまでの結果を基に設計・製作したセル内用放射線(ガンマ線・中性子線)測定器を用いて Pu モニタリングに適用可能な放射線を調査し、最終段階として、それら放射線の Pu モニタリングへの適用性を評価する。

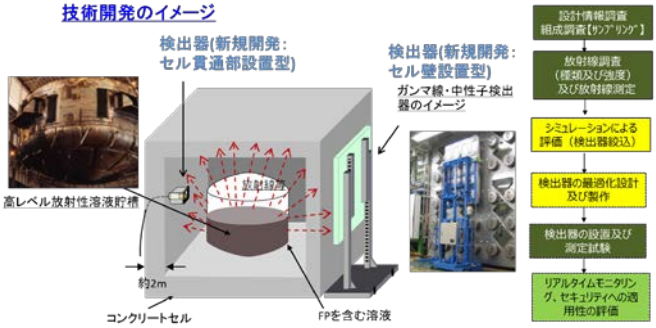


図 1 研究開発のイメージと全体計画

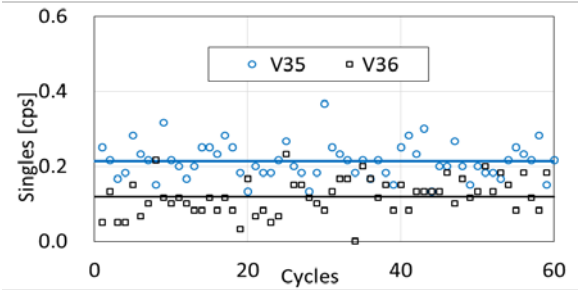


図 2 対象貯槽(V35) と 硝酸のみの貯槽(V36)の中性子測定結果

3. セル外壁における放射線測定結果

Ge 半導体検出器を用いてガンマ線、He-3 検出器を用いて中性子線を対象貯槽(V35)及び BG として硝酸溶液を保有している貯槽(V36)のセル外壁にて測定した。ガンマ線は、バックグランド(BG)と同様の結果であったが、中性子線については、図 2 のように BG として測定した貯槽(V36)より、対象貯槽(V35)の方が高計数率を示した。しかしながらこの結果は、支配的な中性子発生源である Cm-244 と比較をするためには計数率が低いため、次の段階としてセル内における放射線測定が必要であることが分かった。

謝辞　本技術開発は、文部科学省「核セキュリティ強化等推進事業費補助金」事業の一部である。

*Megumi Sekine[1], Satoshi Suzuki[2], Takuya Matsuki[1], Koichi Tsutagi[1], Masafumi Tanigawa[1], Koichi Ishiyama[1], Hironobu Nakamura[1], Hirofumi Tomikawa[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]E&E Techno Service Co.,Ltd

FP を含む Pu 溶液のモニタリング技術に係る適用性調査研究
(2)高放射性廃液貯槽セル内の線量率分布測定試験

Feasibility Study of Technology for Pu Solution Monitoring including FP
(2) Dose Rate Distribution Measurement Test inside the cell storing HAW tank

*所　颯[1]，鈴木　敏[2]，三好　竜太[1]，桜井　康博[1]，松木　拓也[1]，
蔦木　浩一[1]，関根　恵[1]，清水　靖之[1]，中村　仁宣[1]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]株式会社 E&E テクノサービス

東海再処理施設の高放射性廃液貯槽セル内の線量率は、セル内点検用のガイドチューブを介し、新たに設計・製作した点検装置を用いて測定する。ガイドチューブを利用した線量率分布測定をはじめて実施することから、モックアップにより挿入可能を確認した点検装置を用いて、作業の安全性・操作性及び線量計の挿入距離に対する測定位置の関係を確認し、実機においてセル内線量率分布測定試験を実施した。
キーワード：高放射性廃液，高線量率測定，再処理施設，モックアップ

1. 緒言　東海再処理施設の高放射性廃液（HAW）貯槽（total-γ約 1×10^{17} Bq）を設置しているセル内には、点検用のガイドチューブを複数（図１）設置しており、光ファイバー等を用いた溶接線の確認等、セル内塔槽類の健全性確認等に活用できる。本試験では、高線量率であり、内部の状態を直接確認することができない HAW 貯槽セル内のガイドチューブを介した線量率分布測定を試みるにあたり、モックアップにより挿入可能を確認した点検装置を用いて作業の安全性等を確認し、実機において線量率分布を測定した。その結果、高線量率な HAW 貯槽セル内の線量率分布をはじめて取得することができた。

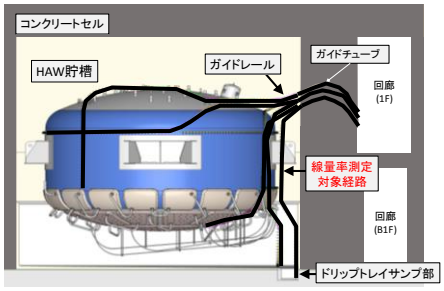


図１．セル内の点検経路

2. モックアップ試験と線量率分布測定試験　新たに開発した線量計を装備する点検装置（図 2）が適切にセル内に挿入されることを確認するため、ガイドチューブを模擬した実機大のモックアップ装置を製作した。同点検装置をモックアップ装置に挿入することにより、作業の安全性及び挿入距離に対する測定位置の関係を確認した。実機においては、さらに光ファイバーを取付けた点検装置を用いて、設計情報からセル内の位置関係が既知なセル内機器の映像（図 3）を基に、点検装置の挿入距離に対する位置の関係を把握した。その後、同点検装置を用いて、HAW 貯槽セル内の線量率測定を実施し、測定対象経路の線量率分布（貯槽から約 1.6 m 離れた位置の垂直方向の線量率分布）をはじめて明らかにした（図 4）。

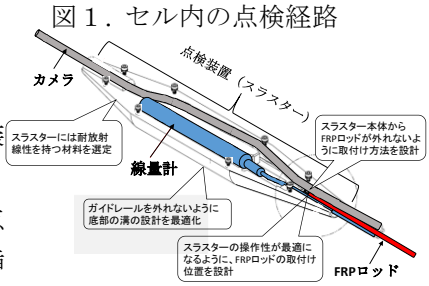


図 2. 開発した点検装置

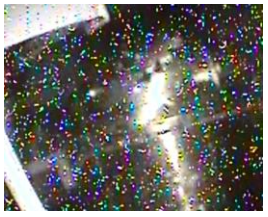


図 3. セル内映像（HAW 貯槽）

3. 結果及び今後の展開　本試験により、高線量率で人が入域できない HAW 貯槽セル内の映像や線量率分布をはじめて取得することができた。セル内の状態を観察可能なセル内の観察技術は、線量計の位置を特定することによる線量率分布の取得だけでなく、今後の HAW 貯槽の健全性確認にも繋がる非常に有用なものであると共に、高線量下での照射にも応用が可能である。今後、得られたセル内の線量率分布を基に、Pu モニタリングに適用可能であるセル内の放射線が測定可能な測定器の設計を実施していく。

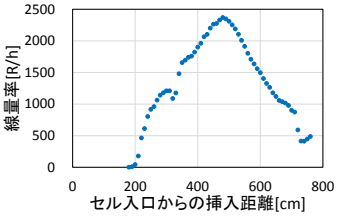


図 4. セル内の線量率分布

謝辞　本技術開発は、文部科学省「核セキュリティ強化等推進事業費補助金」事業の一部である。

* Tokoro Hayate[1], Suzuki Satoshi[2], Miyoshi Ryuta[1], Sakurai Yasuhiro[1], Takuya Matsuki[1], Tsutagi Koichi[1], Sekine Megumi[1], Shimizu Yasuyuki[1] and Nakamura Hironobu[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]E&E Techno Service Co.Ltd

FP を含む Pu 溶液のモニタリング技術に係る適用性調査研究
（3）セル内ガンマ線線量率分布測定結果

Feasibility Study of Technology for Pu Solution Monitoring including FP
(3)Result of Gamma-ray Dose Rate Measurement inside the Cell

関根　恵[1]，*鈴木　敏[2]，所　颯[1]，桜井　康博[1]，三好　竜太[1]
松木　拓也[1]，安田　猛[1]，蔦木　浩一[1]，中村　仁宣[1]，富川　裕文[1]
[1]日本原子力研究開発機構，[2](株)E&E テクノサービス

東海再処理施設の高放射性廃液（HAW）の Pu モニタリング技術開発おいて必要となる放射線測定器の設計、設置位置検討に必要な計算モデルの最適化等のために行った、線量計（イオンチェンバー：IC）の校正、IC によるガンマ線線量率分布結果の考察及びモニタリングへの適用性等について検討した。
キーワード：高放射性廃液、高線量率測定、再処理施設、モニタリング

1. 諸言　Pu モニタリングに適用する測定器の設計、設置位置の検討等に必要な計算モデルの最適化に資するため、HAW 貯槽セル内の点検用レール上のガンマ線線量率を IC を用いて測定した。本件では、IC 校正、セル内線量率分布測定結果の考察及びモニタリングへの適用性等について報告する。

2. 測定方法　IC 校正は、主要な核種である ^{137}Cs 線源を用いて、ガンマ線線量率※と出力電流値の関係を取得した（図 1）。線量率分布測定は、レール終端部付近まで IC を収納したモックアップにより最適化した点検装置を挿入し、入口まで 10 cm 毎に実施した。また、ガンマ線線量率によるモニタリング機能の測定位置依存性を確認するため、HAW 貯槽の上部、中部及び底部において、ガンマ線線量率の時間変化を測定した。Pu 溶液については、事前に実施した HAW 組成分析において、主要なガンマ線放出核種が ^{137}Cs であること、また、アラニン線量計により貯槽近傍のガンマ線線量率が約 120 Sv/h であることを確認し、さらに点検用レールに設置されているガイドリング間隔が 10 cm であることから、1,000 Sv/h まで測定可能で、リング間に設置し測定可能な検出有効長が約 9 cm の IC を選定した。

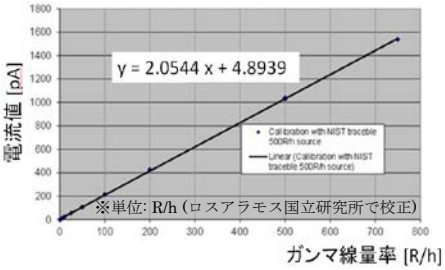


図 1　ガンマ線量率と電流値の関係

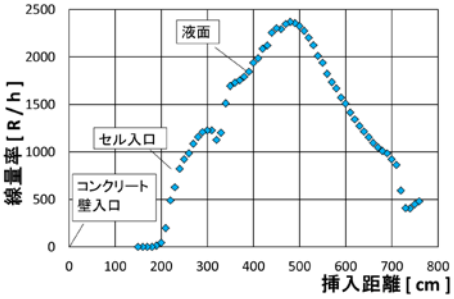


図 2　線量率分布測定の結果

3. 結果及び今後の展開　ガンマ線線量率分布の測定結果を図 2 に示す。液面より約 90 cm 下方の位置を最大値（約 2,400 R/h）とする上に凸の線量率分布が得られた。また、液面変動に連動した線量率の変化が得られたことから、ガンマ線量率によるモニタリング機能の可能性を確認した（図 3）。これら線量率測定結果は、IC の校正及び線量率等の事前調査を踏まえた有効なデータである。今後、シミュレーション結果と比較し計算モデルの最適化、ガンマ線線量率によるモニタリングの最適条件等を検討していく。

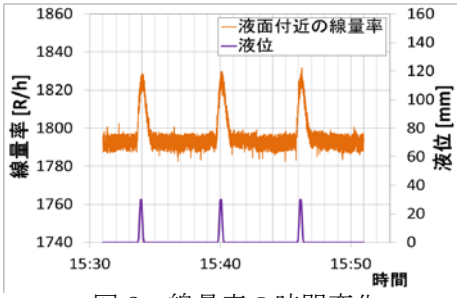


図 3　線量率の時間変化

謝辞　本技術開発は、文部科学省「核セキュリティ強化等推進事業費補助金」事業の一部である。

Megumi Sekine[1], *Satoshi Suzuki[2], Hayate Tokoro[1], Yasuhiro Sakurai[1], Ryuta Miyoshi[1], Takuya Matsuki[1], Takeshi Yasuda[1], Koichi Tsutagi[1], Hironobu Nakamura[1] and Hirofumi Tomikawa[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]E&E Techno Service Co.,Ltd

FP を含む Pu 溶液のモニタリング技術に係る適用性調査研究
(4) セル内ガンマ線量分布測定結果とシミュレーション結果との比較

Feasibility Study of Technology for Pu Solution Monitoring including FP

(4)Comparison between Dose Rate Measurement Result and Simulation Result

*松木 拓也[1]，西田 直樹[1]，堀籠 和志[1]，関根 恵[1]，北尾 貴彦[1]，中村 仁宣[1]

[1]日本原子力研究開発機構

東海再処理施設の高放射性廃液中の Pu 量をモニタリング可能な測定器の設計及び設置位置の検討に資するため、セル内の放射線分布を再現可能なシミュレーションモデルを作成している。HAW 貯槽セル内の線量率分布の計算結果と、実際の線量率測定結果を比較し、シミュレーションモデルの妥当性を評価した。

キーワード：高放射性廃液，再処理施設，MCNP シミュレーション，線量計算

1. 緒言　セル内の高線量率な環境下で Pu 及び FP を含む高放射性廃液(HAW)を貯蔵する貯槽内の Pu 量の測定とモニタリングが可能な測定器（ガンマ線スペクトル及び中性子）の設計及び適切な測定器の設置位置の検討に向けて、セル内の放射線分布を再現可能なシミュレーションを実施している（図 1)。HAW 溶液の組成調査結果を基に評価した線源（ガンマ線・中性子）を入力とする放射線輸送計算コード（MCNP）の簡易モデルを作成し、セル内の放射線分布を計算した。その結果を実測した放射線分布と比較し、構造材の適切な反映等、実際にシミュレーションモデルを適用可能とするための改良点を明らかにするとともに、改良モデルによるシミュレーションを実施した。

2. シミュレーション方法　簡易モデルにおいては、HAW、HAW 貯槽、コンクリートセル及びガイドチューブの各機器を配置した。HAW から放出される線源（ガンマ線源、中性子線源）としては、実際の HAW 溶液を分析により得られた組成（U, Pu, FP, MA 等）及びガンマ線スペクトルから計算により評価したものを用いた。線量率測定時の測定器設置位置のフラックス及び線量計検出部（窒素ガス）の吸収線量率は MCNP シミュレーション（PHITS ver2.86）により計算した。

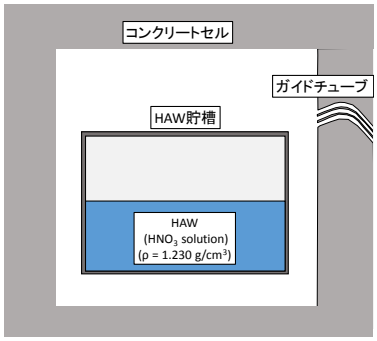


図. 1 シミュレーションモデル

3. 計算結果及び考察　線量率分布計算結果及び実際の線量率分布測定結果を図 2 に示す。計算によるセル内の線量率分布の傾向はセル入口に近い方に差異が生じ遠い方が合っている。計算結果と測定結果の差やセル下部（挿入距離 500 cm～）の線量率の低さを評価した結果、貯槽下部の冷却ジャケット等を考慮した遮へい厚さをシミュレーションモデルに適切に反映する必要があることが分かった。今後は、線源となる HAW 組成の再評価を行うとともに、冷却ジャケット等による遮へいを考慮したガンマ線の減衰が反映されるようシミュレーションモデルを改良していく。

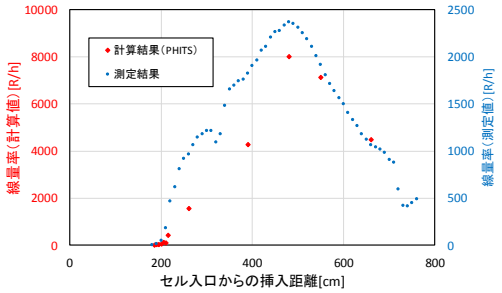


図 2. 線量率分布測定結果と計算結果の比較

謝辞　本技術開発は、文部科学省「核セキュリティ強化等推進事業費補助金」事業の一部である。

*Takuya Matsuki[1], Nishida Naoki[1], Horigome Kazushi[1], Sekine Megumi[1], Kitao Takahiko[1] and Nakamura Hironobu[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：201-1 Nuclear Physics, Nuclear Data Measurement/Evaluation/Validation, Nuclear Reaction Technology

Thu. Sep 14, 2017 9:30 AM - 10:50 AM JST | Thu. Sep 14, 2017 12:30 AM - 1:50 AM UTC | Room M N304 - N Block

[2M01-05] Fission reaction 1

Chair:Osamu Iwamoto (JAEA)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2M01] Evaluation of independent fission yields including the shell correction effects

*Kohsuke Tsubakihara[1], Chikako Ishizuka[1], Shin Okumura[1], Tadashi Yoshida[1], Satoshi Chiba[1] (1. Titech, Laboratory of Advanced Nuclear Energy)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2M02] Fission Probability of Actinide Nuclei Obtained Using ^{18}O-induced Multinucleon Transfer Channels

*kun ratha kean[1], Satoshi Chiba[1], Katsuhisa Nishio[2], Kentaro Hirose[2], Mark Vermeulen[2], Hiroyuki Makii[2], Riccardo Orlandi[2], Kazuaki Tsukada[2] (1. Tokyo Institute of Technology, 2. Japan Atomic Energy Agency)

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

[2M03] Pairing effects on fission observables with 3D-Langevin calculation using microscopic transport coefficients.

*MARK DENNIS USANG[1,2], FEDIR A. IVANYUK[3], CHIKAKO ISHIZUKA[1], SATOSHI CHIBA[1,4] (1. TOKYO INSTITUTE OF TECHNOLOGY, TOKYO, JAPAN, 2. MALAYSIA NUCLEAR AGENCY, BANGI, JAPAN, 3. INSTITUTE FOR NUCLEAR RESEARCH, KIEV, UKRAINE, 4. ASTRONOMICAL OBSERVATORY OF JAPAN, TOKYO, JAPAN)

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

[2M04] The charge polarization of ^{236}U fission fragments with the shape-4D Langevin model

*Chikako Ishizuka[1], Marik Usang[1], Satoshi Chiba[1] (1. LANE, IIR, Tokyo Tech)

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

[2M05] The nuclear friction coefficient derived from Time-Dependent Density Functional Theory

*Takashi Nishikawa[1], Yoritaka Iwata[2,3], Satoshi Chiba[2] (1. Tokyo Institute of Technology,Nuclear Engineering course, 2. Tokyo Institute of Technology,Institute of Innovative Research,Laboratory for Advanced Nuclear Energy, 3. Sibaura Institute of Technology)

10:45 AM - 10:50 AM JST | 1:45 AM - 1:50 AM UTC

Time reserved for Chair

原子核の殻構造に由来する効果を取り入れた核分裂収率の評価

Evaluation of independent fission yields including the shell correction effects

*椿原 康介[1]，石塚 知香子[1]，奥村 森[1]，吉田 正[1]，千葉 敏[1]

[1]東京工業大学 先導原子力研究所

実験データが豊富ではない LLFP 核種の収率を評価することは高速炉における燃焼計算の高精度化や、そこでの LLFP 核変換を考える際に非常に重要である。本発表では理論計算によって見積もられた殻補正や荷電偏極、即発中性子多重度等を基に、LLFP に関する質量領域を含めた核分裂収率を評価した結果を報告する。

キーワード：核分裂，LLFP，独立収率，殻補正，荷電偏極，即発中性子

1. 緒言

実験データが豊富ではない LLFP 核種の収率を評価する上で、原子核理論から導かれる知見に基づくことは重要である。また現状、高速炉の中での燃焼を模擬する場合、ウラン以外の燃料となる核分裂性物質に関し、必要とされるエネルギー領域や質量数領域において実験データが十分であるとは言えない。こうした問題に対して、我々は理論的に計算された殻補正$\Delta E_{\mathrm{shell}}$やそれから導き出される準位密度を基に、核分裂における独立収率、特に核分裂生成物の質量数や荷電数に見られる偶奇性を中心に評価することを試みる。

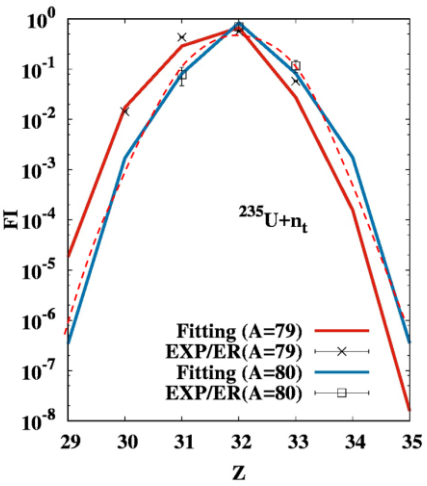
2. 手法

2-1. 準位密度

核分裂収率を評価する際に用いる準位密度として Ignatyuk[1]型、つまり$a(A,Z,U)=\tilde{a}(A)\left[1+\frac{\Delta E_{\mathrm{sh}}(A,Z)}{U}(1-\exp(-\gamma U))\right]$を採用する。励起エネルギー$U$として系全体の励起エネルギーを分裂後の核分裂片の準位密度に比例して分配するとすると、分配量は$\frac{U_L}{U_H}=\frac{a(A_L,Z_L,U_L)}{a(A_H,Z_H,U_H)}$という自己無撞着な方程式から決定されることになる。

2-2. 独立収率の評価

核分裂後には Q 値が大きく安定な原子核が生成されやすく、独立収率が高いと考えられるが、逆に準位密度は小さくなる。また、この収率は核子数の偶奇性に影響を受ける。分裂片の質量数が偶数の時、同重体における収率の Z 分布を見ると、偶偶核では収率は高く、奇奇核では低くなる傾向があり、分裂片の質量数が奇数である場合、この偶奇性の効果は小さい。結果、右図中に青線で示した A=80 での Z 分布は赤線で示した A=79 での Z 分布やそれを平行移動した赤破線に比べて鋭くなる。準位密度中のΔE_{sh}もこの偶奇性より決定される。本研究ではこうした独立収率の Z 分布を準位密度や殻補正という点から評価することを試行し、その結果について発表する。



謝辞 本研究は原子力システム研究開発事業の下で文部科学省からの受託事業として東京工業大学が実施した平成 29 年度“高速炉を活用した LLFP 核変換システムの研究開発”の成果である。

参考文献

[1] IAEA, “Handbook for calculations of nuclear reaction data” IAEA-TECDOC 1034 (1998)

*Kohsuke Tsubakihara[1], Chikako Ishizuka[1], Shin Okumura[1], Tadashi Yoshida[1] and Satoshi Chiba[1]

[1]Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology.

Fission Probability of Actinide Nuclei Obtained Using ^{18}O-induced Multi-Nucleon Transfer Channels

*Kun Ratha Kean[1], Satoshi Chiba[1], Katsuhisa Nishio[2], Kentaro Hirose[2], Mark Vermeulen[2], Hiroyuki Makii[2], Riccardo Orlandi[2], Kazuaki Tsukada[2]

[1] Tokyo Institute of Technology, [2]Japan Atomic Energy Agency

Measurement of fission probabilities of several actinide nuclides was carried out at the JAEA tandem accelerator facility using the multi-nucleon transfer channels of ^{18}O+^{238}U, which can be used to determine the fission cross sections as a surrogate of neutron-induced reactions. Results of fission barrier height will be also presented.

Keywords: multi-nucleon transfer reaction, fission probability, fission barrier height

Measurement of neutron-induced fission cross sections for short-lived nuclei is practically impossible due to the lack of available target material. Instead a surrogate reaction technique using transfer or multi-nucleon transfer reactions have been applied to indirectly determine the fission cross sections. Compared to the several attempts using lighter ions such as ^{3,4}He beams, we choose heavy-projectile ^{18}O, which can populate a wide range of compound nuclides in one reaction due to opening many transfer channels [1]. In this work, we have carried out an experiment of the ^{18}O+^{238}U reaction to determine fission probabilities of several nuclides, which is the basis to determine the fission cross sections. Another goal of this measurement is to determine the fission barrier heights systematically.

The experiment was carried out using a 157.5-MeV ^{18}O beam (0.5pnA) from the JAEA tandem accelerator. The beam bombarded the ^{238}U target having thickness of 80μg/cm^2. The ejectile nuclides were identified by a ΔE-E silicon telescope to assign the transfer channel and corresponding compound nuclide. Fission fragments were detected by four multi-wire proportional counters (MWPCs). The obtained spectra showed population of twelve compound nuclides $^{237\text{-}240}$U, $^{239\text{-}242}$Np and $^{241\text{-}244}$Pu. Data analysis of the fission probabilities and fission barrier height analysis is ongoing, and the obtained results will be presented in the meeting.

The work is partially supported by the Comprehensive study of delayed-neutron yields for accurate evaluation of kinetics of high burn-up reactors, by the Ministry of Education, Culture, Sports, Science and Technology of Japan (MEXT) and by MEXT scholarship program for Cambodian students.

References

[1] R. Lèguillon et al., Phys. Lett. B, **761**, 15 (2016).

Pairing effects on fission observable with 3D-Langevin calculation using microscopic transport coefficients.

*Mark Dennis Usang[1,2], Fedir A. Ivanyuk[3], Chikako Ishizuka[1] and Satoshi Chiba[1,4]

[1]Tokyo Institute of Technology, Tokyo, Japan, [2]Malaysia Nuclear Agency, Bangi, Malaysia,

[3]Institute for Nuclear Research, Kiev, Ukraine, [4]Astronomical Observatory of Japan, Tokyo, Japan.

Pairing effects are introduced into the current 3D-Langevin calculation from the pairing correction in potential energy surface and microscopic transport coefficients. We compare the fission observables from the calculation with full pairing effects to the results with pairing effects removed only from the transport coefficient.

Keywords: Nuclear Fission, Pairing Effects, Dynamical Calculation

1. Introduction

In the 3D-Langevin calculations with microscopic transport coefficients [1], the random evolution of the shape for the fissioning nucleus are influenced by the potential surface and its transport coefficients. The microscopic transport coefficients on mention here implies the mass and friction tensor calculated from linear response theory [1-2]. In the current paper, we explore the role of pairing effects in microscopic transport coefficients and how it reflects on fission observables.

2. Preliminary Result

Figure (1) compares the TKE of fission fragments for calculations without pairing effects in the transport coefficients. With full pairing effects, we see a pronounced peak at incident neutron energy of 5 MeV which disappears when the pairing effects are removed from transport coefficients. This is primarily due to the differences in the Coulomb repulsion kinetic energy. Since this Coulomb repulsion kinetic energy are calculated from point charge formula, with the charge calculated from UCD, clearly the differences in TKE are due to the Langevin trajectories traversing towards a different scission configuration.

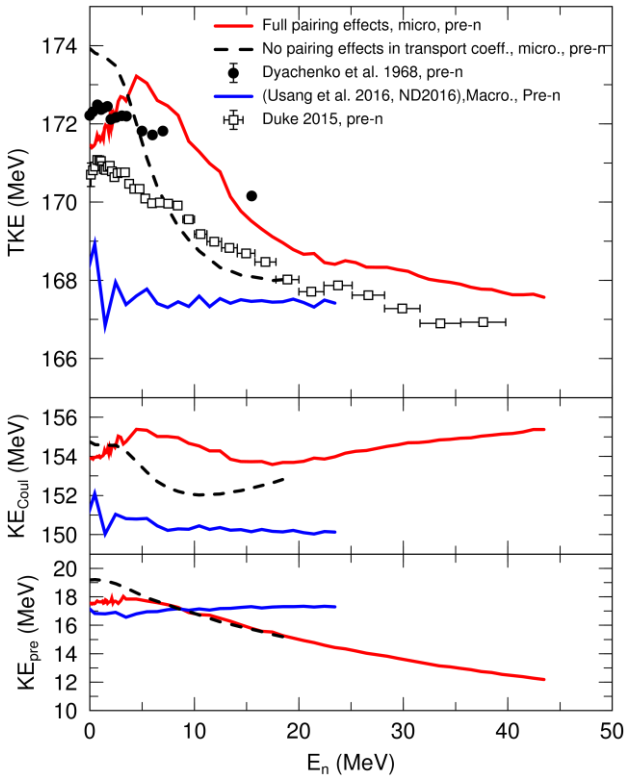


Figure 1: Preliminary results for pairing effects on fission fragments TKE.

References

[1] M. D. Usang, C. Ishizuka, F. A. Ivanyuk, and S. Chiba, Phys. Rev. C **94**, 044602 (2016).

[2] F. A. Ivanyuk, in *Proc. of Int. Conf. on Nucl. Phys."Nuclear shells-50 years".-Singapore: World Scien-tific*, edited by Y. Oganessian and R. Kalpakchieva (2000) pp. 456–465.

[3] H. Hofmann, Phys. Rep. **284**, 137 (1997).

形状 4 次元ランジュバン模型を用いた ^{236}U 核分裂片の荷電偏極

The charge polarization of ^{236}U fission fragments with the shape-4D Langevin model

*石塚 知香子[1]，千葉 敏[1]，マーク　デニス　ウサング[1]

[1]東工大科学技術創成研究院先導原研

核分裂時に電荷がどう分配されるかは長い間議論されてきた課題である。実験的には質量数の関数としての分裂片の最確電荷値は不変電荷分配(UCD)と 0.5 程度ずれていることが知られており、それが遅発中性子放出などに大きな影響を及ぼす。本講演では 4 次元動力学模型を用いて、波動関数から求めた断裂時の荷電分布を直接積分することで荷電偏極を導出する。

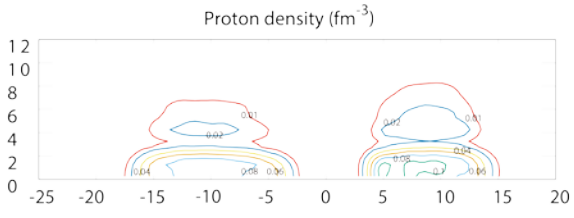
キーワード：核データ，核分裂

1. 緒言

原子核が断裂する際にどのようなアイソトープ分布となるかは長年議論されてきているが、未だに未解決の基礎的な問題である。断裂片の質量数を固定して原子番号の分布を見た場合、正規分布に近い形となることは多くの実験データが示唆しているが、その分布の中心値（電荷最確値）と中性子数の比が核分裂する原子核の対応する比と等しいという仮定 (Unchanged charge distribution; UCD)は僅かに破れており、UCD と電荷最確値との差を荷電偏極と言う。それは大きさとしては 0.5 程度の小さい値であるが、その微妙な差が即発中性子や遅発中性子発生に大きな値を与える事が分かっている。これまで核分裂生成物の分布の評価において、荷電偏極は現象論的な取り扱いがされてきているが、それではデータの存在しない領域核での予測精度は非常に低いことになる。我々はより基礎的な立場から荷電偏極を取り扱う方法を開発し、実際のデータ評価に応用しようと考えている。

2. 計算方法

我々のグループでは低エネルギー核分裂片の質量数分布と全運動エネルギーの実験値を高い精度で再現可能な 4 次元ランジュバン模型を開発した[1]。この模型では「1.複合核の伸び、2.核分裂片 A の変形度、3.核分裂片 B の変形度、4.左右の質量非対称度」の 4 変数で複合核の形状を現し、その時間発展を追う。その結果、軽い核分裂片に比べて重い核分裂片の変形度が小さいことや、変形度の核分裂片質量数依存性が即発中性子と同様の鋸歯状となることを見いだして来た[1]。本研究では断裂時の中性子と陽子の波動関数を巨視的微視的模型から計算し、その分布（上図は陽子分布の例）から二つのフラグメント内に存在する中性子数と陽子数を計算することで断裂片のアイソトープ分布を決定し、その情報から荷電偏極値を導出する。本講演では、以上のような波動関数から求めた微視的効果を含む荷電偏極と、ポテンシャル最小法で半古典的に評価した結果[2]を実験値と比較し、再現性への影響を検証する。



参考文献

[1] C. Ishizuka, M.D. Usang, F.A. Ivanyuk, J. Maruhn, K. Nishio, and S.Chiba submitted to PRC.

[2] C. Ishizuka, H. Joujima, M.D. Usang, S. Chiba and N. Carjan, Energy Procedia in press.

---

*Chikako Ishizuka[1], Satoshi Chiba[1], Mark Dennis Usang[1]

[1]LANE, IIR, Tokyo Tech

時間依存密度汎関数理論から導く原子核間摩擦係数

The nuclear friction coefficient derived from Time-Dependent Density Functional Theory

*西川崇[1]，岩田順敬[2]，千葉敏[1,2]
1.東京工業大学大学院環境・社会理工学院融合理工学系原子核工学コース
2 東工大科学技術創成研究院先導原研

核分裂のランジュバン模型計算に用いられる摩擦係数を微視的な理論である時間依存密度汎関数法(TDDFT)の枠組みから導出し、エネルギー（温度）依存性や質量数依存性を系統的に調べた。

キーワード　核分裂、摩擦係数、時間依存密度汎関数法、ランジュバン模型

1. 緒言

原子核反応、特に核分裂における集団自由度のエネルギー散逸現象、つまり原子核間の摩擦は核分裂の時間スケール、断裂前中性子の放出数、核分裂片の運動エネルギーや励起エネルギー等を左右する重要な物理現象である。核分裂を記述できる模型としてランジュバン模型が良く用いられるが、その理論では数個の集団自由度を抽出し、別のモデルで計算された慣性質量、摩擦係数とポテンシャルを、輸送計数としてインプットし、抽出した集団自由度の時間発展方程式としてランジュバン方程式を解くことで、原子核工学において重要な核データである核分裂収率や核分裂片の運動エネルギーを良い精度で再現できることが分かっている[1]。これは核分裂のダイナミクスで摩擦が重要なことを示唆しているが、ランジュバン模型で使用されている摩擦係数は通常は巨視的、断熱的かつ静的な模型に基づく計算であり、動的効果が取り入れられていない。また原子核間の摩擦の微視的な効果もよく分かっていない。従って核子自由度を考慮に入れた微視的な枠組みから、動的に原子核間の摩擦係数を計算する必要がある。本研究では核子自由度を考慮に入れた時間依存密度汎関数法(TDDFT)から融合分裂反応におけるエネルギー散逸を摩擦係数として定量化し、その衝突エネルギー、反応核種に対する依存性について議論し、ランジュバン模型で使われている wall and window formula 及び線形応答理論により計算されているものと比較する。

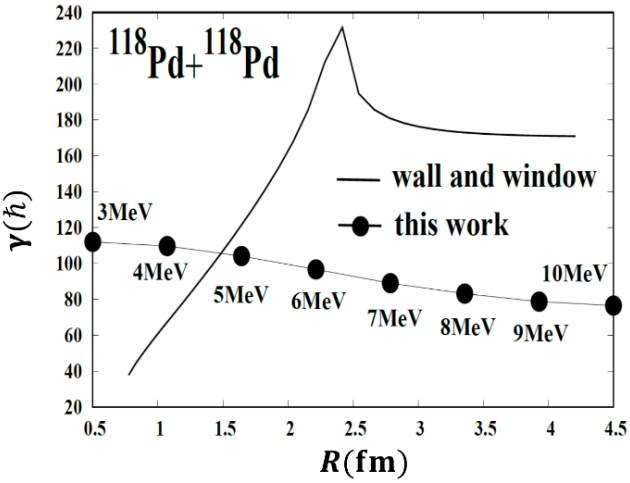


図　摩擦係数 γ

2. 手法

微視的な理論から巨視的変数に対する係数を導くためには、中性子、陽子の個々の運動から集団的な運動を抽出する必要がある。本手法では TDDFT 計算結果を collective な方程式へ焼き直し、定量的に摩擦係数を入射エネルギーや反応させる核種に対して系統的に導出する。

3. 結論

図はランジェバン模型で使われている wall and window formula、及び TDDFT で計算された ^{118}Pd+^{118}Pd 系に対する摩擦係数γである。前者には現象論的なダンピング因子である 0.27 が乗じてある。横軸は原子核間距離であるが、TDDFT の結果は距離に依存しないもとして計算したため、いろいろな核子あたりの入射エネルギーに対する値がプロットされている。詳細は当日に発表する通りである。

参考文献

[1]M.D.Usang et al, Phys. Rev. C94, 044602(2016).

---

*Takashi Nishikawa[1], Yoritaka Iwata[2], Satoshi Chiba[1,2] (1 Graduate School in Nuclear Engineering, Tokyo Institute of Technology, 2 Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology)

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：201-1 Nuclear Physics, Nuclear Data Measurement/Evaluation/Validation, Nuclear Reaction Technology

Thu. Sep 14, 2017 10:50 AM - 11:55 AM JST | Thu. Sep 14, 2017 1:50 AM - 2:55 AM UTC | Room M N304 - N Block

[2M06-09] Fission reaction 2, Resonance theory

Chair:Yukinobu Watanabe (Kyushu Univ.)

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

[2M06] Study of fission and nuclear collisions by antisymmetrized molecular dynamics (2)

*Atsuhiko Etori[1], Akira Ono[2], Masaaki Kimura[3], Chikako Ishizuka[1], Satoshi Chiba[1] (1. Tokyo Institute of Technology, 2. Tohoku University, 3. Hokkaido University)

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

[2M07] Investigation of Reactor-Neutrino Spectral Anomaly based on Gross Theory of Beta-Decay

*Tadashi Yoshida[1], Takahiro Tachibana[2], Shin Okumura[1], Satoshi Chiba[1] (1. Tokyo Tech, 2. Waseda Univ.)

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

[2M08] Calculations of prompt neutron multiplicities and isomer production ratios by the statistical model

*Shin Okumura[1], Mark Dennis Usang[1], Toshihiko Kawano[2], Satoshi Chiba[1] (1. Tokyo Institute of Technology, 2. Los Alamos National Laboratory)

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

[2M09] A correction to the non-resonant process in the R-matrix analysis

*Satoshi Kunieda[1] (1. JAEA)

11:50 AM - 11:55 AM JST | 2:50 AM - 2:55 AM UTC

Time reserved for Chair

反対称化分子動力学による核分裂及び原子核衝突の研究(2)

Study of fission and nuclear collisions by Antisymmetrized molecular dynamics(2)

*餌取 篤彦[1], 小野 章[2], 木村 真明[3], 石塚 知香子[1], 千葉 敏[1]
[1]東京工業大学, [2]東北大学, [3]北海道大学

反対称化分子動力学(AMD)を用いて核分裂を記述するモデルの改良を行った。今回は Boost 後の原子核の回転を止め、また基底状態、Boost 直後及び核分裂片の角運動射影を行う手法を開発した。さらに核分裂片の質量数分布や運動エネルギー、回転角運動量の分布を調べ、また AMD の特徴の一つある二核子衝突が核分裂の時間スケールやダイナミクスにどのように影響するかを調べた。

キーワード：反対称化分子動力学, 核分裂, 角運動量射影, 2 核子衝突

1. 緒言

核分裂過程は、原子力発電から核廃棄物処理、さらには天体核物理まで様々な領域で重要となる原子核反応であるが、複合核から進行する原子核変形の進化、ネックの形成と断裂に至る部分については物理的理解が十分に進んでおらず、核分裂片のアイソトープ分布やスピン分布を合理的に推定する方法はない。また、実験データがない領域では、堅牢かつ予測可能な微視的な立場から理解できる理論が必要とされている。我々は、AMD[1]という有限核子集団の量子効果を取り込んだ分子動力学模型で核分裂を記述しようと試みている。本研究では、前回紹介した Boost モデルのさらなる拡張を行い、計算結果の解析を行った。

2. 手法

Boost モデルとは微視的核子多体系を分裂方向に変形させる手法であり、Bonasera[2]らや Goddard[3]らの手法と同じく、基底状態の原子核を elongation 方向に変形させるための運動量を与え、誘起核分裂の過程を模擬する方法である。今回は、前回の拡張として、まず Boost をかけた直後の原子核全体の全軌道角運動量を 0 にし、回転を止めた状態からブーストさせることとした。また、このモデルの与えるスピンがどの程度正しいかを判断するために AMD 波動関数に対して角運動量射影を行う手法を開発した。これによって、核分裂によってできるフラグメントのスピン分布などを原理的には計算できるようになった。しかし、^{40}Ca 程度までの軽い二重魔法核については基底状態において 0^{+}の確率が支配的であることが分かったが、^{236}U では基底状態のスピンが正しく記述できていないことが分かり今後の課題である。その前提の下で、AMD を用いて核分裂片の質量数分布や運動エネルギー分布、回転角運動量分布の計算を行った。また、この Boost モデルに AMD の特徴でもある 2 核子衝突が核分裂の時間スケールにどの程度影響を与えているかなどの検証も行った。

3. 結論

AMD による核分裂のシミュレーションである Boost モデルのさらなる拡張に成功した。核分裂片は有意の回転角運動量を有しており、これが核分裂片のもつ高いスピン値の起源である可能性が示唆された。詳細は当日発表する。

参考文献

[1] A.Ono et al. , Progress of Thereotical Physics87,1185-1206(1992)

[2] Aldo Bonasera et al. , Physical Review Letters78,2,(1997)

[3]Philip Goddard et al., Physical Review C93,014620(2016)

---

*Atsuhiko Etori[1], Akira Ono[2] , Masaaki Kimura[3], Chikako Ishizuka[1], Satoshi Chiba[1]

[1]Tokyo Tech., [2]Tohoku Univ., [3]Hokkaido Univ.

ベータ崩壊大局的理論に基づく原子炉ニュートリノスペクトル異常の検証

Investigation of Reactor-Neutrino Spectral Anomaly based on Gross Theory of Beta-Decay

*吉田 正[1], 橘 孝博[2], 奥村 森[1], 千葉 敏[1]
[1]東工大, [2]早大

核分裂生成核のベータ崩壊で電子と伴に放出される原子炉ニュートリノスペクトルは基礎・応用の両面から非常に重要である。近年直接測定が可能となったが、長期にわたり標準とされた、電子スペクトルから間接的に求められたスペクトルとの間に齟齬が認められる。その原因を理論計算から検証する。

キーワード：Reactor Neutrino, Summation Calculation, Gross Theory

1. 緒言

原子炉ニュートリノを用いた様々な実験データ解釈の基本となるエネルギースペクトルとして電子線スペクトルから間接的に求められたデータが用いられてきたが、近年、直接測定[1]も可能となり、両者間の食い違いも明らかになった。6MeV をピークに 10%を超える差異がそれであり、Spectral Anomaly、Spectral Bump 等と呼ばれる。

2. 原子炉ニュートリノスペクトルの総和計算

原子炉ニュートリノは全β不安定核分裂生成核種からの寄与を総和することで計算できる（総和法）。このとき全対象核種の電子型反ニュートリノのエネルギースペクトルが必要となるが、ここではベータ崩壊の大局的理論を用いてスペクトル計算を行った。

3. 計算結果

図 1 に見られるように従来の大局的理論計算（GT2）に比べ、Odd-Odd 核の Spin-Parity 効果を取り入れたことで（NTY 処方[2]）電子線スペクトルからの変換によって求められたスペクトルが良好に再現されている。この計算では唯一の例外として Rb-92 に Zarari らの最近の測定[3]に基づくスペクトルを導入した。図 2 に Pu に対する結果を計算／測定（変換値）のかたちで示す。Pu-241 では核分裂収率データにより結果が大きく異なりこの差はほぼ Nb-104 のみに帰する。

4. 結論

Pu-239 に見られる 6MeV を中心にした 20%に達する差異は、電子スペクトルからの変換で求められた標準スペクトルに問題があることを示唆しており、これにより Spectral Anomaly の大半が説明できる。

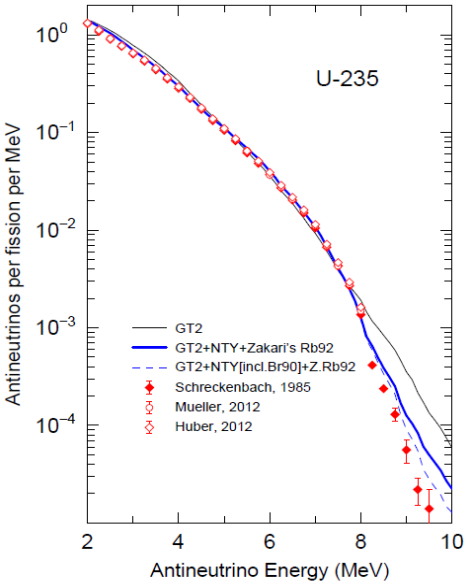


図 1　U-235 サンプルからの反ニュートリノエネルギースペクトル

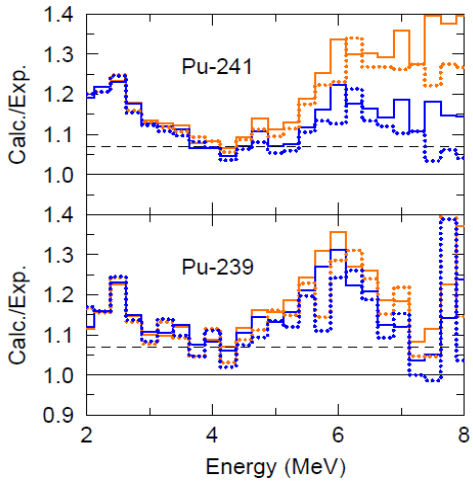


図 2　Pu サンプルからの反ニュートリノエネルギースペクトル：赤は核分裂収率に JENDL，青は JEFF-3.2 を用いた。実線と破線では電子スペクトル変換法が異なる。

参考文献

[1]F. An *et al*., Baya Bay Collaboration, Phys.Rev.Lett., **116** (2016) 061801
[2]H.Nakata,T.Tachibana,M.Yamada., Nucl. Phys. **A594**(1995)27　[3] Zakari-Issoufou *et al*., Phys.Rev.Lett., **115** (2015) 102503

*Tadashi Yoshida[1], Takahiro Tachibana[2], Shin Okumura[1], Satoshi Chiba[1]
[1]Tokyo Institute of Technology, [2]Waswda University

統計模型による即発中性子多重度とアイソマー生成比

Calculations of prompt neutron multiplicities and isomer production ratios by the statistical model

*奥村森[1]、Mark Dennis Usang[1]、河野俊彦[2]、千葉敏[1]

[1]東工大先導原研，[2]ロスアラモス国立研究所

核分裂生成物収率の理論予測精度向上を目的とし、核分裂片の一次収率、全運動エネルギー及び励起エネルギー分布をいくつかの手法により推定し、Hauser-Feshbach（HF）理論により即発中性子数多重度を求め、即発中性子放出に伴う収率分布の変化を評価した。また、実験値が存在するいくつかの核種についてのアイソマー生成比について計算結果との比較を行った。

キーワード：核分裂、独立収率、即発中性子、アイソマー生成比

1. 緒言

核分裂に関連する各種観測値を高精度で予測するため、様々な理論や計算コードが開発されている。なかでも核分裂生成物の質量数・荷電分布、運動エネルギー、励起エネルギー、スピン、即発中性子多重度（$\bar{\nu}$）などの情報は、核分裂現象を記述するのに重要な情報である。しかしながら、これらの観測値を理論のみで統合的に整合性を保ちながら再現するのは未だに困難があるのが現状である。例えば、即発中性子放出前の核分裂片収率（一次収率）は、実験的に得ることが困難だが断裂時の原子核の状態を知るのに非常に重要な情報である。また、このような核分裂片の崩壊過程は、Hauser-Feshbach（HF）理論により説明されるが、1,000核種以上存在する核分裂片の多様さゆえ、HF 理論の適用には必要な観測・非観測値が多数必要となることに由来する不確実性が存在する。

そこで本研究では、即発中性子放出前後の核分裂片の質量数分布の変化に着目し、実験的に得られた即発中性子放出後の核分裂収率の質量数分布（独立収率）を再現するような即発中性子放出前の核分裂片収率（一次収率）を推定する。各種手法により仮定した核分裂片収率を用い、HF 理論の統計崩壊計算により即発中性子多重度を算出し、即発中性子放出後の核分裂収率を求める。その結果、観測値として得られる独立収率を再現するような一次収率を求める。これにより核分裂に関する各種理論計算が再現すべき核分裂片の分布を決定する。

2. 手法

はじめに、3〜5 個のガウス分布により一次収率の質量数分布を仮定した。さらに、この一次収率の質量数分布を満たすような同重体の収率をガウス分布により仮定することで、一次収率の(A, Z, Yield)分布を生成した。全運動エネルギー（TKE）は、質量数依存性に関する実験値をフィッティングし、核分裂片収率の(A, Z)に一意に対応する値を与えた。また、TKE から求めた励起エネルギー（TXE）を同様に核分裂片収率の(A, Z)に一意に与えた。これにより生成した核分裂片(A, Z, Yield, TKE, TXE)のセットをインプットとして、HF 統計崩壊コード[1]により、即発中性子多重度を計算した。得られた即発中性子多重度を、一次収率(A, Z, Yield)に適用し、即発中性子放出後の収率（独立収率）を求めた。同様の計算を、過去に得られた Langevin 計算[2]や Monte Carlo 計算[3]による核分裂片(A, Z, Yield, TKE, TXE)セットをインプットとして計算した場合とも比較した。また、これらにより得られた収率のうち、実験値が存在するいくつかの核種について、アイソマー生成比を計算値と比較した。

3. 結論

図 1 にガウス分布を仮定して生成した ^{235}U(n_{th}, f)の即発中性子放出前後の核分裂収率の質量数分布、HF 計算により得られた即発中性子多重度の質量数分布 $\bar{\nu}(A)$を示す。$\bar{\nu}(A)$は、実験値の傾向をよく再現した。即発中性子放出前後の収率を比較すると、放出前に対象な分布は放出後に非対称な分布となり、A＝134 に見られる収率のピークなど実験値を元に決定された核データ(JENDL FPY-2011)の傾向をよく再現した。発表では、各種手法により仮定した核分裂片の分布を用いた結果を比較して示す。

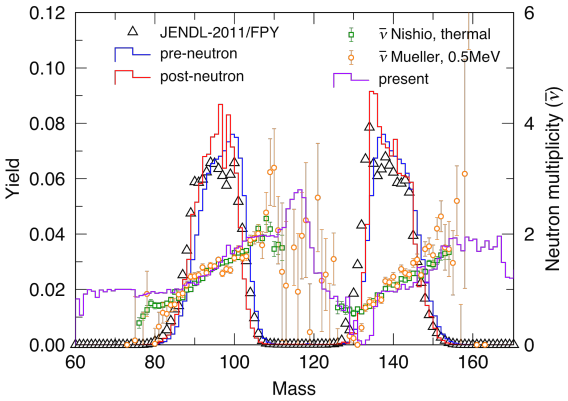


図 1 即発中性子放出前後の ^{235}U(n_{th},f)収率と計算により得られた即発中性子多重度

参考文献

[1] T. Kawano, P. Talou, M. B. Chadwick, and T. Watanabe, J. Nucl. Sci. Technol. **47**, 462 (2010).
[2] M. D. Usang, F. A. Ivanyuk, C. Ishizuka, and S. Chiba, Phys. Rev. C **94**, 044602 (2016).
[3] B. Becker, P. Talou, T. Kawano, Y. Danon, and I. Stetcu, Phys. Rev. C **87**, 014617 (2013).

謝辞　本研究は原子力システム研究開発事業の下で文部科学省からの受託事業として東京工業大学が実施した平成 29 年度 “代理反応によるマイナーアクチノイド核分裂の即発中性子 測定技術開発と中性子エネルギー評価”の成果である。

*Shin Okumura[1], Mark Dennis Usang[1], Toshihiko Kawano[2], Satoshi Chiba [1]
[1]Tokyo Institute of Technology, [2]Los Alamos National Laboratory

R 行列理論における非共鳴過程への補正

A correction to the non-resonant process in the R-matrix analysis

*国枝 賢

日本原子力研究開発機構 [1]

R 行列共鳴理論における非共鳴過程に対して、入射粒子に独立な補正項を追加する手法を提案する。^{6}Li(p,p$_0$)^{6}Li、^{6}Li(p, α$_0$)^{3}He、および ^{3}He(α,α$_0$)^{3}He、^{3}He(α,p$_0$)^{6}Li 反応断面積の同時解析に適用し、本手法の実用性を示す。さらに、補正項に対する物理的根拠について考察を行う。

キーワード： R 行列理論，共鳴反応，非共鳴効果、形状弾性散乱、断面積、同時解析、核データ評価

【1. 緒言】 R 行列理論とは、ある適当な境界条件において核反応断面積等の測定データから散乱行列（S 行列）を導く共鳴理論である。これまでに発表者は、複合核 ^{17}O*を経由する ^{16}O(n,tot), ^{16}O(n, n$_0$), ^{13}C(α,n$_0$)^{16}O および ^{13}C(α,α$_0$)^{13}C 反応の断面積測定データを同時に解析することにより、下記の結果を報告した[1]。

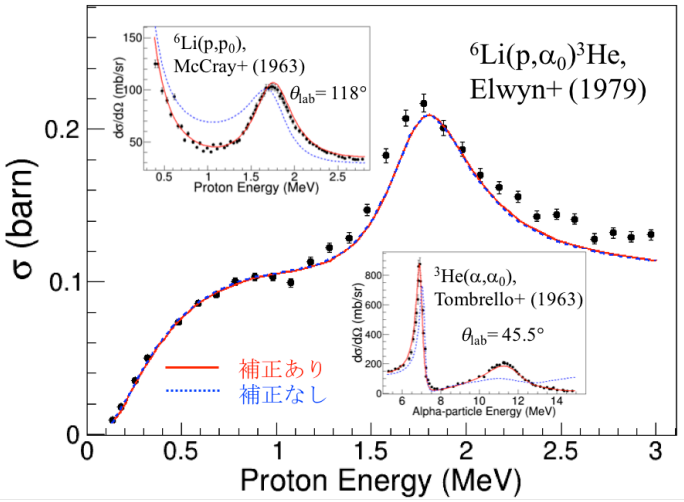
(1) 異なる入射粒子の弾性散乱断面積を解析に含めた場合、測定値を良く再現できる解が見つからない。

(2) 入射粒子毎（中性子と α 粒子）に、それぞれに独立した非共鳴項を追加すると(1)が大幅に改善する。

(3) (2)は通常剛体球モデルで記述される形状弾性散乱位相差計算への補正であると考えられる。

本研究ではその他の反応系において上記(1),(2),(3)を検証することを目的し、複合核 ^{7}Be*を経由する種々の反応の断面積測定データを同時に解析する。そして、(1)の問題に対する調査、手法(2)の適用性を調べると共に、非共鳴補正項に対する物理的根拠についてさらに理解を深めることを目標とする。

【2. 解析】 R 行列解析コード AMUR [1]を用いて、^{6}Li(p,p$_0$)^{6}Li、^{6}Li(p,α$_0$)^{3}He、および ^{3}He(α,α$_0$)^{3}He、^{3}He(α,p$_0$)^{6}Li 反応断面積・微分断面積の測定データを同時に解析し、換算幅振幅等の共鳴パラメータをサーチする。考慮する ^{7}Be*の励起準位は J^{π}= 7/2$^-$ (4.57 MeV), 5/2$^-$ (6.73 MeV), および 5/2$^-$ (7.21 MeV)とし、さらに解析対象のエネルギー範囲外に存在する共鳴の裾野を考慮した。なお、解析対象のエネルギー範囲は他の反応が起こる閾値以下である。この条件のもとに、上記(1), (2)に関して調査を行なった。



図：本手法により測定データをフィットした結果

【3. 結論】 調査の結果、(1)の問題は ^{7}Be*の解析においても同様に現れることがわかった。次に、(2)の手法を適用した結果を右図に示す。陽子と α 粒子の弾性散乱および(p,α$_0$)反応断面積の測定データを同時に再現できている様子がわかる。なお参考として、反応粒子に独立な非共鳴項を除いた場合の計算値を破線で示した。当日は非共鳴補正項に対する物理的根拠について、より深く(3)を考察する。

参考文献

（本研究は JSPS 科研費 JP17K18348 の助成を受けたものです）

[1] S. Kunieda, International Conference on Nuclear Data for Science and Technology (ND2016), 口頭発表 [R405]

* Satoshi Kunieda[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

General Meeting

Thu. Sep 14, 2017 12:00 PM - 1:00 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room M N304 - N Block

[2M_GM] 「核データ部会」第36回全体会議

[2M_GM] General Meeting

General Meeting

[2M_GM] 「核データ部会」第36回全体会議

Thu. Sep 14, 2017 12:00 PM - 1:00 PM Room M (N304 - N Block)

[2M_GM]General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Over view Report：Over View Report 3 - Special Committee on Nuclear Data

Thu. Sep 14, 2017 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room M N304 - N Block

[2M_PL] Activity report of Special Committee for Nuclear Data in the period of FY 2015 and 2016

Chair: Yukinobu Watanabe (Kyushu Univ.)

[2M_PL01] Activities of Special Committee for Nuclear Data in the period of FY 2015 and 2016

*Satoshi Chiba[1] (1. Tokyo Tech)

[2M_PL02] Desirable Situation of Nuclear Data Activities Viewed from Industrial Domain

*Tadashi Ikehara[1,2] (1. GNF-J, 2. ImPACT)

[2M_PL03] Data needs from the field of nuclear security

*Hiroshi Sagara[1] (1. Tokyo Tech)

2017年秋の大会

総合講演・報告 3 「シグマ」特別専門委員会［核データ部会共催］

「シグマ」特別専門委員会の平成 27, 28 年度活動報告

Activity report of Special Committee for Nuclear Data in the period of FY 2015 and 2016

(1) 平成 27, 28 年度におけるシグマ委員会の活動

(1) Activities of Special Committee for Nuclear Data in the period of FY 2015 and 2016

*千葉　敏[1]

[1]東京工業大学

1. はじめに

原子力技術が発展･複雑化し、より安全な原子炉の開発、高燃焼度化への探求、放射性廃棄物減容･低毒性化や原子炉廃止措置の本格化、福島での廃炉･除染活動などと共に、核セキュリティー等の新たな取り組みが必要とされている。また、BNCT や粒子線癌治療が身近なものとなり、宇宙における元素の起源探求も大きな発展を遂げている。これら種々の分野において、原子核の反応や構造及び崩壊の情報、すなわち核データが必要となるが、様々な立場からのニーズに応じて核データに対する要求も次々と高度化していき、核データ研究は更なる展開を求められている。「シグマ」特別専門委員会は、原子力分野のみならず、基礎物理、天体、医療応用等、他分野の専門家を含む委員会であり、それぞれの分野からの要求を汲みつつ、多様な分野との技術や意見の交換を行い、核データ研究全般についての活動指針を大所高所から議論する場として、その重要性はますます大きくなっている。

2. シグマ委員会の活動

2-1. シグマ委員会のミッション

本委員会は、2005 年 9 月末迄の約 40 年間、日本原子力研究所（原研）「シグマ研究委員会」と表裏一体の活動をしてきた。2005 年 10 月の 2 法人統合による原研「シグマ研究委員会」の自然消滅以降、本委員会は核データ部会と協同して活動を継続し、特に原子力以外の分野の委員を含む内外学術機関との連絡を行い、我が国の科学技術開発における今後の核データ活動方針等についての情報交換と俯瞰的な立場からの合意形成に貢献することをミッションとしている。

2-2. 平成 27, 28 年度における活動

我が国の核データ活動は、J-PARC のような大型施設の稼働や、宇宙核物理･ビーム医療･ImPACT 等、他分野との協働により新しい手法が取り入れられて画期的な進展が期待されている状況にある。理論においても現象論の精度が高まり、また微視的な手法が核データ計算のツールとして多用されるようになってきた。このような近年の原子核実験及び理論計算手法の発展、超並列計算機利用によって従来は困難であった MA や LLFP 等の放射性核種の核データの決定が可能となりつつある。核セキュリティーや保障措置の分野でも新たな核データのニーズが高まっており、核蛍光共鳴や原子炉ニュートリノスペクトル等、従来とは異なる物理量が核データとして必要となっている。本委員会では、世界のグローバルな動向を注視しつつ我が国の核データ活動に対する大所高所からの俯瞰的検討や原子力学会以外の広い分野の内外学術機関との連絡、情報交換や分野横断の学際協力体制の構築を行い、我が国の核データ活動の更なる発展に貢献することを趣旨とした活動を行った。また、核データ研究会や国際会議の共催を通して核データ活動の発展を期した。

2-3. 委員会活動

毎年度末、委員会を開催し、トピックスを決めた意見交換を行った。また、核データに対するニーズの定量化、及び教科書作成の検討を進めた。

---

*Satoshi Chiba[1]

[1]Tokyo Institute of Technology

2017年秋の大会

総合講演・報告 3 「シグマ」特別専門委員会［核データ部会共催］

「シグマ」特別専門委員会の平成 27, 28 年度活動報告
Activity report of Special Committee for Nuclear Data in the period of 2015 and 2016

（2）産業界から見た核データ活動のあるべき姿

(2) Desirable Situation of Nuclear Data Activities Viewed from Industrial Domain

*池原　正 [1,2]

[1]GNF-J, [2]ImPACT/JST

1. はじめに

今や核データは，世界的に広く認知された書式の下に評価済み核データファイルという電子データライブラリとして，国境を越えた利用が可能になっている。その適用領域は，原子力技術の基盤技術から核融合や加速器技術開発，そして医学・ライフサイエンス，宇宙核物理，有用同位体製造，などの分野に拡大しつつある。本来，核データとは原子核の反応や崩壊といった物理現象を数値テーブル化したものと考えれば，それはユニークに決定されるべきものである。しかしながら，測定値の欠如や不確かさ，それを補完または補正する核反応理論の強化が待たれる現状において，核データの決定には作業者の専門家としてのノウハウ・経験・知識に依る評価プロセスを避けて通ることが難しい。つまり評価プロセスには合理的な自由度が介在する。そのため評価済み核データファイルに複数のライブラリが存在するのも理解できる。米国の ENDF，NEA データバンク加盟国による JEFF，我が国の JENDL などがその代表例として挙げられる。歴史的には，その背景に各国の原子力施策や，核兵器利用（我が国を除く）のための力が働いていたこともあった。そして核データの重要性は，今日における広い分野での平和利用において，その重要性を増しつつある。報告者の目には，しかしながら最近の核データ活動状況を見ていると，その信頼性や完備性には驚くほどの躍進が認められる反面，核データ開発者*[1]と利用者の乖離，つまり開発者は開発者として，利用者はより利用者側の活動に徹するという状況が鮮明になってきたように映っている。確かにこれは効率化社会の目指す自然な成行きではあるが，果たして“核データ活動のあるべき姿“なのかを考えてみた。そこで本稿では，この乖離に対し両者の歩み寄りに資する話題提供を試みると同時に，新たな核データ活動の方向性を示唆するプラクティスの紹介を，主に軽水炉燃料炉心解析手法開発に従事してきた報告者の視座から試みたい。

2. 核データ活動

核データ活動の構造を我が国の場合を例に模式的に描いてみた（図１）。中心に評価済み核データライブラリを配置すると，これを挟み二つ活動領域が描ける。核データ開発領域と核データ利用領域である。この二つの領域の差し渡し機能を担うのがシグマ委員会や JENDL 委員会である。なお，ここでは OECD/NEA など海外との国際協力関係は除外した。‘90 年代以前の状況でこれを描くと，当時は大口利用者である事業者・メーカ内にも核データ評価に直接係る研究者・技術者が活動していたので，図中の二領域間に実質的な重なり領域が今より大きかった筈である。

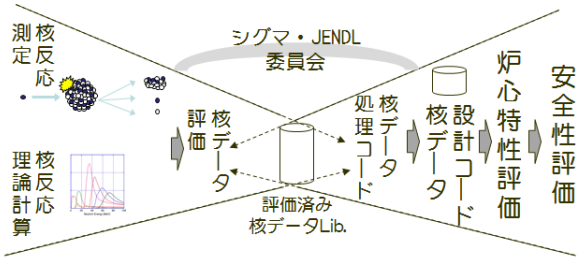


図１．核データ活動模式図

このように時代と共に核データ活動の構造は徐々に変化を遂げてきたが，社会との係わりという根幹の部分において変わりはないと思われる。即ち，核データは，

*[1] 評価者，生産者とも表現できるが本稿では開発者と記す

1) 原子力エネルギーの持続的利用と安全確保に係る責任（responsibility）
2) 原子力を基盤とする未来に向けた社会変革を進める役割（role/contribution）

を担っている。これらに昨今のキーワードを当てはめると，1)には説明責任，2)には科学技術立国の基盤，が当てはめられよう。以下では，この 2 つをキーワードに据える。

2-1. あるべき姿－説明責任を果たす

図 1 で示すように評価済み核データライブラリを挟む二領域間の乖離により，核データ活動に参加する両領域の人々が本来協調してその責任を果たしてゆく，という極当たり前のことが機能し辛くなっているように思える。または元々国内活動は高速炉分野に偏在していたとも言える。それ故 JENDL の場合，その開発者にとっては成果物である評価済み核データライブラリの利用促進を訴えては来ているものの，商用軽水炉の安全規制の場での適用が遅々として進まない状況が生じていると思われる。文献[1] *2によれば，格子計算 12 コードのライブラリの内訳は JENDL3.2 と 3.2 がそれぞれ 1 コード，それ以外は ENDF-B/IV/V/VI である（なお，JENDL3.3 と ENDF-B/VI or VII beta の共用コードが 1）。利用者側に立つ者として言い訳をするならば，運用中の米国起源の設計コードやその後継コードにおいて使用している核データは，基本 ENDF/B を採用している。したがって，それ以外のライブラリに切り替えるには相当なコスト発生を覚悟しなければならないし，その際のメリットが明確でなければならない。実際，切り替えによる影響は下流コードにも波及するため，設計コードシステム全体の特性変化を把握しなければならない。加えて，ENDF/B から JENDL への切替を試みようとした場合，NJOY を核とする専用ライブラリ処理システムを JENDL に適用し，果たして設計コード用核データライブラリ一式を作成できるかというリスクも負わねばならない。

こうした事情はあるにせよ，民主・自主・公開の三原則に立ち返れば，オープンな核データ活動を放棄する選択肢はあり得ない。こう考えると今更ながらではあるが，説明責任を果たすための核データ活動とは，1)核データ評価，2)炉物理手法，3)原子炉・燃料設計の各活動を有機的に結び付けることから始めるしかない。その際，説明責任を果たすための処方として，近年求められるシミュレーションの信頼性確保のための不確かさ評価（以下，「V&V 標準」と呼ぶ）[2]を考察の基盤に据えてみたい。

2-1-1. 核データと炉物理手法に内在する不確かさの大小関係

核データまたは炉物理手法に内在する不確かさは，シミュレーションプロセス中を伝播してゆき，評価対象とする原子炉特性の不確かさに総括される（ここで炉物理手法とは，炉心設計コード中の手法を指し，設計計算には不向きな詳細参照コードは対象とはしない）。仮に核データ不確かさが炉物理手法の不確かさがに対し過大ということが分かれば，総括不確かさ低減のために優先すべき活動は，核データの改良ということになる。その逆も真であるが，こうした意味で，核データと炉物理手法間の不確かさ量のバランスを軽水炉条件に限らず幅広く調査・確認するような活動があって然るべきかと思う。先ずは，両者の実力を天秤にかけるということで，あるべき活動の方向性を見極めるということである。

参考として，BWR9×9 ウラン燃料集合体ベンチマーク[3]を対象に，参加コードの結果のバラツキと，同問題に対し報告者が行った共分散データから生成した多数個のライブラリセットを用いた単一コードによる計算結果のバラツキを比較した[4] （図 2）。

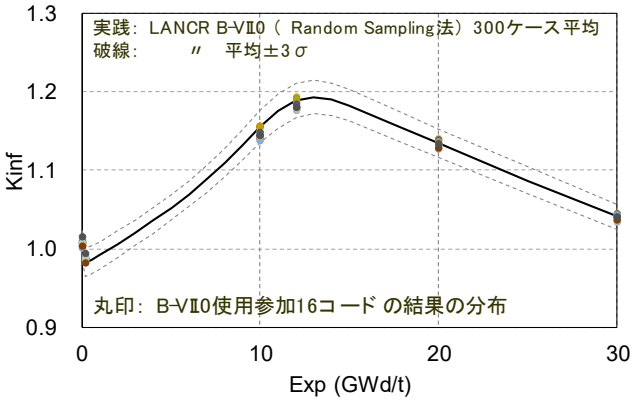


図2． 核データと炉物理手法に起因する不確かさの大小関係評価例

*2 文献[1]の発行が ENDF/B-VII.0 や JENDL4.0 のリリース以前であるが，ENDF vs JENDL という観点では現状を反映している。

ベンチマーク参加コードの結果は，同一核データライブラリ(B7.0)を使用している 16 コードだけを選別した。報告者の使用したコード LANCR（旧称 LANCER）も核データライブライは B7.0 であるが，B7.0 の共分散データは完備性に問題があり,アクチノイドは J4.0, FP は B7.1 の共分散データで代用している[5]。前者は手法の違いに起因するバラツキ，後者は核データの不確かさを起源とするバラツキをもっている。本例の BWR 燃料集合体に対する無限増倍率の総括不確かさを要因分解すると，核データ共分散の寄与が炉物理手法の違いによる不確かさの寄与を上回っていることになる。この種の見極めを核データ活動と炉物理活動の協調の下に進め，共に説明責任を果たしてゆくことを提案したい。

最後に補足すると，こうした不確かさ評価を通して，例えば S(α,β)の共分散データを取り込むべきことの他，JENDL4 において FP 共分散データの早期の拡充が必要，といった要望が具体化する[6]。

2-1-2. シミュレーションの信頼性向上に役立てる処方

先に述べたように一旦開発を完了した設計コードでは，核データライブラリを切り替えること自体容易ではない。それでは最新知見を反映した核データを安全審査の場に登場させる道はないのであろうか。ここで V&V 標準の要求事項について振り返る。その中の重要なものにシミュレーションの予測性能の妥当性確認がある。これは妥当性確認を，実測データの存在する領域からシミュレーションが対象とする適用範囲全体にわたり実施することを求めるものであり，今後 NRA により運用が予想される設計コードのトピカルレポート審査においても要求される可能性が高い。

この要求に応えるには，新たに実測値を取得し補強する自明な策がある。その他としては，実測値を代替する仮想数値実験値をもって妥当性確認を行う，という新たな方法も考えられる。後者の場合，測定を数値計算で代替するため，用いるべき数学的モデルの実現象に対する近似が無視できる程度に小さいことが必須である。核現象のシミュレーションでは，そうした手法として連続エネルギーモンテカルロ（以下，「MC」と呼ぶ）コードが挙げられる。つまり MC 法による計算結果を参照解として設計コードを確認する方法であるが，従来この方法は検証（Verification）の範囲に留まると考えられてきた。つまり妥当性確認（Validation）のグレードには到達できないという判断である。その要因を挙げると，1)適用範囲の対象になる実炉心サイズの大規模計算が MC 法ソフトウェア上の制限などから容易には実行できないこと，2) MC 法コードの数学的モデルに欠陥がないことの証明が難しいこと，3)核データ起因の不確かさの定量化が難しいこと，などが挙げられる。一方で 1)や 2)の克服を目指した研究[7]や，3)に関してはバイアス因子法を適用することで核データ起因の不確かさを除去する研究[8]に成果が得られつつある。このような研究を精力的に進展されるには，当然核データには最新の知見が反映されていなければならない。そのための周辺環境整備として，1)共分散データや TENDL のランダムファイル的データの整備・拡充，2)バイアス因子の分母となる臨界試験データの精査・拡充（例えば[9]），3)感度係数や代表性因子などの分析ツール整備（例えば，VACANCE[10]），4)MC 法コード強化，5)数値実験参照解作成，といった活動に相互関連性をもたせること，そのために核データと炉物理の二陣営が協調体制をもって取り組むことが必要である。こうした活動に口火が切られることに期待したい。こうした事が実現すれば，最新知見を反映した核データは，それが直接設計コードライブラリに採用されなくとも，安全審査の場で活用されることになる。

2-1-3. 評価済み核データをバウンダリーとする思考停止

再度図 1 を眺めると評価済み核データライブラリというバウンダリーを超えた左右領域間での情報伝達は JENDL 委員会またはシグマ委員会が担い，実質の領域間相互乗り入れ的活動が乏しいことに気付く。実際，利用者である報告者が例えば核計算上の問題を核データに帰着させようと検討を思い立ったとしても，実質このバウンダリー突破は難しく，ここで思考は停止してしまう。精々手の及ぶことは，当該データを他のライブラリやバージョンに切り替えるといった程度に留まる。ところで，国内の核データ評価の現場では，CCONE コードシステム[11]の整備が進むと共に，JENDL Actinide File 2008 や JENDL4.0 からは CCONE による評価が本格化し，その適用範囲も低エネルギー中性子(<20MeV)から，高エネルギー中性子，陽子，光子反応に加え，遅発中性子放出などと幅広い。核データ利用者にとっても，CCONE や

TALYS などのシステムを通じ核データ評価プロセスについて理解することは，それ以前の核データ評価プロセスと比べ論理性や一貫性が向上したこと等から俄然容易になるのではないかと想像される。そうであれば利用者は思考停止のバウンダリーを超え，核データの信頼性や不確かさについて，開発者（評価者）側と協調して核データ活動に取り組めるようになるのではないかと想像する。例えば，JENDL4 ユーザ会などを企画し，CCONE とセットで核データの現状やその評価プロセスを解説することで利用者の理解の底上げを狙うと同時に，利用者側からは核データ利用に関する事例紹介を行うなど，JENDL 委員会やシグマ委員などの委員会活動とは違った位置づけの活動があってもよいように思える。

2-2. あるべき姿－科学技術立国の基盤として

核データ開発者と核データ利用者が一体となることで，社会変革を起こすための新技術概念提案に挑戦している事例を紹介する。2014 年 6 月に始まった内閣府 ImPACT プログラムにて採択された「核変換による高レベル放射性廃棄物の大幅な低減・資源化」研究プログラムである[12]。HLW より分離回収した長寿命核分裂生成物（LLFP）を加速器ビームにて短半減期核種や安定核種に変換し，有用なものはクリアランスレベルを評価しその下に再利用するプロセス概念提案を目的としている。本稿で着眼したいのは，LLFP 核変換のコアとなる研究を 1)核反応データ取得のための測定実験，2)測定データ補完のため核構造及び核反応理論研究，3)LLFP 核変換に関するシミュレーションの信頼性向上，4)その成果を用いた核変換プロセスシミュレーションの実施，の分野間で緊密な連携体制を構築している点である。ここで図 1 の左を理学領域，右を工学領域と見なせば，理学と工学の融合により，オーダーメード核データを J-PARC や理研 RIBF といった世界的にも最先端の装置を使用し取得し，それに基づき工学的見地から LLFP 核変換技術の社会実装というコンセプト提案作業が進行しているのである。こうした社会変革を推進するプラクティスに習い，リスクを恐れることなく第二，第三の理学・工学一体型の先進的活動が芽生えることを期待したい。

3.まとめ

“核データ活動“というタイトルを冠した講演は，これまでの原子力学会の企画セッションにおいても幾度か行われてきた。今回，シグマ委員会主査である東工大千葉先生よりお話があり，頂戴したタイトルに正直困惑したが，日頃より核データのお世話になっている人間として核データを中心とした活動のあるべき姿について，1)原子力エネルギーの持続的利用と安全確保に係る責任（responsibility），2）原子力を基盤とする未来に向けた社会変革を進める役割（role/contribution）という切り口で考えてみたことを私見として述べさせていただいた。核データ利用者の一人として，今後の核データ活動の持続的発展に期待したい。

参照文献

[1] G. Hirano and S. Kosaka, “Nuclear Data Library in Design Calculation”, Proceedings of the 2005 Symposium on Nuclear Data, February 2-3, 2006, JAEA, Tokai, Japan
[2] 日本原子力学会,“シミュレーションの信頼性確保に関するガイドライン”, AESJ-SC-A008:2015(2015)
[3] NEA, “Burn-up Credit Criticality Safety Benchmark Phase III-C”, Nuclear Science EA/NSC/R/(2015)6 March 2016,www.oecd-nea.org
[4] 池原, “BWR 集合体燃焼計算における共分散データ起源の核種生成及び崩壊熱不確かさに関する検討”, 炉物理計算における核データに起因する不確かさに関する研究会, Nagoya Univ. April (2017)
[5] 池原, 他,日本原子力学会年秋の大会,2H01(2016)
[6]JENDL 委員会“JENDL 開発検討小委員会報告－JENDL 開発の今後の方向性－”JAEA-Review 2014-046 (2015)
[7] S. Takano, et. al., “Validations of BWR Nuclear Design Code using ABWR MOX Numerical Benchmark Problems,” Proc. 2017 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants, Fukui and Kyoto, Japan, April 24-28 (2017)

[8] 池原, 他, 日本原子力学会 2015 年春の年会,J39(2015)
[9] JENDL 委員会 リアクタ積分テスト WG “JENDL 開発のための軽水炉ベンチマークに関するデータ集の整備; 公開データベース ICSBEP 及び IRPhEP における実効増倍率データの活用”, JAEA-Data/Code 2017-006 (2017)
[10] 多田, 他, “(4)核データ検証自動実行システム VACANCE の開発”, 核データニュース,No.117 (2017)
[11] O. Iwamoto, el. al., “The CCONE Code System and its Application to Nuclear Data Evaluation for Fission and Other Reactions”, Nuclear Data Sheets, 131, 259-288 (2016)
[12] R. Fujita, “Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation - Program overview”, Asian Nuclear Prospects 2016 (ANUP2016) (2016)

*Tadashi Ikehara[1,2]
[1]GNF-J, [2]ImPACT / Japan Science and Technology Agency

2017年秋の大会

総合講演・報告 3 「シグマ」特別専門委員会［核データ部会共催］

「シグマ」特別専門委員会の平成 27, 28 年度活動報告

Activity report of Special Committee for Nuclear Data in the period of 2015 and 2016

(3) 核セキュリティの立場からのデータニーズ

(3) Data needs from the field of nuclear security

*相楽 洋 [1]

[1] 東京工業大学

1. 背景

近年、核不拡散や核セキュリティ体制の強化に向けた世界的な流れが加速している。背景として、従来からの国家による核兵器保有の懸念に加え勢力拡大が著しい非国家主体（テロ組織等）の存在があり、核兵器及び核物質盗取や原子力施設破壊といった不法行為を予防し対応すること(核セキュリティ)は世界規模での対応が求められる喫緊の課題となっている。国際的枠組み等の制度面に加え、「核物質や放射性物質を適正に管理する技術」や、「有事への対応の技術」の導入が重要である。例を挙げると、違法取引される核物質の検知や原子炉照射燃料の不法転用を防止する非破壊測定（NDA）技術や、違法取引や不法にまき散らされた核物質の情報から製造・流通ルートを特定し犯罪の重要証拠を供する核鑑識、また内部犯行者の早期検知技術など多岐に渡る。現在文部科学省は「今後の核不拡散・核セキュリティ研究開発の進め方について」を取りまとめており、従来は一部の公的研究機関や核物質取扱事業者に留まっていた本分野の技術開発を、大学を始めとする研究機関との連携を重視する動きに変わりつつある。本発表では、特に核不拡散・核セキュリティに重要な核データのニーズについて報告する。

2. 核不拡散・核セキュリティに重要な核データニーズ

核物質の検知や検認、計量に用いられる NDA には大きく、(1)パッシブ法と(2)アクティブ法がある。ガンマスペクトロメトリ法や全中性子計数法、同時計数法等のパッシブ法は広く核物質管理に用いられているが、強い放射線を発する照射済燃料の精度良い測定には多くの課題を残している。図 1 に BWR 照射済燃料における主要な放射線放出核種の破壊試験結果(E)と計算結果(C)の比[1]を示すが、強中性子放出核種で燃焼度測定を通じ間接的に核物質量の検認や測定に用いられる ^{244}Cm の計算予測精度は 10~20%(1σ)を超える。またこちらも燃焼度測定に用いられるガンマ線放出核種 ^{137}Cs の計算予測精度は 3%(1σ)以下と優れているが、燃料との共存性が良好で損傷を受けた燃料でも高い信頼性が期待されるランタノイド核種(^{154}Eu, ^{144}Ce)は 7～9% (1σ)であり、これらを間接的に利用して核物質量を推定する手法で、NDA による使用済燃料中核物質重量の測定目標（<5% (米国次世代保障措置イニシアチブ目標)）を達成するには、核データ精度の大幅な向上が必要である。

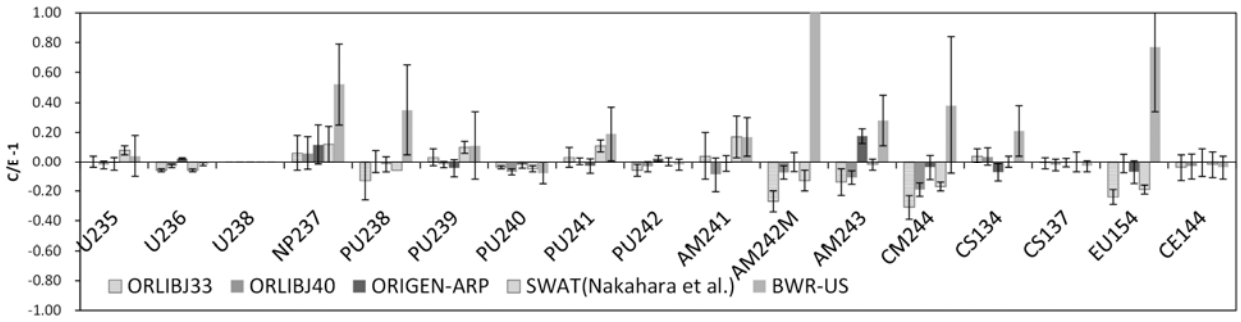


図 1 福島第 2 原子力発電所 2 号炉の照射済燃料照射後解析の精度評価例[1](C:解析結果、E:実験結果)

また、非破壊測定技術のアクティブ法としては外部中性子線や光子線を標的に入射し、その応答反応に

より内部物質情報を得る手法の研究開発が世界各国で進められている。高エネルギーガンマ線はコンテナに対しても高い透過性を有するため、光核反応を利用した核物質検知のための測定方法の研究が進められているが[2]、主要な核分裂性核種（^{235}U、^{239}Pu、^{241}Pu）ですら実験データは不足しており精度のよい核データは全く整備されていない(図 2)。また、外部中性子線を用いた中性子問いかけ法については、主要な核分裂性核種の情報は得られるが核物質総量決定に必要な ^{238}U、^{240}Pu、^{242}Pu 量の同定にはガンマ線のパッシブ測定を使った燃焼度推定や同位体測定を組み合わせることが必須となる。

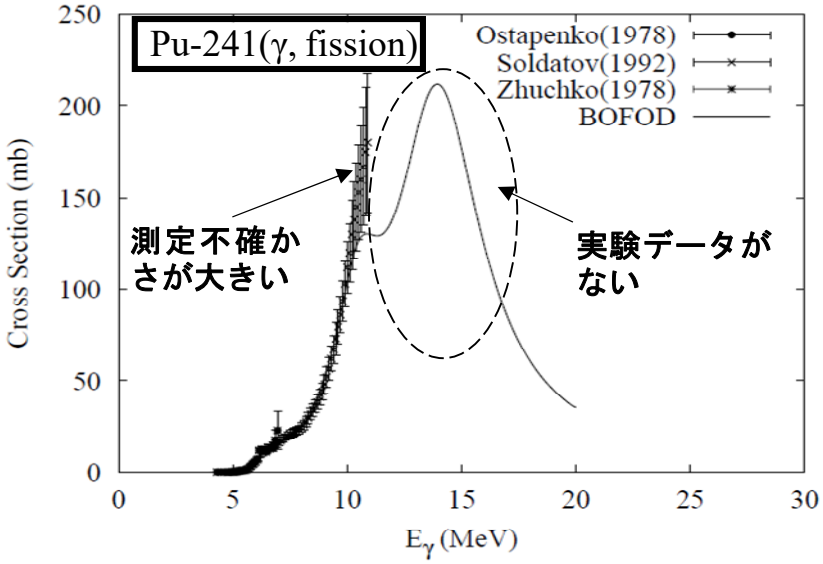


図 2　^{241}Pu のガンマ-核分裂断面積と実験値[3]

上記は NDA のごく一部に過ぎず、米国、欧州、日本を含む世界各国で様々な研究開発が進められているが、これまでの原子力技術や放射線利用からのニーズとは全く異なる核反応や精度ニーズが存在する。核鑑識についても同様のニーズがある。核不拡散・核セキュリティの迅速な強化に重要な各非破壊測定技術について、核データ拡充と測定優先度の体系的及び戦略的な明示が喫緊の課題である。

3. 結言

今後の核不拡散・核セキュリティ技術開発には、これまでの原子力技術や放射線利用からのニーズとは全く異なる核反応や精度ニーズが存在する。今回、その一部のみを紹介したが、NDA 開発や核鑑識技術は多岐に渡っており、核不拡散コミュニティーと連携したニーズ出しとその優先順位付けが重要である。まずは測定技術毎の数値解析を通じた感度解析により、核不拡散・核セキュリティ技術からの核データ測定要求を網羅的にまとめ、将来的には、核不拡散・核セキュリティ重要で高付加価値の国産核データファイル(「JENDL 核不拡散・核セキュリティ特殊目的ファイル(仮称)」)の基盤構築により、人類の課題に対する迅速な解決に大いに寄与することが期待される。

参考文献

[1] H. Sagara et al., J. Nucl. Sci Technol, vol. 51, no. 1, p. 1-23 (2014).
[2] R. Kimura, H. Sagara and S. Chiba, J. Nucl. Sci. Technol. Vol. 53, Issue 12, p. 1978-1987 (2016).
[3] IAEA-TECDOC-1178, Handbook of photonuclear data for application (2000).

謝辞

本研究は科研費(JSPS Kakenhi Grant Number JP17K07005「核不拡散・核テロ防止のための非破壊測定技術開発に重要な核データの研究」)の成果を含む。

*Hiroshi Sagara[1]
[1]Tokyo Institute of Technology.

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：201-1 Nuclear Physics, Nuclear Data Measurement/Evaluation/Validation, Nuclear Reaction Technology

Thu. Sep 14, 2017 2:45 PM - 3:35 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 5:45 AM - 6:35 AM UTC | Room M N304 - N Block

[2M10-12] Charged particle induced reaction, Calculation code

Chair:Nobuhiro Shigyo (Kyushu Univ.)

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

[2M10] Measurement of 135 MeV proton incidence gamma-ray production double differential cross section

*Tsuyoshi Kajimoto[1], Kenichi Tanaka[1], Satoru Endo[1], Hiroki Tanaka[2], So Kamada[3], Masashi Takada[4], Tsuyoshi Hamano[5] (1. Hiroshima University, 2. Kyoto University Research Reactor Institute, 3. Nationarl Maritime Research Institute, 4. National Defense Academy, 5. National Institute of Radiological Sciences)

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

[2M11] Development of high-energy heavy ion reaction model JAMQMD Ver.2

*tatsuhiko ogawa[1], Shintaro Hashimoto[1], Tatsuhiko Sato[1], Koji Niita[2] (1. JAEA, 2. RIST)

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

[2M12] Production of database for heating number and damage cross section implemented in nuclear data process system FRENDY using the PHITS

*Yosuke Iwamoto[1], Kenichi Tada[1] (1. JAEA)

3:30 PM - 3:35 PM JST | 6:30 AM - 6:35 AM UTC

Time reserved for Chair

135 MeV 陽子入射ガンマ線生成二重微分断面積の測定

Measurement of 135 MeV proton incidence gamma-ray production double differential cross section

*梶本 剛[1]，田中 憲一[1]，遠藤 暁[1]，田中 浩基[2]，鎌田 創[3]，高田 真志[4]，濱野 毅[5]
[1]広島大学，[2]京大原子炉，[3]海技研，[4]防衛大学校，[5]放医研

粒子輸送モンテカルロコードの妥当性確認のための実験データ取得として，組織等価プラスチックにおける 135 MeV 陽子入射ガンマ線生成二重微分断面積を有機液体シンチレータを用いて測定した．

キーワード：135 MeV 陽子，ガンマ線生成，二重微分断面積，組織等価プラスチック

1. 緒言

陽子線治療において，入射陽子だけでなく陽子との核反応によって生成される 2 次粒子による被ばくを考慮した 3 次元線量分布の評価方法が求められている．線量分布評価には粒子輸送モンテカルロシミュレーションコードによる計算が有効であるが，適用するにはその精度評価が不可欠である．本研究では，精度評価のためのデータの一つとして，A150 組織等価プラスチックにおける 135 MeV 陽子入射ガンマ線生成二重微分断面積 (DDX)を測定した．実験値を FLUKA，GEANT4，PHITS の計算値と比較した．

2. 実験および解析

実験は放射線医学総合研究所の HIMAC で実施した．スポットサイズ ϕ 1 cm の 135 MeV 陽子を厚さ 1 cm の A150 組織等価プラスチックに照射した．標的の上流側にプラスチックシンチレーションカウンタを設置することでビームを計数した． ϕ 12.7×12.7 cm^3 の有機液体シンチレーションカウンタをビーム軸から 10 度方向に設置した。有機液体シンチレーションカウンタの前にベトカウンタを設置した。

非荷電粒子選択，波形弁別及び飛行時間による弁別を通してガンマ線事象を抽出した．ガンマ線源を測定することで得られた校正曲線を用いてガンマ線事象の光出力分布を得た．EGS5 コードにより応答関数を計算し，ベイズ推定を用いたアンフォールディング[1]によって DDX を求めた．

3. 結果

図 1 に 135 MeV 陽子入射ガンマ線生成 DDX を示す．比較のため，FLUKA，GEANT4，PHITS の計算値も併せて示す．実験値には，炭素の脱励起による 4.4 MeV ガンマ線によるピークが現れている．また，計算値においても同様のピークが現れているが，エネルギービン幅を考慮すると FLUKA 及び PHITS が比較的良くピークを再現している．

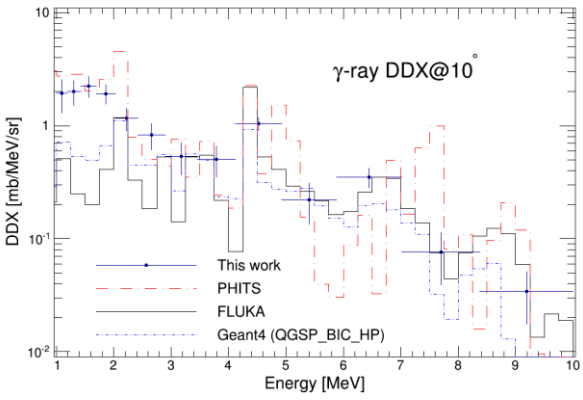


図 1　135 MeV 陽子入射ガンマ線生成 DDX

参考文献

[1] G. D'Agostini, Nucl. Instrum. Methods A, 362 (1995) 487—498.

*Tsuyoshi Kajimoto[1], Kenichi Tanaka[1], Satoru Endo[1], Hiroki Tanaka[2], So Kamada[3], Masashi Takada[4], Tsuyoshi Hamano[5]
[1]Hiroshima Univ., [2]Kyoto Univ. Res. React., [3]Natl. Marit. Res. Inst., [4]Natl. Def. Academy, [5]Natl. Inst. Radiol. Sci.

高エネルギー重イオン核反応モデル JAMQMD Ver.2 の開発

Development of high-energy heavy ion reaction model JAMQMD Ver.2

*小川達彦[1]，橋本　慎太郎[1]，佐藤　達彦[1]，仁井田浩二[2]

[1]原子力機構，[2]高度情報科学技術研究機構

放射線輸送計算コード PHITS(Particle and Heavy Ion Transport code System)において重イオン入射による核反応を扱うモデル(JAM Quantum Molecular Dynamics: JAMQMD)を改良し、残留核生成の再現精度を向上した。

キーワード：量子分子動力学モデル、放射線輸送計算コード、重イオン

1. 緒言

重イオン入射核反応は、宇宙線の線量評価や加速器安全評価において重要となる。放射線輸送計算コード PHITS は、3 AGeV 以上の高エネルギー重イオン入射による反応を JAMQMD により計算するが、周辺衝突反応が扱えないなど反応の再現性に問題があった。本研究では、重イオン入射反応の計算精度を改善するため JAMQMD を改良した。

2. 方法

JAMQMD に対して主に (1)核子間相互作用を相対論不変に記述し、(2) 反応終了時点のエネルギー収支次第で再計算を行うことで、エネルギーを保存させる改良を施した。従来の JAMQMD Ver.1 において、核は座標系のローレンツ変換により不安定になり、核との衝突によらない崩壊と、他の核との衝突による崩壊が判別できなかった。そこで(1)により核を安定に記述し崩壊を抑止することで、周辺衝突を含め反応した場合を明確に識別できるようになる。さらに(2)によりエネルギー保存が満たされない非合理的な反応を除去することが可能となる。

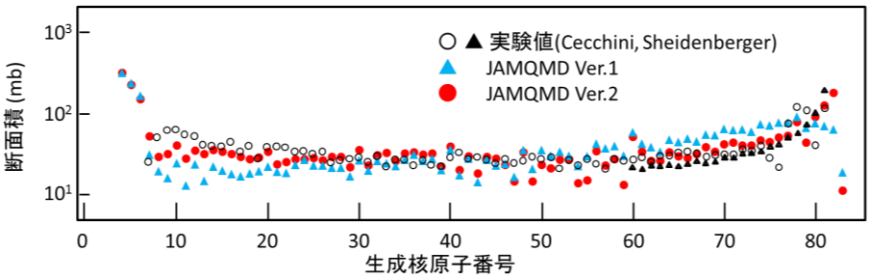


図 1　158 AGeV における ^{208}Pb(^{Nat}C,x)反応の破砕片生成断面

3. 結果・考察

改良後の JAMQMD Ver. 2.0 を PHITS に実装し、実験値を用いて検証を行った。158 AGeV における ^{208}Pb(^{Nat}C,x)X 反応の破砕片生成断面積を図 1 に示す。原子番号が入射粒子の Pb(82)に近づくほど破砕片の生成が急激に増える実験値の傾向は、従来の JAMQMD Ver.1 は再現できないが、改良後の JAMQMD Ver.2 はその傾向をほぼ正確に再現した。これは JAMQMD Ver.2 が周辺衝突を正確に考慮できるようになったためと考えられる。また、14.5 AGeV における ^{28}Si(^{Nat}Cu,x)X 反応の破砕片生成断面積を図 2 に示す。このように軽い核の 10AGeV 程度での反応にでも JAMQMD2 の利点は発揮される。

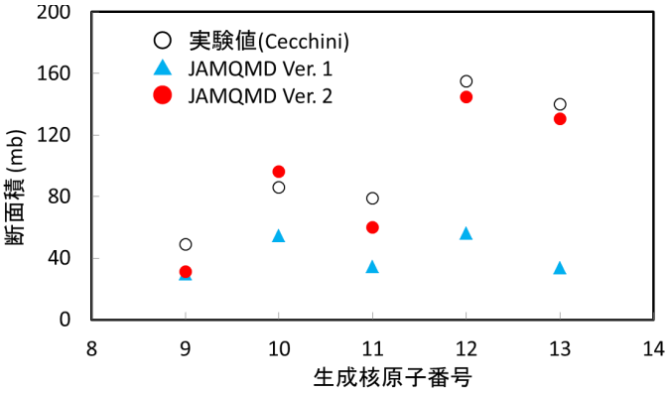


図 2　14.5 AGeV における ^{28}Si(^{Nat}Cu,x)反応の破砕片生成断面

なお、JAMQMD Ver.2.0 は Ver.1 に置き換わり、PHITS の最新版に実装されている。

---

*Tatsuhiko Ogawa[1], Shintaro Hashimoto[1], Tatsuhiko Sato[1], and Koji Niita[2]

[1]Japan Atomic Energy Agency., [2].Research Organization for Information Science and Technology

PHITS を用いた核データ処理システム FRENDY 用の発熱値と損傷断面積データベースの構築

Production of database for heating number and damage cross section implemented in nuclear data process system FRENDY using the PHITS event generator

*岩元 洋介[1]、多田 健一[1]
[1]原子力機構

粒子・重イオン輸送計算コード PHITS のイベントジェネレータモードを用いて、国産核データ処理システム FRENDY に格納する原子炉構造材の中性子に対する発熱値及び損傷断面積の計算を行った。

キーワード：PHITS，FRENDY，NJOY，JENDL-4.0，発熱値，損傷断面積，中性子

1. 緒言　原子力機構では国産核データ処理システム FRENDY[1]の開発を進めている。材料の発熱値及び損傷断面積の導出手法として、米国の核データ処理システム NJOY のエネルギーバランス法が広く利用されているが、200 種以上の核種において発熱値を正しく導出できない問題がある。本研究では、PHITS イベントジェネレータモード(EGM)[2]と核データライブラリ JENDL-4.0 を用いて、FRENDY に格納するための原子炉構造材に対する発熱値及び損傷断面積の計算と NJOY2012 による値との比較、検証を実施した。

2. 計算手法　EGM では、まずモンテカルロ法により ACE 形式の核データライブラリの反応断面積(MF=3)を用いて反応をサンプリングする。中性子放出が選択された場合、中性子生成二重微分断面積(MF=6)を用いる。励起された原子核は脱励起モデル(EBITEN)を用いてγ線を放出し、荷電粒子放出が選択された場合、蒸発モデル GEM を用いて荷電粒子を放出する。発熱値は反跳原子核や荷電粒子の運動エネルギーから計算し、損傷断面積はこれら運動エネルギーを用いて近似的に導出した損傷エネルギーから求めた。計算で中性子エネルギー範囲を 10^{-11}～20 MeV とし、1 エネルギー点あたり 5×10^{4} 回のモンテカルロ計算を行った。

3. 計算結果　図 1 及び図 2 に、PHITS と ACE 形式の JENDL-4.0 による ^{56}Fe 及び ^{47}Ti の計算値、及び NJOY2012 を用いて JENDL-4.0 を処理して導出した値を示す。Fe, Cu, Al の核種に対する計算値について、PHITS 及び NJOY2012 による計算値は良く一致することがわかった。一方、Ti, Ni, Cr の核種に対して NJOY2012 はエネルギーバランス法の問題から発熱値を正しく計算できないが、PHITS は発熱値と損傷断面積ともに計算可能であることがわかった。

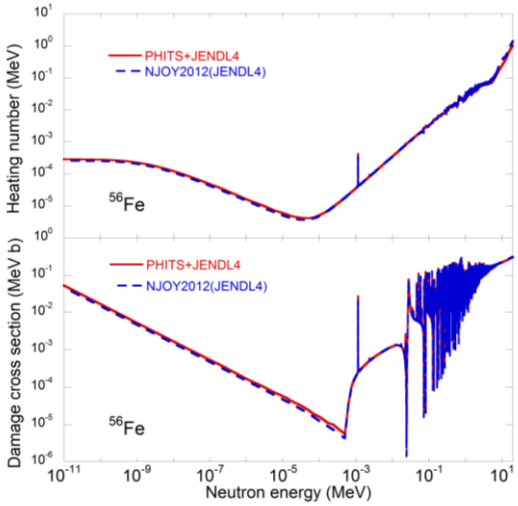


図 1 ^{56}Fe の発熱値（上）と損傷断面積（下）

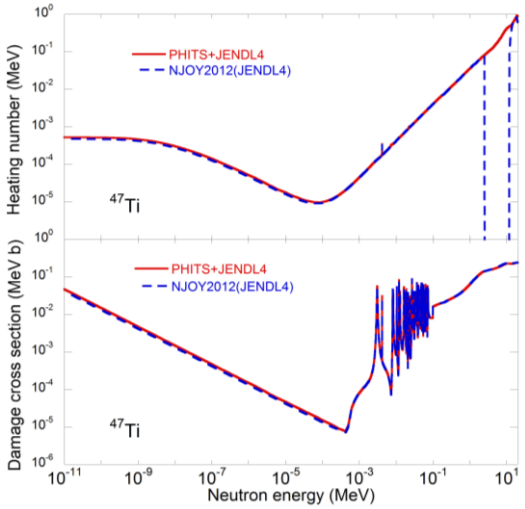


図 2 ^{47}Ti の発熱値(上)と損傷断面積(下)

参考文献

[1] K. Tada et al., JNST 54 (2017) 806-817. [2] T. Ogawa et al., Nucl. Instrum. Meth. A 763 (2014) 575-590.

*Yosuke Iwamoto[1] and Kenichi Tada[1]　[1]Japan Atomic Energy Agency

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：301-2 Reactor Design, Nuclear Energy Strategy, Nuclear Transmutation

Thu. Sep 14, 2017 3:35 PM - 4:55 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 6:35 AM - 7:55 AM UTC | Room M N304 - N Block

[2M13-17] Nuclear Fuel Cycle, Radioactive Toxic Reduction

Chair:Naoto Aizawa (Tohoku Univ.)

3:35 PM - 3:50 PM JST | 6:35 AM - 6:50 AM UTC

[2M13] Evaluation of the fuel cycle mass balance in consideration of recent energy policy

(II)The contribution of the fast reactor cycle in the uncertain future

*Akira Ohtaki[1], Kiyoshi Ono[1], Yoshiki Sato[2] (1. JAEA, 2. NESI Inc.)

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

[2M14] Study on Minimization of Radiotoxicity of Spent LWR Fuel(7)ATRUNCYS: a Nuclear Fuel Cycle Simulation Code

*Tsukasa Sugita[1], Kenichi Yoshioka[1], Kouji Hiraiwa[1], Shungo Sakurai[1], Rei Kimura[1], Satoshi Wada[1], Rie Aizawa[1] (1. Toshiba Corporation)

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

[2M15] Concept of a nuclear fuel cycle using an environmental load-reducing light-water reactor

(1)Outline of the Studies and the Results

*Kouji Hiraiwa[1], Kenichi Yoshioka[1], Shungo Sakurai[1], Rei Kimura[1], Satoshi Wada[1], Tsukasa Sugita[1], Haruka Kajiwara[1], Takanori Kitada[2], Satoshi Takeda[2], Satoshi Chiba[3] (1. Toshiba Corporation, 2. Osaka University, 3. Tokyo Institute of Technology)

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

[2M16] Concept of a nuclear fuel cycle using an environmental load-reducing light-water reactor

(2)radioactive toxic reduction in uranium fuel.

*Shungo SAKURAI[1], Kenichi YOSHIOKA[1], Kouji HIRAIWA[2], Rei KIMURA[1], Satoshi WADA[1], Tsukasa SUGITA[1], Haruka KAJIWARA[1] (1. TOSHIBA (PIC), 2. TOSHIBA (IEC))

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

[2M17] Concept of a nuclear fuel cycle using an environmental load-reducing light-water reactor

(3)Toxicity reduction by adding poison (1)

*Takanori Kitada[1], Satoshi Takeda[1], Kouji Hiraiwa[2], Satoshi Chiba[3] (1. Osaka University, 2. Toshiba, 3. Tokyo Institute of Technology)

4:50 PM - 4:55 PM JST | 7:50 AM - 7:55 AM UTC

Time reserved for Chair

昨今のエネルギー政策を考慮した核燃料サイクル諸量評価
(2) 不確かな将来における高速炉サイクルの貢献

Evaluation of the fuel cycle mass balance in consideration of recent energy policy

(II) The contribution of the fast reactor cycle in the uncertain future

*大滝　明[1]，小野　清[1]，佐藤　良樹[2]

[1]原子力機構，[2]㈱NESI

2030 年以降における原子力発電比率が不確かな中、不透明感が増した核燃料サイクル計画の将来展望を踏まえて、様々な原子力利用シナリオについて核燃料サイクル諸量評価を実施した。

キーワード：エネルギー，長期見通し，核燃料サイクル，原子力発電，高レベル放射性廃棄物

1. 緒言　現行の長期エネルギー需給見通しでは、2030 年度の原子力発電比率は国内電力需要量の 20～22%と見込んでいる。この目標は、原子力発電所の新増設とリプレースを想定せず、原子力発電所の耐用年数延長や設備利用率向上を前提条件としている。これらの前提条件が実現しない場合、2030 年度の電力供給目標と CO_2 削減目標の達成が困難になり、さらに将来の核燃料サイクル計画への影響も懸念される。本報では、原子力発電所再稼働の不確実性を踏まえた様々な原子力利用シナリオについて、核燃料サイクル諸量の見地より評価した結果を報告する。

2. 解析方法　表 1 は将来シナリオの代表例である。原子力発電電力量については、2030 年度目標持続の他に軽水炉寿命 40 年と原子力漸減の計 3 つのパターンを想定し、導入する核燃料サイクルの技術選択肢は、高速炉サイクルの実用化時期の不確実性を考慮して計 5 つのシナリオを設定した。これら将来シナリオの核燃料サイクル諸量解析は、機構が開発した FAMILY-21 コード[1]、[2]で行い、天然ウラン需要量、使用済燃料貯蔵量および高レベル放射性廃棄物の処分場占有面積等を横断的に比較した。

表1 代表的な将来シナリオの一覧

No.	核燃料サイクルの技術選択肢	原子力発電電力量への影響因子		
		2030年度目標持続【A】	軽水炉寿命40年【B】	原子力発電漸減【C】
1	核燃料サイクル凍結	X	X	X
2	六ヶ所再処理工場限定サイクル	X	－	X
3	軽水炉サイクル継続	X	X	－
4	高速炉サイクル導入2050年代	X	X	X
5	高速炉サイクル導入2060年代	X	－	－

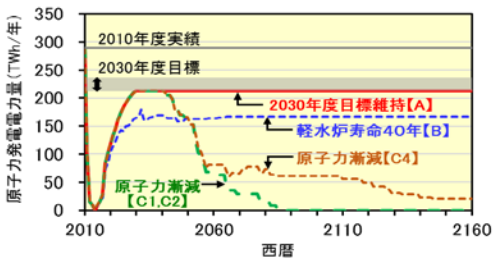


図1 主なシナリオの原子力発電電力量

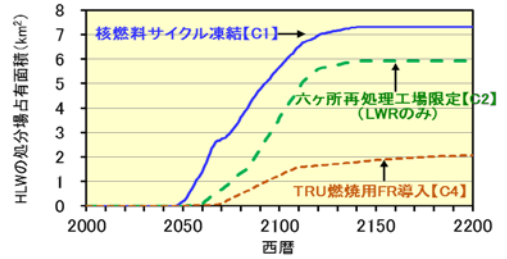


図2 高レベル放射性廃棄物の処分場占有面積
（原子力発電漸減シリーズ）

3. 結果・考察　図 1 は 2030 年度目標維持【A】、第 1 世代炉寿命 40 年【B】、原子力発電漸減における軽水炉のみ【C1,C2】と TRU 燃焼用 FR 導入【C4】を想定した原子力発電電力量である。2030 年度目標維持の電力供給に対して、軽水炉寿命 40 年のシリーズは約 80%まで低下し、原子力発電漸減シリーズの TRU 燃焼用 FR 導入では来世紀初頭まで 30%程度の電力量を確保できる。また、FR 導入の利点である最終処分場の有効利用は、原子力発電漸減シリーズでも十分に発揮される(図 2)。よって、高速炉は将来の原子力発電規模が不確かな場合でも、その時代のニーズに適した FR 炉心を選択することで多様性に富んだ運用と効果が期待できることから、軽水炉サイクルの着実な遂行を支援するうえでも高速炉サイクルの開発を継続していくことが必須である。

参考文献　[1] 大滝他，2010 年秋の大会 O14、[2] 大滝他，2013 年秋の大会 E04

*Akira Ohtaki[1], Kiyoshi Ono[1] and Yoshiki Sato[2]

[1]JAEA, [2]NESI Inc.

軽水炉における放射性毒性最小化の検討
（7）燃料サイクル諸量評価コード ATRUNCYS^{TM} の開発

Study on Minimization of Radiotoxicity of Spent LWR Fuel

(7) ATRUNCYS^{TM}: a Nuclear Fuel Cycle Simulation Code

*杉田 宰[1]，和田 怜志[1]，吉岡 研一[1]，平岩 宏司[1]，櫻井 俊吾[1]，木村 礼[1]，相澤 利枝[1]

[1]（株）東芝

原子力発電のコスト評価においては、消滅処理高速炉などを含めた環境負荷低減にかかるコストを総合して考慮する必要がある。既存炉から将来炉まで含め、シナリオに応じた TRU 量などの燃料サイクル諸量を正確に評価できる解析コードシステム ATRUNCYS^{TM} を開発し検証した。

キーワード：超ウラン元素，核燃料サイクル，放射性毒性，軽水炉，コード検証

1. 緒言

2014 年策定のエネルギー基本計画では、環境負荷低減の観点から放射性廃棄物の減容化・有害度低減のための技術開発を推進するとしており、群分離や超ウラン元素(TRU)等を処理する消滅処理高速炉の研究が進められている。現状での軽水炉の発電コストの評価にはこれらの環境負荷低減コストが考慮されておらず、TRU の蓄積量によっては多大なコストが原子力発電にかかる可能性がある。したがって、軽水炉において TRU の発生量を抑制し、環境負荷を低減する研究開発を行っている[1]。このような軽水炉側での技術開発により燃料サイクル全体での環境負荷コスト低減が可能かどうかの確認には、燃料サイクル全体での燃料サイクル諸量（TRU 蓄積量など環境負荷に関する量）の正確な評価と経済性への影響の見積りが必要である。軽水炉の環境負荷低減技術の開発と並行し、それらの技術の燃料サイクル適用時の影響を定量的評価するため、燃料サイクル諸量を評価する解析コードの開発を進めている[2]。

2. コード検証

サイクル諸量評価に関わるベンチマーク問題[3]を用いて、開発したコードの検証を行った。問題には、ウラン燃料のみのワンススルーサイクル(シナリオ 1)、MOX 再処理を行う MOX 再処理サイクル(シナリオ 2)、MOX 再処理に加え高速炉利用を実施するサイクル(シナリオ 3)が用意されている。図 1 には、シナリオ 2 の PWR ウラン燃料と再処理 PWRMOX 燃料のシナリオ例を示す。図 2 にシナリオ 2 における Pu 廃棄量のベンチマーク参加コードとの比較を示す。各コードには、再処理後の崩壊を加味したものと、加味しないものがあり、ATRUNCYS^{TM} および“COSI”では、再処理後の崩壊を考慮した結果を(DECAY)、崩壊を考慮していない結果を(CUMUL)として出力した。また、“VISION”は崩壊を考慮し、“FAMILY21”、“EVOLCODE”は崩壊を考慮していない。図 2 の結果から、崩壊を考慮しない場合は他コードとよく一致しており、崩壊を考慮した場合でもコード間の差程度で一致を示していることが分かる。本発表では、開発コードによるベンチマーク解析結果と他機関サイクル諸量コードによるベンチマーク解析結果の比較・検証結果について述べる。

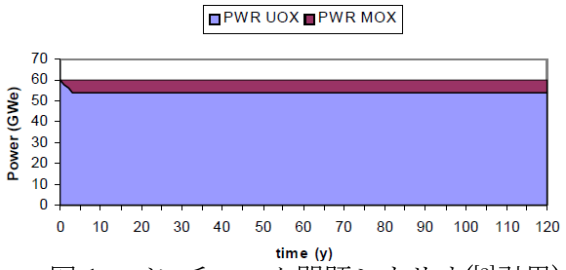


図 1　ベンチマーク問題シナリオ([3]引用)

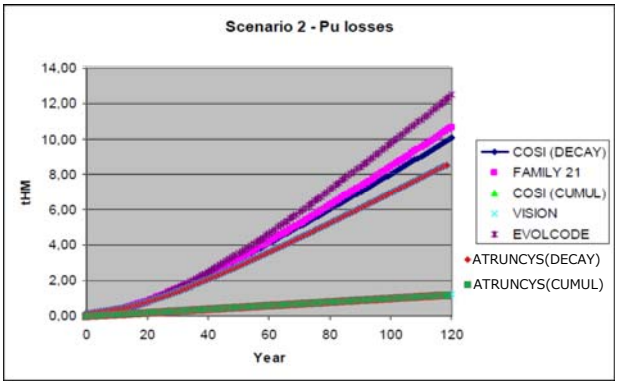


図 2　Pu 廃棄量比較([3]引用)

※本論文に掲載の商品の名称は、それぞれ各社が商標として使用している場合があります。

参考文献

[1]平岩　他，2015 秋の大会 A01、A02、A03、　櫻井　他、2016 春の大会 3O04、3O05

[2]松宮　他，2016 秋の大会 1L05

[3] “Benchmark Study on Nuclear Fuel Cycle Transition Scenario Analysis Codes”, NEA/NSC/WPFC/DOC(2012)16, June 2012

*Tsukasa SUGITA[1], Satoshi WADA[1], Kenichi YOSHIOKA[1], Kouji HIRAIWA[1], Shungo SAKURAI[1], Rei KIMURA[1], and Rie AIZAWA[1]

[1]Toshiba Corporation

環境負荷低減軽水炉を用いた核燃料サイクル概念構築
（1）全体計画と 2016 年度成果概要

Concept of a nuclear fuel cycle using an environmental load-reducing light-water reactor

(1)Outline of the Studies and the Results

*平岩 宏司[1]、吉岡 研一[1]、櫻井 俊吾[1]、木村 礼[1]、和田 怜志[1]、杉田 宰[1]、梶原 春花[1]、
北田 孝典[2]、竹田 敏[2]、千葉 敏[3]
[1]東芝、[2]大阪大学、[3]東京工業大学

軽水炉と高速炉とが共存する核燃料サイクルにおいて、軽水炉の放射性毒性を抑制することで核燃料サイクル全体として放射性毒性を抑制できる概念を検討する。本報では全体計画、2016 年度成果概要を示す。

キーワード：.環境負荷，軽水炉，放射性毒性，ガラス固化体，核分裂生成物，マイナーアクチニド

1. 緒言

潜在的放射性毒性（以下有害度）の削減は分離変換と高速炉での消滅処理が主に想定されてきた。これに対し本開発は有害度等発生元の軽水炉に注目し有害度等生成低減が可能な環境負荷低減軽水炉概念の構築とその炉でのサイクル諸量評価を通じ有害度等を低減できる核燃料サイクル概念を構築する計画である。

2. 開発計画と 2016 年度成果概要

環境負荷低減型軽水炉の検討では 1)軽水炉仕様の検討と 2)軽水炉仕様への影響検討として平行した検討を行う。1)は図 1 のように既設炉を含む範囲で TRU、FP を原因とする有害度生成低減と廃棄物減容が可能な燃料炉心仕様の在り方を MVP 等の解析で検討する。2)は燃焼中の共鳴吸収を抑制できる中性子毒物の選定と適用時の効果を解析で検討する。さらに FP イールド(FPY)評価精度の向上を目的に FPY 理論的評価的手法の高度化を行う。サイクル諸量評価は開発済みのサイクル諸量コード[1] を適用する。

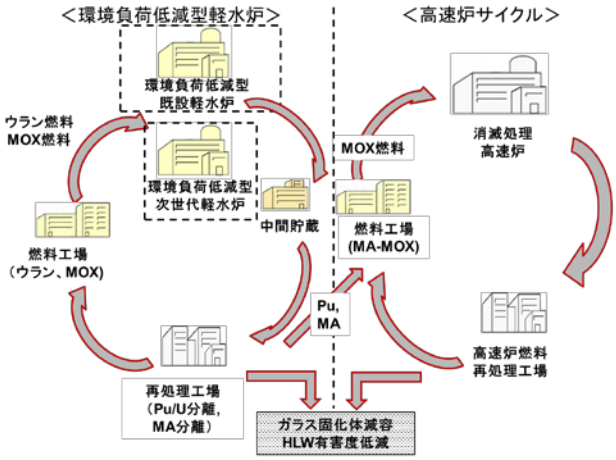


図 1 環境負荷低減型軽水炉を用いた核燃料サイクル

検討結果のうちウラン燃料炉心の結果を図 2 に示す（基準ケースで規格化）。H/HM 増大、ウラン燃え残し、燃料棒太径で改善となりウラン炉のスペクトルシフト運転では悪化する。

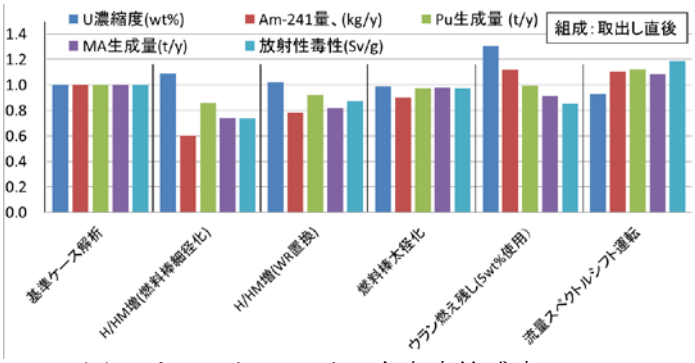


図 2 ウラン炉における有害度等感度

3. 結論

軽水炉で燃料炉心仕様を適切に構築することで有意な有害度低減やガラス固化体減容が可能と考えられ、有効な方法は BWR 特有の方法ではないため PWR でも効果が期待される。本研究は平成 28 年度文部科学省原子力システム研究開発事業の一環として東芝、大阪大学、東京工業大学が実施した成果の一部である。

参考文献 [1] 松宮他、2016 春の年会 L05

* Kouji HIRAIWA[1], Kenichi YOSHIOKA[1], Shungo SAKURAI[1],Rei KIMURA[1], Satoshi WADA[1], Tsukasa SUGITA[1], and Haruka KAJIWARA[1],Takanori KITADA[2],Satoshi CHIBA[3] [1]TOSHIBA Corporation, [2]Osaka University,[3]Tokyo Institute of Technology

環境負荷低減軽水炉を用いた核燃料サイクル概念構築
(2) ウラン燃料における放射性毒性低減について

Concept of a nuclear fuel cycle using an environmental load-reducing light-water reactor

(2)Radioactive toxic reduction in uranium fuel

*櫻井 俊吾[1]，吉岡 研一[1]，平岩 宏司[1]，木村 礼[1]，和田 怜志[1]，杉田 宰[1]，梶原 春花[1]

[1]東芝

既設炉にも適用出来る放射性毒性を低減できる燃料概念として、初期濃縮度と残留濃縮度を増加させる「ウラン燃え残し型燃料概念(FORSETI)」を構築した。同燃料概念と放射性毒性低減の原理について報告する。

キーワード：環境負荷，軽水炉，放射性毒性，ウラン燃料，既設炉，マイナーアクチニド

1. 緒言

使用済み燃料から生じる潜在的放射性毒性（以下有害度）の削減は分離変換と高速炉での消滅処理が主に考えられてきた。先行研究[1],[2]において有害度の発生源とされている軽水炉に着目した研究を行い、有害度の主因子となる核種を明らかにし、軽水炉で有害度が低減出来ることを示した。本報では、既設炉にも適用可能な概念として初期濃縮度と残留濃縮度を増加させる「ウラン燃え残し型燃料概念(FORSETI)」を構築し、有害度低減の定量評価を行うとともに有害度低減の要因を明らかにする。

2. 解析

2-1. 解析条件

BWR 用 9×9 燃料の断面を対象に MVP-BURN を用い、初期濃縮度をパラメータとし、取出燃焼度 45GWd/t 一定で取出時組成を評価し、参考文献[3]に記載された換算係数を用いて有害度を評価した。

2-2. 解析結果

図 1 に取出時の有害度の初期濃縮度依存性を示す。初期濃縮度を高くすると高次の TRU 生成が減少することが分かる。Cm-244 の有害度は既設炉で利用可能な 5wt%において 5%減、10wt%で 93%減、15wt%で 98%減、20wt%では 99%減と初期濃縮度の有害度低減の感度が大きいことが分かった。図 2 に取出時の全プルトニウム（全 Pu）及び U-235 と核分裂性プルトニウム(Puf)の初期濃縮度濃縮度依存性を示す。初期濃縮度が高くなるにつれて全 Pu が低下し、U-235+Puf が増加していくことが分かる。

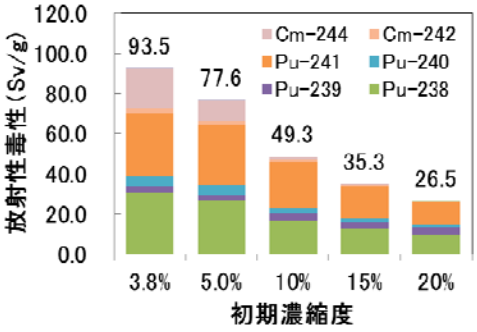


図 1　有害度の初期濃縮度依存性

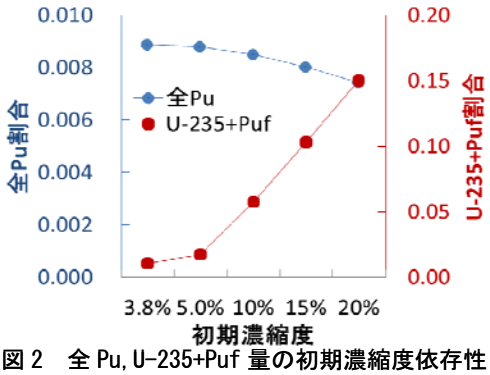


図 2　全 Pu, U-235+Puf 量の初期濃縮度依存性

3. 結論

FORSETI は、ウラン炉での燃料炉心構造を一切変えずにウラン濃縮度のみで有害度生成を抑制でき、この燃料から取出される Puf と高い U-235 濃度を生かすことで MOX 炉の有害度も減らせ、MOX 炉の核特性改善も可能と考えられ、ウラン炉と MOX 炉トータルで有害度を減らす既設炉にも適用可能な環境負荷低減炉概念と考えている。現在、FORSETI のウラン炉心、MOX 炉心成立性の検討も進めている。本研究は、平成 28 年度文部科学省原子力システム研究開発事業の一環として、東芝が実施した成果の一部である。

参考文献

[1] 平岩　他、2015 秋の大会 A01,　[2] 櫻井　他、2015 秋の大会 A02

[3] 西原健司、使用済核燃料の潜在的放射性毒性評価のためのデータベース、JAEA-Data/Code2010-012,JAEA,Sep.2010

*Shungo SAKURAI[1], Kenichi YOSHIOKA[1], Kouji HIRAIWA[1], Rei KIMURA[1], Satoshi WADA[1], Tsukasa SUGITA[1], and Haruka KAJIWARA[1]

[1]TOSHIBA Corporation

環境負荷低減軽水炉を用いた核燃料サイクル概念構築
（3）毒物（中性子吸収材）の添加による有害度低減（その 1）

Concept of a nuclear fuel cycle using an environmental load-reducing light-water reactor

(3) Toxicity reduction by adding poison (1)

*北田　孝典[1]，竹田　敏[1]，平岩 宏司[2]，千葉 敏[3]

[1]大阪大学，[2]東芝，[2]東京工業大学

高次核種の生成を抑制するための毒物(中性子吸収材)の添加を検討した。評価済み核データライブラリや燃焼チェーン等を確認し、核種が持つ共鳴や断面積の大きさの観点から、有害度低減に効果がある可能性のあるランタノイドなどの核種を明らかにした。

キーワード：放射性毒性，毒物，断面積，共鳴

1. 緒言

軽水炉から取り出される使用済燃料について、減容や有害度の低減を目的とする環境負荷低減型軽水炉が研究されており、この一環として、高次核種の生成を抑制するための毒物(中性子吸収材)の添加を検討している。評価済み核データライブラリや燃焼チェーン等を確認し、核種が持つ共鳴や断面積の大きさの観点から、有害度低減に効果がある可能性のある核種を調査した結果について報告する。

2. 反応抑制対象核種および毒物核種の選定

特に 100 年後の TRU の中で有害度の高い Pu238 と Pu241 に着目した場合、燃焼チェーンを踏まえれば、Pu238 については Np237 や Cm242 を経由する生成経路、Pu241 については Pu239 やより高次の核種から生成する経路がある。ここで、Pu239 は主として U238 の捕獲反応で生成されること、Pu239 よりも高次の核種については Pu239 の捕獲反応を低減させることで生成を抑制できることから、Np237・U238・Pu239 の 3 核種の捕獲反応を抑制することで、特に 100 年後の有害度を低減できると考えられる。

Np237・U238・Pu239 の 3 核種の捕獲反応を抑制するために、燃料に添加する毒物として利用可能と考えられる核種(ランタノイド等を対象)を選定するため、断面積の比較を行い候補となる核種を選定した。U238 の場合、図 1 に示すような 7, 21, 36eV 付近において共鳴吸収が存在する核種や、吸収断面積が U238 よりも大きい核種を選定し、Dy, Er, Eu 等を毒物候補核種とした。Np237, Pu239 についても U238 の場合と同様に断面積を比較し、毒物候補核種を選定した。

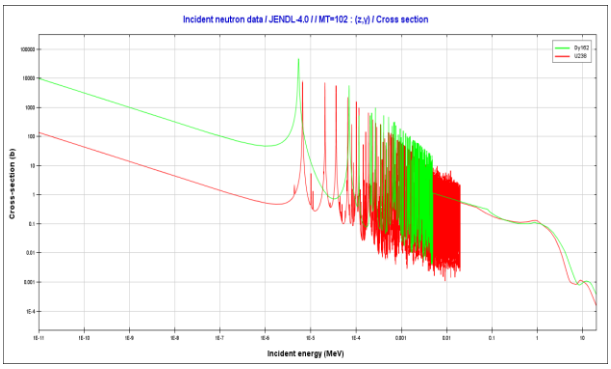


図 1　U238 と Dy162 の捕獲断面積の比較

今後、候補核種を添加した燃料を対象にした燃焼計算を実施し、添加毒物核種による Np237・U238・Pu239 の捕獲反応の抑制効果および有害度低減への寄与を評価する予定である。 本研究は、平成 28 年度文部科学省原子力システム研究開発事業の一環として、東芝、大阪大学、東京工業大学が実施した成果の一部である。

---

*Takanori Kitada[1], Satoshi Takeda[1], Kouji Hiraiwa[2] and Satoshi Chiba[3]

[1]Osaka Univ., [2]TOSHIBA Corporation, [3]Tokyo Institute of Technology

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：301-2 Reactor Design, Nuclear Energy Strategy, Nuclear Transmutation

Thu. Sep 14, 2017 4:55 PM - 6:15 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 7:55 AM - 9:15 AM UTC | Room M N304 - N Block

[2M18-22] New Type Reactor Development 1

Chair:Rei Kimura (TOSHIBA)

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

[2M18] Core concept of molten salt fuel sodium cooled fast reactor

(1)Core concept

*Naoyuki Takaki[1], Takumi Iida[1] (1. Tokyo City Univ.)

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

[2M19] Core concept of molten salt fuel sodium cooled fast reactor

(2)炉心核特性

*Takumi Iida[1], Naoyuki Takaki[1] (1. Tokyo City Univ.)

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

[2M20] Development on a breeding reactor with moltensalt coolants

*Yoshitaka Naito[1], Kazuo Asekura[1] (1. NAIS co.inc)

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

[2M21] A Sodium-cooled Fast Reactor Core Concept with Enhanced Inherent Safety

Feasibilty study of the void reactivity and burnup reactivity reduction countermeasure

*Koji Fujimura[1], Takeshi Nitawaki[2], Toshikazu Takeda[3] (1. Hitachi, Ltd., 2. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., 3. University of Fukui)

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

[2M22] Investigation on the calculation method of sodium void reactivity for fast reactor cores with sodium plenum

*Kazuteru Sugino[1], Shigeo Ohki[1] (1. JAEA)

6:10 PM - 6:15 PM JST | 9:10 AM - 9:15 AM UTC

Time reserved for Chair

溶融塩燃料 Na 冷却高速炉の炉心概念
（1）炉心概念

Core concept of molten salt fuel sodium cooled fast reactor
(1) Core concept

*高木 直行[1]，飯田 拓海[2]
[1,2]東京都市大学

塩化物燃料塩を装填した被覆管表面を Na で除熱する「溶融塩燃料 Na 冷却高速炉」概念を提案した。

キーワード：ピン型燃料、溶融塩燃料、ナトリウム冷却、高速増殖炉

1. 緒言

燃料塩と冷却塩が被覆管によって分離されているピン型溶融塩炉(SSR: Stable Salt Reactor)が英 Moltex エナジー社により提案されている[1]。従来の溶融塩炉では、燃料塩が冷却材の役割も持ち、大量の放射能を内包した燃料物質や FP を含んだ塩が除熱のために炉心領域を出て配管、ポンプ、熱交換器といった広い領域を循環する。一方、SSR 炉心概念では、燃料物質は塩化物塩として被覆管内に収められ、フッ化物冷却材塩とは物理的に分離されている。燃料塩が 1 次ループ全体を巡ることがないため、stable(もしくは static)溶融塩炉と称されている。SSR では一次冷却材中の含有放射能が低く、放射性物質隔離バウンダリの構成やポンプ・熱交換器などの機器保守管理の考え方が従来の固体燃料炉に近い。本研究では、塩化物燃料塩を装填した被覆管表面を Na で除熱する「溶融塩燃料 Na 冷却高速炉」概念を提案しその特徴を整理した。

2. ピン型溶融塩燃料 Na 冷却高速炉概念

燃料仕様： 燃料塩の熱伝導は酸化物燃料の 1/10 程度以下と小さく、燃料温度抑制には対流効果促進が重要なため、Moltex 社の設計では 20mm の太径ピンが採用されている。炉心燃料の設計仕様は検討途中ながら、三角配列の燃料ピンを正方形に束ねた集合体をオンライン交換可能とする炉心構成が提案されている。

特徴: 資源有効利用や廃棄物低減を目的として Pu や MA をリサイクルする場合､固体ペレット燃料では、その製造・再処理過程で燃料を固体→液体→固体と相変化させて扱わねばならず、特に固体時には大きな発熱量が妨げになるが、溶融塩燃料ではこれらの煩雑さを軽減できる可能性がある。ピン型溶融塩燃料炉では、放射能の強い殆どの FP は気体でなく塩として被覆管内に存在するため、過酷事故時にも放射性プルームの放出抑制が期待される。冷却材に Na を用いることで、従来の Na 高速炉並の燃焼・増殖性能が達成でき、燃料部以外のプラント技術については、過去の Na 炉開発による豊富な成果を活用できる可能性がある。燃料ピン内重元素量少の核的影響や、被覆管破損時の燃料挙動等について今後検証が必要である。

表１　従来型溶融塩炉とピン型溶融塩炉の特質比較

	軽水炉	従来型溶融塩炉 (ORNL など)	Stable Salt Reactor (Moltex Energy)	ピン型溶融塩 Na 冷却炉 (都市大)
燃料バウンダリ	燃料被覆管	1 次系ループ	燃料被覆管（ベント型）	燃料被覆管
冷却系圧力	高圧（7～15MPa）	低圧 （大気圧＋系統損圧）	同左	同左
燃料（塩）の種類	U 酸化物	U, Th フッ化物、塩化物	U, Th, Pu, MA 塩化物塩	U, Th, Pu, MA 塩化物塩 (Cl-37 同位体濃縮)
燃料の炉心外への移動	なし →遅発中性子損失無し	あり →遅発中性子損失有り →Pa 寄生吸収による U-233 生成阻害少	なし →遅発中性子損失無し →Pa 寄生吸収による U-233 生成阻害多	なし →遅発中性子損失無し →Pa 寄生吸収による U-233 生成阻害多
冷却材	水	燃料塩に同じ	フッ化物塩	ナトリウム
中性子エネルギー	熱	熱	中速～高速	高速
燃料塩、冷却材による 中性子寄生吸収	-	多い	多い	少ない
増殖成立性	不可	トリウム燃料＋燃料塩 の連続再処理(FP 除去) で成立可能性有	不可	ウラン燃料、トリウム燃料 いずれでも成立可能性有

参考文献

[1] Ian R. Scott, “THE SIMPLE MOLTEN SALT REACTOR” Conceptual design and technical status, Moltex report, Oct. 2014
[2] 飯田、高木、”燃料ピン型溶融塩炉の増殖性能評価”、日本原子力学会 2017 年春の年会（東海大）要旨集 3F13

*Naoyuki Takaki[1] and Takumi Iida[2], [1,2]Tokyo City Univ.

溶融塩燃料 Na 冷却高速炉の炉心概念
（2）炉心核特性

Core concept of molten salt fuel sodium cooled fast reactor

(2) Core characteristics

*飯田 拓海[1]，高木 直行[2]

[1,2]東京都市大学

ピン型溶融塩炉(SSR: Stable Salt Reactor)の冷却材を Na に変更した「溶融塩燃料 Na 冷却高速炉」についてモンテカルロコード MVP を用いたピンセル燃焼解析を行い、燃焼特性および増殖性能を評価した。

キーワード：ピン型燃料、溶融塩燃料、Na 冷却、高速増殖炉

1. 緒言

表 1 に SSR の基準炉心仕様を示す[1]。先行研究により SSR の燃料塩に含まれる ^{35}Cl の中性子吸収率が炉心全体のうち約 11%、燃料塩が 10%を占めていることが判明した[2]。そこで本検討では、①^{37}Cl の同位体濃縮による ^{35}Cl の排除、②冷却材のフッ化物塩を高速炉の冷却材として一般的な Na へ変更という 2 つの対策を行い、中性子寄生吸収を抑制することで燃焼特性や増殖性能の改善を図った。

表 1. SSR の基準炉心仕様

出力密度	115kW/l(PWR級)
燃料塩組成	$(Pu,MA,U)Cl_3$/NaCl 40mol%/60mol%
Pu富化度	30wt%
燃料平均温度	1475K
冷却塩組成	ZrF_4/NaF/ KF 42mol%/10mol%/48mol%
冷却塩平均温度	775K
被覆材	NIMONIC® alloy PE16
被覆材平均温度	775K
燃料ピン直径	2.0cm
燃料ピンピッチ	2.56cm

2. 解析方法

連続エネルギーモンテカルロコード MVP-2.0 の燃焼計算モジュールである MVP-BURN を用いてピンセル二次元無限解析を行った。核データライブラリには JENDL-4.0 を使用した。TRU 組成には、軽水炉取出燃料（燃焼度 45~49GWd/t、4 年冷却、MA/TRU=10.4%）の値を用いた。

3. 結果

各炉の燃焼に伴う k-inf.の変化と性能評価結果を図 1 と表 2 に示す。

基準炉心に比べ、^{37}Cl の同位体濃縮を行った炉心では、中性子寄生吸収減少により初期反応度が増加し、炉寿命は 1.6 倍に延長した。

更に、冷却材をフッ化物塩から Na に変更した炉心では、フッ素による高速中性子の散乱・吸収が排除されたこと、および Pu 富化度低減によって親核種が増加したことにより、内部転換性能が大幅に改善し増殖が可能となった。燃焼度は 130GWd/t を超え燃焼性能の飛躍的向上が見られた。

この ^{37}Cl 濃縮+Na 冷却炉では、Pu 富化度が 15wt%と低く随伴する MA 量も少ないながら、軽水炉 1 基分の生成量に相当する MA 変換（変換率で-7.6%/y）が可能となる結果を得た。

今後は増殖性能や MA 変換性能等をより高い精度で評価を行うため、ブランケット集合体を持つ全炉心解析を実施し、溶融塩燃料 Na 冷却高速炉の核的成立性検討を更に深める。

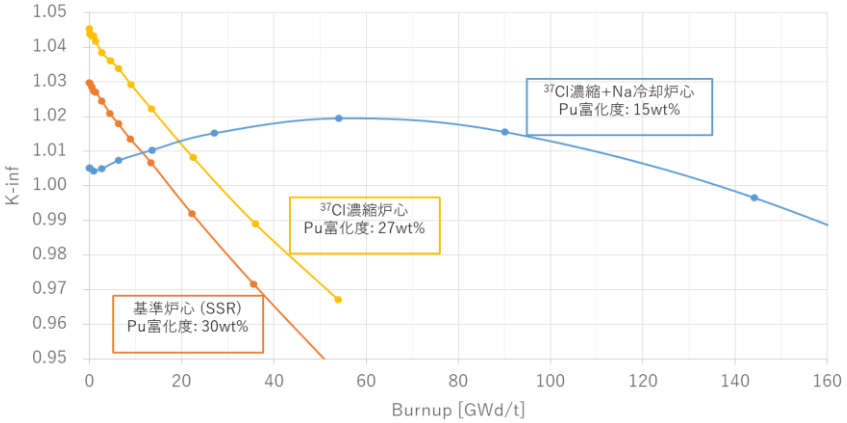


図 1. 無限増倍率の変化

表 2. ピン型溶融塩燃料炉の仕様と評価結果

	基準炉心(SSR)	^{37}Cl濃縮炉心	^{37}Cl濃縮+Na冷却炉心
燃料塩中の Cl同位体割合	^{35}Cl : 75.8% ^{37}Cl : 24.2%(nat)	^{35}Cl : 0% ^{37}Cl : 100% (濃縮)	
冷却材組成	ZrF_4+NaF+KF		Na
Pu富化度	30wt%	27wt%	15wt%
炉寿命	195days	314days	1490days
燃焼度	17.2GWd/t	28.2GWd/t	134GWd/t
瞬時転換比(MOL)	0.68	0.77	1.07
FIR*	0.96	0.94	1.12
Pu増減量	-84kg/GWt/y (-2.7%/y)	-39kg/GWt/y (-1.4%/y)	+67kg/GWt/y (+4.4%/y)
MA増減量	-14kg/GWt/y (-3.9%)	-19kg/GWt/y (-5.8%/y)	-13kg/GWt/y (-7.6%/y)

* FIR:Fissile inventory Ratio

参考文献

[1] Ian R. Scott M.A. Ph.D. : “THE SIMPLE MOLTEN SALT REACTOR” Conceptual design and technical status October 2014

[2] 飯田拓海，高木直行，“燃料ピン型溶融塩炉の増殖性能評価”，日本原子力学会 2017 年春の年会 ，3F13

*Takumi Iida[1]and Naoyuki Takaki[2]

[1,2]Tokyo City Univ.

溶融塩冷却増殖炉の開発

Development on a breeding reactor with molten-salt coolants

*内藤 俶孝[1]，畦倉 和雄[1]
[1]（株）ナイス，

高速増殖炉「もんじゅ」の開発が頓挫して、わが国の核燃料サイクルの完結は困難になった。ナトリウム以外の冷却材を用いた増殖炉の開発が必要になった。この冷却材としては、金属化合物と溶融塩が考えられる。ここでは、溶融塩を冷却材とした増殖炉の開発の可能性について検討する。

キーワード：高速増殖炉もんじゅ，溶融塩冷却材，核燃料サイクル

1. 緒言

高速増殖炉の冷却材として考えられるのは、金属化合物と溶融塩の二つが有力である。金属化合物としては、鉛ビスマスが考えられている。その他に、ナトリウム金属がある。但し、ナトリウムは化学的に活性で、取り扱いには歴史的に苦労している。溶融塩冷却炉の可能性については、今後、検討が進められることと思われる。この場合の要点は核燃料の増殖性能と化学的安全性である。増殖性能についてはここでは可能性について説明し、化学的安全性については、今後、長期にわたる検討課題とする。

2. 溶融塩冷却材による増殖性能

2-1. 米国 INEL が調査した[1]溶融塩のなかで、増殖炉の冷却材として使用できるものを検討対象にする。

燃料はウランとプルトニウムの Zr 合金燃料を想定した。冷却材の Melting Point が高いものは、Melting Point まで温めて、溶液にして使用する。溶液が沸騰しなければ、一次冷却系の圧力が低く抑えられる。また、増殖比(BR) が大きく、十分な燃焼に耐える反応度を維持できれば、増殖炉として使用できるとする。

2-2. 単位セルの燃焼計算結果

「もんじゅ」の単位燃料棒セルを手本にして、溶融塩の核種組成や燃料棒のピッチと直径の比（P/D）を幾何形状パラメターにして計算した。そのセル内の平均中性子エネルギースペクトルを図 1 に示す。また、中性子増倍係数、及び、増殖比(BR)を求め、表 1 に示す。これらの図表から次のことが分かる。

(1) 冷却材に水素が含まれていなければ、ナトリウム冷却の場合と近い中性子スペクトルとなる。

(2) 溶融塩冷却材を使用すると HC(High Convergence) BWR の場合より硬いスペクトルになる。

(3) この溶融塩冷却材を用いれば、Na 冷却高速炉と同程度の増殖比(BR)が得られる。

3. 結論

水素元素を含まない溶融塩による冷却により、ナトリウム冷却と同程度の増殖比を達成できる。

表 1 各セルパターン毎の中性子増倍係数 Kinf,と増殖比(BR)

Coolant	Fuel	P/d : 1.1		P/d : 1.2		P/d : 1.3	
		Kinf	BR	Kinf	BR	Kinf	BR
Hitec	20%MOX	1.462	1.006	1.408	0.976	1.355	0.943
	U-16Pu-10Zr	1.583	1.093	1.499	1.095	1.426	1.083
Flibe	20%MOX	1.365	1.032	1.291	0.992	1.238	0.953
	U-16Pu-10Zr	1.427	1.169	1.330	1.097	1.258	1.108
Na	20%MOX	1.521	1.039	1.492	1.032	1.466	1.024
H2O	20%MOX	1.402	0.810	-	-	-	-
Pb-Bi	20%MOX					1.462	1.042
	U-16Pu-10Zr					1.642	1.061

図 1 Neutron Energy Spectra in each cell

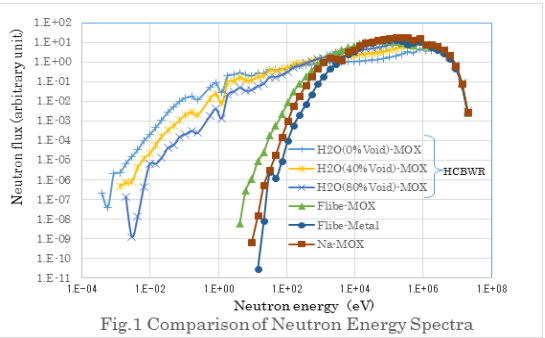


Fig.1 Comparison of Neutron Energy Spectra

参考文献

[1] INEL/EXT-10-18297(2010)

*Yoshitaka Naito[1], Kazuo Azekura[1] ：[1]NAIS Co. Inc.

固有安全性を有する高速炉の炉心概念
- ボイド反応度と燃焼反応度の低減策の検討 -

A sodium-cooled fast reactor core concept with enhanced inherent safety

- Feasibility study of the void reactivity and burnup reactivity reduction countermeasure -

*藤村 幸治[1], 仁田脇 武志[2], 竹田 敏一[3]

[1]日立, [2]日立 GE, [3]福井大学

炉心固有の特性によって ULOF と UTOP 想定時の炉心損傷を回避できる、ナトリウム冷却 MOX 燃料高速炉の炉心概念を検討している。左記を実現するため、ボイド反応度負と燃焼反応度≦1$を同時に満足することを設計目標と設定した。炉心性能の劣化を抑制できるボイド反応度低減策として、ナトリウムプレナム付き軸方向非均質炉心(AHC)とガス膨張式モジュール(GEM)の設置を検討した。また、燃焼反応度低減策としては、AHC の内部ブランケットに軽水炉取出しのマイナーアクチニド(MA)を添加して、MA の可燃性吸収材・燃料親核種としての核的特長を活用する方策を検討した。

*ULOF：スクラム失敗流量喪失事象、UTOP：スクラム失敗制御棒誤引抜事象

キーワード：Na 冷却高速炉(SFR), ボイド反応度, 燃焼反応度,ナトリウムプレナム, MA, ULOF, UTOP

1. 緒言

炉上部へのナトリウム(Na)プレナム設置によって、MA 核変換量増大とボイド反応度低減を両立する MA 均質装荷炉心の概念を提案した[1]。本研究では、ULOF と UTOP のいずれの事象に対しても炉心損傷を回避できる炉心概念の開発を目指す。ボイド反応度低減策は、Na プレナム付き AHC 炉心を基本に、後述する GEM の設置を検討する。燃焼反応度低減策としては、MA の優れた親核種としての特長を活用する。ボイド反応度の増大を抑制するために、MA は内部ブランケットのみに添加して、炉心燃料は MOX とする。図 1 に検討のベースとした基準炉心の炉心構成を示す。設計目標は、ボイド反応度負、燃焼反応度 1$以下とした。

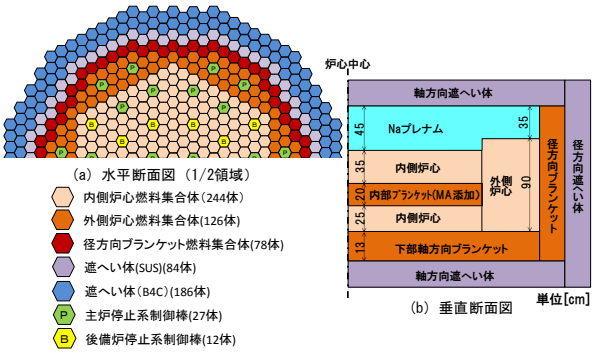


図1 基準炉心の炉心構成

2. 検討結果

基準炉心の燃焼反応度とボイド反応度の、内部ブランケット(IB)の MA 含有率依存性を図 2 に示す。図中の運転期間 19.8 ヶ月のケース（炉心の取出燃焼度は約 150GWd/t）より、ボイド反応度と燃焼反応度がトレードオフの関係にある事が分かる。IB の MA 含有率が 40wt%の場合、燃焼反応度はほぼゼロになるが、ボイド反応度は約 4$で目標を超過する。そこで、以下の 4 つのボイド反応度低減策を検討した。効果は、①運転期間短縮：19.8→12 ヶ月で－1.1$、②燃焼反応度の目標を満足できる範囲での、IB の MA 含有率低減：40→30wt%で－0.67$、③内側炉心高さの低減：60→55cm で－0.73$、④上部遮へい体の B-10 濃度増加：20→90wt%で－0.37$、である。尚、②のボイド反応度低減効果には、IB の取出燃焼度が減少して、炉心燃料上端部の中性子束の燃焼に伴う減少が抑えられ、Na プレナムのボイド反応度低減効果が増加した効果も含まれる。以上から、ボイド反応度は約 1.1$となる。表 1 に炉心の主要な仕様と核特性を示す。この表から燃焼反応度は約 0.9$で、目標を満足している。

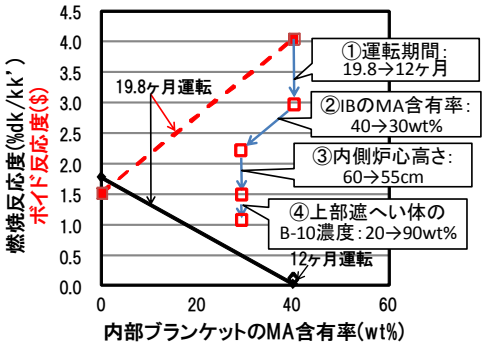


図2 燃焼反応度、ボイド反応度の内部ブランケット(IB) MA含有率依存性

ULOF 時の更なるボイド反応度低減策として炉心と径方向ブランケットの間に GEM を 1 列配置した場合の反応度効果は-1.14$であり、正味のボイド反応度は-0.04$となる。以上から、ボイド反応度負と燃焼反応度 1$以下の目標を同時に達成出来る見通しを得た。

表1 炉心の主要な仕様と核特性

項目	単位	値
出力(電気/熱)	MW	750/1765
運転期間×バッチ数	EFPD	356×6
高さ(IC/IB/OC)	cm	55/20/90
IBのMA含有率	wt%	30
TRU富化度(IC/OC)	wt%	27.2/25.5
取出平均燃焼度(炉心/IB)	GWd/t	95/70
MA核変換量	kg/GWe/年*)	116
燃焼反応度	%dk/kk'($)	0.28 (0.9)
ボイド反応度(GEMなし/GEMあり)	$	1.1/-0.04

EFPD:Effective full power day、*)定期期間:45日
IC:内側炉心、IB:内部ブランケット、OC:外側炉心

参考文献

[1] 藤村他, 日本原子力学会 2015 年秋の大会, A14.

*Koji Fujimura[1], Takeshi Nitawaki[2] and Toshikazu Takeda[3]./ [1]Hitachi, [2]Hitachi-GE and [3]University of Fukui.

Na プレナム付高速炉炉心の Na ボイド反応度解析手法の検討

Investigation on the calculation method of sodium void reactivity for fast reactor cores with sodium plenum

*杉野 和輝[1]，大木 繁夫[1]
[1]日本原子力研究開発機構

次世代高速炉の性能追求の一環として、炉心上部に Na プレナムを有する高速炉炉心における Na ボイド反応度の解析手法について検討を行った。具体的には、従来の次世代高速炉炉心に備わっていなかった Na プレナム部に対する Benoist の非等方拡散係数の適用性評価を行った。その結果、Na プレナム部のボイド反応度を十分な精度で解析可能なことが分かり、十分な適用性を有することが確認できた。

キーワード：高速炉，Na ボイド反応度，Na プレナム，Benoist の非等方拡散係数

1. 緒言

ロシアの BN-800[1]やフランス ASTRID プロジェクトの CFV 炉心[2]などでは、炉心の安全性を高めるために炉心上部に Na プレナムが設置されている。国内の次世代高速炉においても、性能追求においては参考になると考えられる。Na プレナム部は主にラッパ管とその内外の Na 領域から構成されるために、Na がボイド化した際には、中性子ストリーミング効果が比較的大きくなり、Na プレナム部の非均質性の取扱いが重要になる。しかしながら、これまで決定論的手法に基づく詳細な検討はあまり行われていなかった。

2. 検討条件

750MWe 次世代高速炉炉心[3, 4]を基本とするが、**図 1** に示すように従来型の燃料集合体に対してその炉心上部に設置されているブランケットと遮へい体を単純に Na プレナムで置換した Na プレナム付燃料集合体で構成される炉心の Na ボイド反応度を検討対象とした。全ての炉心燃料集合体の炉心部、Na プレナム部、それらの双方をボイド化させた場合を取り上げる。なお、Na ボイド化時はラッパ管の内側の Na のみが蒸気になるものと仮定した。

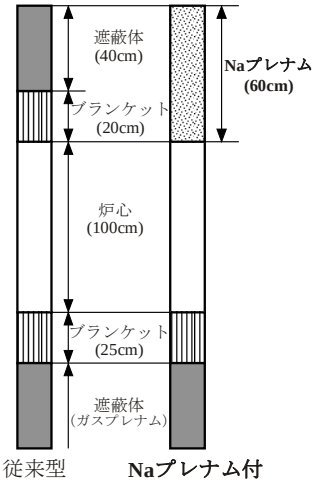


図1 従来型とNaプレナム付の炉心燃料集合体概略構造

解析は全て 70 群で行うこととした。従来の解析では、Na プレナム部は格子計算において主に均質モデルにより取り扱われてきたが、本検討では燃料領域と同様に単一格子の 1 次元多重リング非均質モデルで取り扱う。決定論的手法に基づく解析で用いる均質化断面積と Benoist の非等方拡散係数を求める際、燃料領域に対しては従来通りに衝突確率法を適用することにより中性子束分布を計算するが、Na プレナム部に関しては中性子源が存在しないことから、後述の非均質モデル多群モンテカルロ法の計算結果を参考にして中性子束一定とすることとした。また、炉心計算では、非等方拡散係数を用いた拡散理論による結果を基準に、等方（平均）拡散係数に基づく輸送理論補正を施した。

参照解は、格子計算において燃料領域と Na プレナム部の双方共に均質化を伴わない断面積を用いた非均質モデルに基づく多群モンテカルロ法炉心計算により求めた。

3. 検討結果

Na ボイド反応度の解析結果を**表 1** に示す。炉心部のみをボイド化させた場合には、均質と非均質の両モデルで差異はほとんど見られず、参照解との一致も良い。それに対し、Na プレナム部をボイド化させた場合には、均質モデルでは参照解に対し約 50 ¢ の過大評価が見られるが、非均質モデルでは参照解と非常に良い一致を示すことが分かる。

表1 Naプレナム部のモデル化の違いによる参照解に対する絶対差の比較

Naボイド化領域	均質	非均質	参照解
炉心部	−0.02	−0.04	5.53 ±0.00
Naプレナム部	+0.45	+0.04	−5.10 ±0.00
上記の双方	+0.48	−0.02	−0.32 ±0.00

単位：$

4. 結言

Na プレナム部における Na ボイド反応度の非均質効果は比較的大きいことが分かった。また、Benoist の非等方拡散係数を用いた決定論に基づく解析手法は十分な適用性を有することを確認した。

参考文献

[1] A. I. Kiryushin, et al., Paper 22405, ICONE10, etc.， [2] P. Sciora, et al., Paper 11048, ICAPP-2011, etc.,
[3] 大久保努，他，「2010 年秋の大会」, 2010, P30.，[4] 小倉理志，他，「2010 年秋の大会」, 2010, P31.

*Kazuteru Sugino[1] and Shigeo Ohki[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：203-4 Synchrotron Orbital Radiation, Laser

Thu. Sep 14, 2017 9:30 AM - 10:45 AM JST | Thu. Sep 14, 2017 12:30 AM - 1:45 AM UTC | Room N N307 - N Block

[2N01-05] Synchrotron Radiation, Laser, Electron Source

Chair:Noriyosu Hayashizaki (Tokyo Tech)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2N01] Application of the Coherent Transition Radiation to Investigating Biological Effects

*Shuichi Okuda[1], Yoshiharu Tanaka[1], Toshiharu Takahashi[2] (1. Osaka Prefecturte Univ., 2. KURRI)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2N02] Observation of THz radiation from THz Coherent Undulator Radiation Source

*Siriwan Krainara[1], Hideaki Ohgaki[1], Heishun Zen[1], Toshiteru Kii[1], Sikharin Suphakul[2] (1. Institute of Advanced Energy, Kyoto University, Japan, 2. Department of Physics and Materials Science, Faculty of Science, Chiang Mai University, Thailand)

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

[2N03] Wavelength Limit and Optical Loss Dependence on the Lasing Wavelength of Kyoto University Mid-infrared Free Electron Laser

*Heishun Zen[1], Toshiteru Kii[1], Hideaki Ohgaki[1] (1. Institute of Advanced Energy, Kyoto University)

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

[2N04] Resonant laser secondary neutral mass spectrometry for micro imaging of radioactive isotopes

*Kosuke Saito[1], Masaya Ohashi[1], Kotaro Kato[1], Sou Suzuki[1], Volker Sonnenschein[1], Hideki Tomita[1], Tetsuo Iguchi[1], Masato Morita[2], Tetsuo Sakamoto[2] (1. Nagoya Univ., 2. Kogakuin Univ.)

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

[2N05] Investigation of the Influence of Initial Current Density Distribution on Electromagnetic Forces in Vicinity of Cathode

*Hiroki Yamashita[1], Kai Masuda[1] (1. Institute of Advanced Energy, Kyoto University)

コヒーレント遷移放射の生物影響の研究への応用

Application of the Coherent Transition Radiation to Investigating Biological Effects

*奥田 修一[1]，田中 良晴[1]，高橋 俊晴[2]
[1]阪府大，[2]京大炉

京大 KURRI 電子ライナックで開発された高強度コヒーレント遷移放射光源の吸収分光系において、生物試料の照射系を設置した。光特性を調べ、生物影響の研究のために菌や微生物への照射実験を開始した。

キーワード：電子ライナック，コヒーレント遷移放射，ミリ波吸収分光，遠赤外光源，生物影響

1. 緒言　高エネルギー電子バンチからのコヒーレント遷移放射（CTR）は、極めて高いパルス強度が特徴である。物質中にパルス電場を与えて、電子や極性分子の挙動制御が可能になると考えられる。コヒーレント放射の生物に対する影響については、ほとんど研究が行われていない。本研究では、京大炉 L バンド電子ライナックによる CTR 光源[1, 2]を利用して、生体の基本である水や NaCl 水溶液への作用に関する基礎的知見を得るとともに、菌、細胞や微生物にこの光を照射し、その影響を調べ、生体における新しい生理活性を探索することを目的とした。

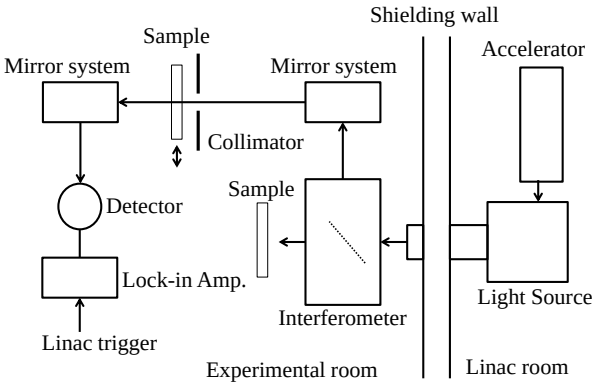


図 1 光照射と吸収分光測定配置

2. 実験結果と考察　CTR の照射、吸収分光測定系全体の概念図を図 1 に示す。代表的なビーム条件は、エネルギー42 MeV、マクロパルス幅 47 ns、パルス繰り返し 60 Hz、マクロパルスにおける平均電流 14 A であった。アルミニウム箔から放射された CTR を、光学窓を通して実験室へ輸送する。Martin-Puplett 型干渉計で分光し、光を直径約 8 mm のコリメータの位置に集束する。検出器は、液体ヘリウム冷却のシリコンボロメータである。干渉計のインターフェログラムから、光パルス幅は、約 3 ps と推定された。光のスペクトルは、波数約 7 cm^{-1} においてピークを持ち、サブミリ・ミリ波領域に広く分布している。高圧水銀灯の光強度の約 10000 倍である。ただ、パルスピーク強度にはさらに大きな差がある。図に示すように、試料への光照射と吸収分光が同時に行える系を構築した。純水と、濃度を変えた NaCl 水溶液に対する光の透過率の波数依存性を、様々に条件を変えて測定し、生物試料への予備的な照射実験を開始した。

3. 結論　KURRI の L バンド電子ライナックの CTR を用いて、生物への照射影響を調べるために、従来の吸収分光システムと加速器動作条件を最適化し、純水、NaCl 水溶液の吸収分光を行い、予備的な照射実験を行った。今後、菌、細胞、微生物の増殖率、生残率、挙動などに対する光照射の影響を詳細に調べる。

本研究の一部は、平成 27-29 年度 JSPS 科研費 15K04733 の助成を受けた。

参考文献

[1] T. Takahashi, J. Particle Accelerator Soc. Japan 2 (2005) 11-15.

[2] S. Okuda and T. Takahashi, Infrared Phys. Technol. 51 (2008) 410.

---

*Shuichi Okuda[1], Yoshiharu Tanaka[1] and Toshiharu Takahashi[2]

[1]Osaka Prefecture Univ., [2]Kyoto Univ. Research Reactor Institute

Observation of THz radiation from THz Coherent Undulator Radiation Source

*Siriwan Krainara[1], Sikharin Supakul[2], Heishun Zen[1], Toshiteru Kii[1], Hideaki Ohgaki[1]
[1]Institute of Advanced Energy, Kyoto University, Gokasho, Uji, Kyoto 611-0011, Japan
[2] Department of Physics and Materials Science, Faculty of Science, Chiang Mai University, Chiang Mai 50200, Thailand

To investigate the performance of THz Coherent Undulator Radiation (CUR) Source at Kyoto University for generating intense quasi-monochromatic radiations, the THz CUR intensity and power spectrum have been measured. The experimental setup and results are reported and discussed.

Key words: Quasi-monochromatic, Coherent Undulator Radiation (CUR), THz intensity

Introduction

Our THz Coherent Undulator Radiation (THz CUR) source has been developed since 2013. The total length is approximately 5 meters. The system starts from the 1.6-cell S-band BNL-type photocathode RF-gun driven by a UV laser of 266-nm wavelength which provided from a photocathode drive laser system [1]. Then, the electron bunch is focused by a solenoid magnet. The electron bunch length is shortened by a magnetic chicane consisting of four dipole magnets. The electron beam is also matched to the undulator [2] by the triplet quadrupole magnets. The doublet quadrupole and bending magnets have also been installed to dump the electron beam. In August 2016, this system has successfully started generating the quasi-monochromatic THz CUR. This paper presents the measurement result of the power spectrum of the THz CUR and relationship between the bunch charges and the CUR intensity to study the effect of the electron space charge on the bunch form factor.

THz Coherent Undulator Radiation measurement and results

The schematic diagram of CUR spectrum measurement setup is shown in Fig. 1. The CUR generated in the undulator was reflected by a titanium foil inside in the vacuum chamber. Then, it travels through a fused silica window and directly goes to the Michelson interferometer setup. This setup consists of parabolic mirrors, a fixed mirror, a moving mirror, a beam splitter, and a pyroelectric detector as shown in Fig. 1. The measured signal intensity as a function of the path difference (so called interferogram) was measured then it is converted to power spectrum by using Fast Fourier Transform (FFT).

The CUR power spectrum with different undulator gaps are presented in Fig 2a under the condition of bunch charge of 60 pC. As a result, our source can generate THz CUR in the frequency range from 0.16 to 0.65 THz. Figure 2b shows the dependence of CUR spectral peak intensity at the resonance frequency on the bunch charge. For the undulator gap of 40 mm and 50 mm, the spectral peak intensity slightly reduces if the bunch charge is higher than 110 pC and 90 pC, respectively. But it still keeps increasing up for undulator gap of 30 mm although the bunch charge is higher than 160 pC. The result as explained above is caused by the degradation of bunch form factor or the bunch lengthening due to space charge effect. The bunch form factor depends on the bunch length and it also relates to the radiation intensity versus bunch charge square [3]. Currently, the bunch length has not been measured but we can estimate the bunch length by using General Particle Tracer (GPT) code [4]. It is about 1 ps after optimizing the beam optics from RF gun until the end of undulator. The bunch form factor calculated from this bunch length decreases almost zero at the frequency of 0.65 THz. This result is in good agreement with the measured result of radiation intensity at the undulator gap of 60 mm.

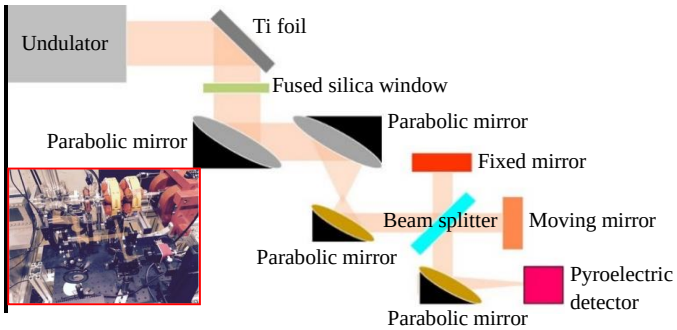


Figure 1 Experimental layout of Michelson interferometer.

Summary

The THz CUR can be generated in the frequency range from 0.16 – 0.65 THz if the bunch charge is lower than 60 pC. At the frequencies above 0.51 THz with high bunch charge, the radiation intensity is extremely low because there is high space charge effect and degradation of bunch form factor.

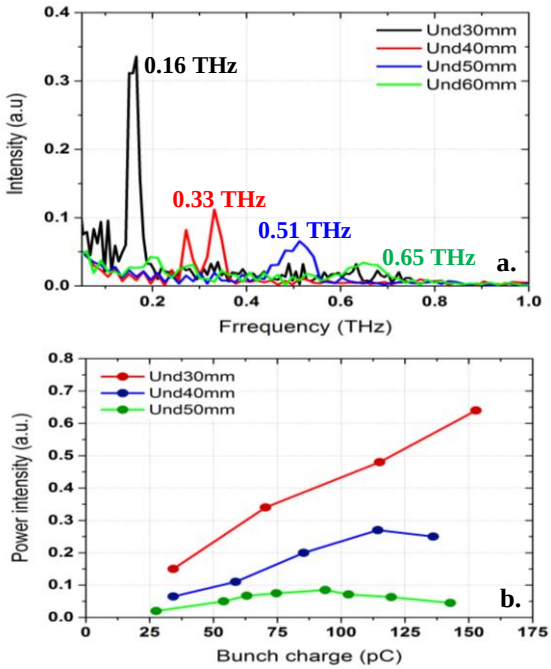


Figure 2 (a) Power spectrum with the bunch charge of 60 pC. (b) Power intensity as a function bunch charge.

References
[1] H. Zen, et al., Proc. of **FEL conf. 2014**, THP045 (2014).
[2] S. Suphakul, et al., **Proc. of FEL conf. 2014**, TUP057 (2014).
[3] D. Bocek, et al., **AIP conference series**, 367 (1996).
[4] S.B. van der Geer, et al., Proc. of E**PAC96**, THP18F (1996).

京都大学中赤外自由電子レーザの発振波長限界と共振器損失の波長依存性

Wavelength Limit and Optical Loss Dependence on the Lasing Wavelength of Kyoto University Mid-Infrared Free Electron Laser

*全 炳俊[1]，紀井 俊輝[1]，大垣 英明[1]
[1]京都大学エネルギー理工学研究所

京大エネ研では中赤外自由電子レーザ KU-FEL を開発してきた。本装置の長波長側の発振波長は 23 μm に限られており、その原因は明らかとなっていない。その理由の調査の一環として、各波長での光共振器損失の測定を行った。その結果、15 μm よりも長い波長では予期せぬ光共振器損失の増大が観測された。

キーワード：赤外自由電子レーザ

1. 緒言

我々の研究グループではエネルギー関連研究への応用を目指し、小型中赤外自由電子レーザ(KU-FEL)の開発を行い、波長 3.6～23 μm において発振に成功している。短波長側の発振波長限界は電子ビームエネルギーとアンジュレータの性能によって決まっている。長波長側は電子ビームエネルギーを下げれば原理的に発振波長を長くする事が可能である為、これまでに何度か電子ビームエネルギーを 18～19 MeV に下げ、24 μm での発振に挑戦したが発振を確認する事ができなかった。光共振器損失が長波長側で非常に大きくなっている事が予測されるが、これまでは 12 μm 程度までしか感度の無い高速 HgCdZnTe 検出器を FEL 波形測定に用いてきた為、長波長領域での共振器損失の評価が出来なかった。そこで、長波長領域でも使用可能な高速焦電検出器を導入し、長波長領域での共振器損失の測定を行った。

2. 測定セットアップと結果

検出器には窓無し高速焦電検出器(ELTEC, Model 420)を用いて測定した。波長 23 μm、19.5μm での典型的な FEL マクロパルス信号波形を図 1 に示す。立下りスロープから光共振器損失を評価した所、それぞれ 8%、6%という値であった。更に広範囲の波長領域について同様の測定を繰り返し、得られた光共振器損失の波長依存性をシミュレーションにより得られた結果とともに図 2 に示す。波長 15 μm 以下の領域においてはシミュレーション結果と実測結果が良く一致したが、波長 15 μm 以上の領域ではシミュレーション結果を大きく上回る共振器損失が観測された。これは真空ダクトの設置誤差に起因すると思われる。観測された共振器損失は 10%以下であり、24 μm 以上の波長で発振不能な事を説明する為には、FEL 増幅率の低下や導波管モードの影響等も合わせて考える必要がある。

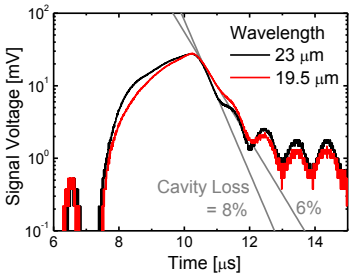


図 1：典型的な FEL マクロパルス信号波形測定結果

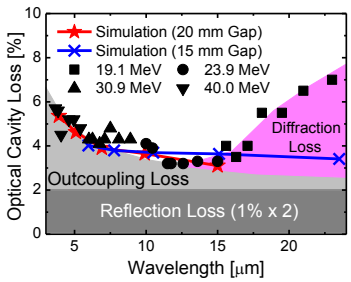


図 2：光共振器損失の波長依存性実測値とシミュレーション結果

3. 結論

KU-FEL の長波長側発振波長限界の原因調査の一環として、高速焦電検出器を導入し、長波長領域での共振器損失測定を行った。結果として波長 15 μm 以上の領域で光共振器損失の増大が観測されたが、10%以下であった。24 μm 以上の波長で発振できない理由については他の要因も含めて更なる調査が必要である。

*Heishun Zen[1], Toshiteru Kii[1] and Hideaki Ohgaki[1]
[1]Institute of Advanced Energy, Kyoto Univ.

放射性核種の微小領域同位体イメージングのための レーザー共鳴イオン化-二次中性粒子質量分析法の開発

Resonant laser secondary neutral mass spectrometry for micro imaging of radioactive isotopes

*齊藤 洸介[1]，大橋 雅也[1]，加藤 弘太郎[1]，鈴木 颯[1]，Volker Sonnenschein[1]，
富田 英生[1]，井口 哲夫[1]，森田 真人[2]，坂本 哲夫[2]
[1]名古屋大学，[2]工学院大学

レーザー共鳴イオン化-二次中性粒子質量分析法の開発を進めている。１色スキームを用いた予備実験により、安定 Zr 同位体イメージを取得した。

キーワード：イメージング、質量分析、レーザー、集束イオンビーム、微粒子分析

1. 緒言　福島第一原子力発電所事故により、環境中に多種多量の放射性核種が放出されたが、放射性核種の付着した微粒子の元素・同位体組成やその内部における微小領域分布などが明らかになれば、生成過程や環境中での振る舞いの解明につながると期待される。そこで、単一微粒子中の放射性同位体イメージングを実現するために、集束イオンビームによる分析試料の微小領域スパッタリングとレーザー共鳴イオン化による元素選択的イオン化を組み合わせた、レーザー共鳴イオン化-二次中性粒子質量分析法(Resonant laser SNMS)の開発を進めている。今回は Zr を用いた予備実験を行った。

2. レーザー共鳴イオン化-二次中性粒子質量分析法の原理

Fig.1 にレーザー共鳴イオン化 SNMS 装置の概略図を示す。固体試料表面に照射された集束イオンビームによるスパッタリングにより、試料表面より原子等の中性粒子を放出させる。着目する元素の単原子のエネルギー準位間に相当する波長の光子を照射することで、着目元素の原子のみを選択的に共鳴励起・イオン化させ、飛行時間型質量分析計により、質量スペクトルを得る。集束イオンビームをラスタースキャンすることによって、高面分解能（<100 nm）の同位体比イメージングが実現できると期待される。このようなイメージングには、各スポット位置で多数の計数を短時間に得る必要があるため、安定、かつ、高繰り返し率なチタンサファイアレーザーを用いる。

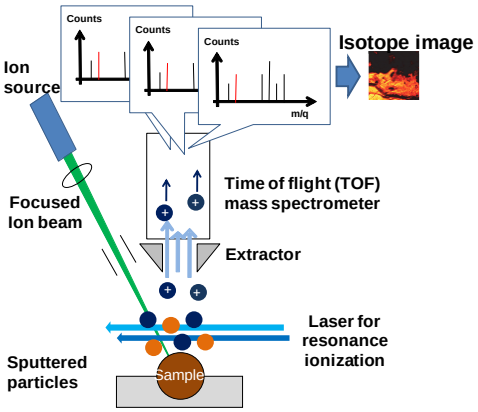


Fig.1 レーザー共鳴イオン化－二次中性子質量分析の概念図

3. 微小領域 Zr 同位体イメージングの予備実験　Zr を対象に、集束イオンビームにより生成したスパッタ二次中性 Zr 原子の共鳴イオン化と微小領域 Zr 同位体イメージ取得に関する予備実験を行った。ここでは、チタンサファイアレーザー（繰り返し率 1 kHz）１台での実験であったため、Zr の１色イオン化スキーム（波長 368.85 nm）を用いた。得られた Zr 同位体の微小領域分布の一例（質量数 90）を Fig.2 に示す。Zr 箔上の In 微粒子（図中 中央の領域）に沿って、イオン計数が変化していることがわかる。今後、２台のチタンサファイアレーザーを用いた最適なスキームにより、Zr や U の微小領域同位体イメージを取得する予定である。

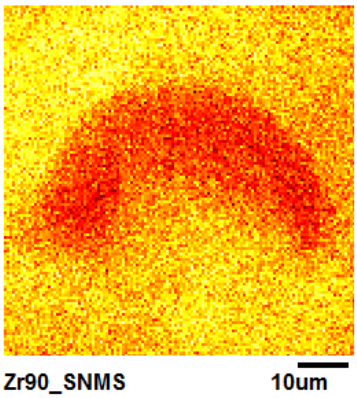


Fig.2 安定 ^{90}Zr 同位体の微小領域分布(質量数 90)

謝辞　本研究は、JST 先端計測分析技術・機器開発プログラムの助成を受けて実施されました。

*Kosuke Saito[1], Masaya Ohashi[1], Kotaro Kato[1], Sou Suzuki[1], Volker Sonnenschein[1], Hideki Tomita[1], Tetsuo Iguchi[1], Masato Morita[2], Tetsuo Sakamoto[2]
[1]Nagoya Univ., [2]Kogakuin Univ.

径方向位相空間分布の自己線形化現象への陰極上電流密度分布による影響評価

Investigation of the Influence of Initial Current Density Distribution on Electromagnetic Forces in Vicinity of Cathode

*山下 大樹[1], 増田 開[1]
[1]京都大学エネルギー理工学研究所

静電電子銃における径方向位相空間分布の自己線形化現象を利用した極低エミッタンスビームの生成可能性を検討するため、陰極上での電流密度分布が本現象に及ぼす影響を数値解析によって明らかにした。
キーワード：電子銃、空間電荷効果、エミッタンス、電流密度分布、自己線形化

1. 背景と目的　陰極近傍での空間電荷効果によって増加した電子ビームのエミッタンスが、ビーム自身の空間電荷効果により極めて低い値まで減少する径方向位相空間分布の自己線形化現象が報告され(図 1)、本現象を利用した極低エミッタンス電子ビーム生成の可能性が期待されている[1]。本現象は数値解析によってのみ確認されており、実験結果との比較検討が求められる。これに向け、本研究では熱陰極が有する温度分布が自己線形化現象に及ぼす影響を調べるため、陰極上電流密度分布を与えて数値解析を行った。

2. 解析方法　電極間距離 100 mm に対して十分広い直径 1 m の平行平板電極を計算対象とし、z=0 の陰極から直径 2 mm の電子ビームを発生させ、電極間で一様な z 方向電界で加速した。陰極上での電流密度について、径方向分布をピーク、ホローとした場合、あるいは一様な電子ビームについて解析を行うことで、陰極上電流密度分布が自己線形化現象に及ぼす影響を調べた。電流密度分布について、陰極中央の温度に対する陰極端部の温度が±5%以内となるように仮定した。また、粒子軌道解析には、相対論的運動方程式と Maxwell 方程式を自己無撞着に解く二次元軸対称の非時間依存コード KUAD2[1]を用いた。

3. 結果　陰極上電流密度を変えることで、エミッタンス極小位置及び極小値が変化するという結果が得られた(図 1)。初期電流密度分布の影響は非常に顕著であり、実験結果との比較に向けて温度分布の測定とこれを考慮した数値解析が必要であることが分かった。また、SCSS 電子銃についても同様の計算を行い、この結果についても報告する。

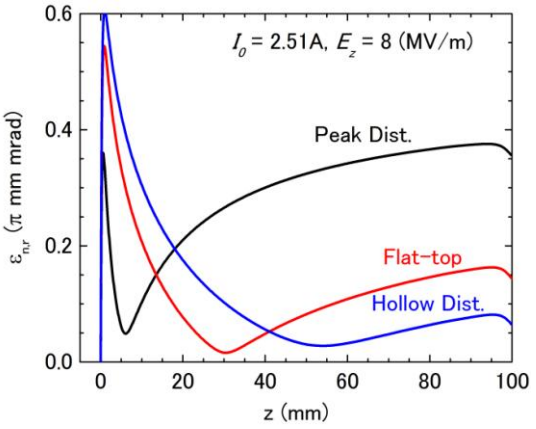


図 1：陰極上電流密度分布による影響

参考文献

[1] 増田 開, 他. 2015, *陰極近傍での空間電荷効果による電子ビームの径方向位相平面分布の自己線形化*, 日本原子力学会秋の年会予稿集.

*Hiroki Yamashita[1], Kai Masuda[1]
[1]Institute of Advanced Energy, Kyoto Univ.

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：203-5 Medical Reactor and Accelerator, Medical Physics

Thu. Sep 14, 2017 10:45 AM - 12:00 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 1:45 AM - 3:00 AM UTC | Room N N307 - N Block

[2N06-10] Medical Accelerator, Ion Accelerator

Chair:Hiroyuki Toyokawa (AIST)

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

[2N06] Monte-Carlo simulations for evaluation of the influence on the range and dose distribution of carbon ion beam by MRI magnetic field

*Shion Kakuda[1], Takeo Iwai[2], Fuyuki Tokanai[2], Tatsuhiko Sato[3] (1. Yamagata Univ., 2. Yamagata Univ. science sinica, 3. Japan Atomic Energy Agency)

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

[2N07] Examination of a Ge-68/Ga-68 Production Amount in a Medical Radionuclides Production System using an Electron Linear Accelerator

*Takahiro Tadokoro[1], Yuichiro Ueno[1], Yuko Kani[1], Sekimoto Shun[2], Ohtsuki Tsutomu[2] (1. Hitachi, Ltd. Reserch & Development Group, 2. Kyoto University Research Reactor Institute)

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

[2N08] The effects of tumor tracking gold markers on three dimensional dose distribution in case of spot scanning proton therapy

*Hiroaki Matsuura[1], Ueda Hideaki[1], Furusaka Michihiro[1] (1. Hokkaido Univ.)

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

[2N09] RF simulation of a 3-parts RFQ linac

*Tatsuya Hosokai[1], Syota Ikeda[1], Noriyosu Hayashizaki[2] (1. Tokyo Tech, 2. IIR, Tokyo Tech)

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

[2N10] Development of a compact neutron source using a 650MHz RFQ linac for industrial application

*Noriyosu Hayashizaki[1], Shota Ikeda[2], Tatsuya Hosokai[2] (1. IIR, Tokyo Tech, 2. Tokyo Tech)

モンテカルロシミュレーションで評価したMRI磁場による炭素線ビームの軌道と線量分布への影響

Monte-Carlo simulations for evaluation of the influence on the range and dose distribution of carbon ion beam by MRI magnetic field

*角田 紫音[1], 岩井 岳夫[2], 門叶 冬樹[2], 佐藤 達彦[3]
[1]山形大学大学院, [2]山形大学学術研究院, [3]日本原子力研究開発機構

重粒子線治療における照射精度を向上させる方法の一つとして提案されているMRI（核磁気共鳴画像法）を用いた照射中リアルタイム人体イメージングを検討している。本研究では、モンテカルロシミュレーションコードPHITSと近似式を用いて、MRI磁場がビーム軌道と線量分布に与える影響について検討した。
キーワード：重粒子線がん治療、MRI、モンテカルロシミュレーション

1. 緒言

現在重粒子線がん治療では、腫瘍の3次元的な位置や形状がビーム照射中においてリアルタイムに把握できていない。照射中のリアルタイムイメージングが可能となれば、治療の高精度化につながる。陽子線治療においては、低侵襲のMRI誘導陽子線治療が検討されて始めているが[1]、重粒子線治療においてはMRIの適用可能性を検討した例はない。本研究では検討の第一段階として、放射線挙動解析コードPHITS [2]を用いて、MRI磁場下で水ファントムに炭素線ビームを照射する条件でビーム軌道および線量分布を計算し、磁場の影響を評価した。

2. 計算条件

PHITSを用いて、半径10 cm×長さ40 cmの円柱型の水ファントムの底面に、ビーム径が1 mmの^{12}Cを100～430 MeV/uで照射した際のビーム軌道と線量分布を、磁場強度を変えて比較した。MRIの磁場強度は1.5 Tと3.0 Tの二種類に設定し、磁場の方向はビーム入射方向に対し垂直方向かつ一様と設定した。

3. 結果

図1に磁場強度3.0 Tでのビーム軌道の計算結果を示す。粒子はローレンツ力を受け偏向するが、水中で粒子が減速するにつれて曲率半径が小さくなり、徐々にシフトが大きくなる。結果、3.0 Tの磁場によりブラッグピーク位置はX軸方向に8.6 mm、入射方向に−0.22 mmシフトした。この軌道はBethe-Blochの式とローレンツ力より近似的に導出したビーム軌道（図中黒線）と良く一致した。また磁場により、末端でのビーム径が小さくなる効果も観測された。講演では、線量分布にMRI磁場が与える影響の評価に加え、陽子線との比較も行う。

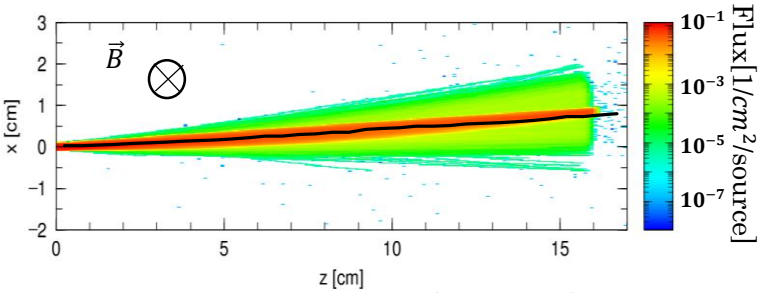


図1　磁場強度3.0 T内の^{12}C (290 MeV/u)の水ファントム中のFlux

4. 参考文献

[1] B.M.Oborn et al., Medical Physics 42, 2113(2015)
[2] T. Sato et al., J. Nucl. Sci. Technol. 50:9, 913-923 (2013)

*Shion Kakuda[1], Takeo Iwai[2], Fuyuki Tokanai[2] and Tatsuhiko Sato[3]
[1]Yamagata Univ., [2]Yamagata Univ. science sinica, [3]Japan Atomic Energy Agency.

電子線形加速器を利用した医療用核種製造システムにおける Ge-68/Ga-68 製造量の検討

Examination of a Ge-68/Ga-68 Production Amount in a Medical Radionuclides Production System using an Electron Linear Accelerator

*田所 孝広[1], 上野 雄一郎[1], 可児 祐子[1], 関本 俊[2], 大槻 勤[2]
[1]日立製作所 研究開発グループ, [2]京都大学 原子炉実験所

電子線形加速器を用いたMo-99/Tc-99m製造システムのターゲット部分にGe-70を適用することで、PET用核種として期待されているGe-68/Ga-68を製造可能である。製造試験と計算結果との比較、及び、実規模システムでの製造量の評価結果を報告する。

キーワード：PET, 医療用放射性核種, Ge-68, Ga-68, 電子線形加速器, 製造システム

1. 緒言

これまで小型・高製造効率化が可能な電子線形加速器を利用したMo-99/Tc-99m製造システムを検討してきた。他の医療用核種製造も可能であればシステムの低コスト化が図れると考え、同システムの原料部分にGe-70を用いたGe-68の製造量を評価した。

2. Ge-68 製造量評価

2-1. 製造試験及び計算

京大原子炉の電子線形加速器を用いて発生させた制動放射線を天然Ge粉末試料に照射するGe-68製造試験、及び、モンテカルロ輸送計算コードPHITSにより導出した制動放射線分布と Ge-70(γ,2n)Ge-68 反応断面積を用いたGe-68製造量計算を実施した。

2-2. 実機模システムでの製造量評価

35MeVにおいては,2-1の計算手法による評価誤差が小さいと考え、同手法を用いた実規模システム(加速エネルギ35MeV,電流値1mA)でのGe-68製造量を評価した。

3. 結果・考察

製造試験と計算結果との比較を図 1 に示す。35MeV以上では、実験値と計算値が30%以内で合っているが、低エネルギ領域では乖離が大きいことがわかった。要因の一つに、電子ビーム形状が考えられる。実機模システムでの Ge-68 及び Ga-68 の製造量評価結果を図 2 に示す。20 時間の照射により、5.4×10^{8}Bq(約 3 回のPET検査分)の Ga-68 が製造可能なことがわかった。

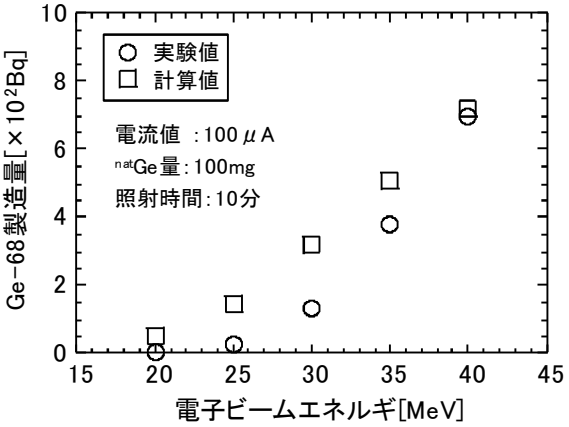


図1 基礎製造試験と計算結果の比較

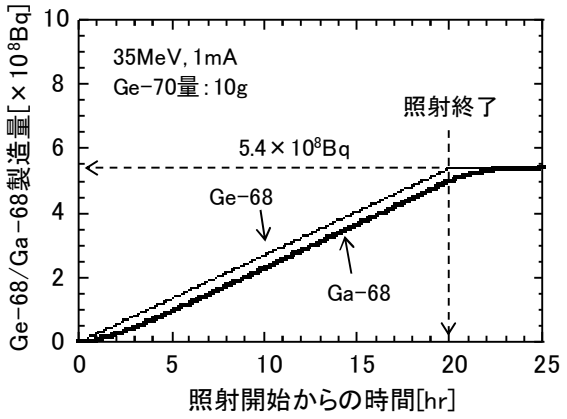


図2 実機模システムでのGe-68/Ga-68製造量評価結果

*Takahiro Tadokoro[1], Yuichiro Ueno[1], Yuko Kani[1], Shun Sekimoto[2] and Tsutomu Ohtsuki[2]
[1]Hitachi, Ltd., Research & Development Group., [2]Kyoto University Research Reactor Institute.

陽子線スポットスキャニング照射における
動体追跡用金マーカーの三次元線量分布に対する影響評価

The effects of tumor tracking gold markers on three dimensional dose distribution in case of spot scanning proton therapy

*松浦 弘明[1]，上田 英明[1]，古坂 道弘[1]
[1]北海道大学

陽子線スポットスキャニング照射における動体追跡用金マーカーの三次元線量分布に対する影響を解析的に計算するコードを作成した。金マーカーのようにスポットサイズよりも小さく、かつ密度の高い物質についても正しい線量分布を得ることができる。

キーワード：陽子線治療、ブラッグピーク、動体追跡照射技術、金マーカー、三次元線量分布計算

1. 緒言

陽子線スポットスキャニング照射において呼吸同期を行うために動体追跡用金マーカーが使用されるが、これは密度が高く、ビームサイズより小さいため、通常のペンシルビーム法では三次元線量分布を正しく計算することができない。そのため、新しい解析計算コードを開発した。

2. 計算方法

深部線量分布に関しては Bortfeld の式[1] を使い、金マーカーがある時とない時の計算を行った（図 1）。ビームの空間、および角度広がりに関しては一般化された Highland の近似式[2]を用い、金マーカーの両脇を通過するビーム 2 本と、金マーカーを通過するビームを重ね合わせ、吸収線量の二次元分布を計算した（図 2）。最終的により正確に計算するため以下のように計算を進めている。

まず全部が水と仮定したペンシルビームの計算から、本来金のあるべきところを水にかえ、そこを通過したものを引くことで金を通過しなかったビームプロファイルを計算する。これに金の部分を通過したビームのプロファイルを足し合わせることで計算を行う。

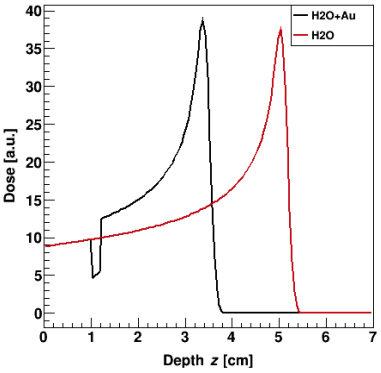


図 1.金マーカーがある場合とない場合の深部線量分布

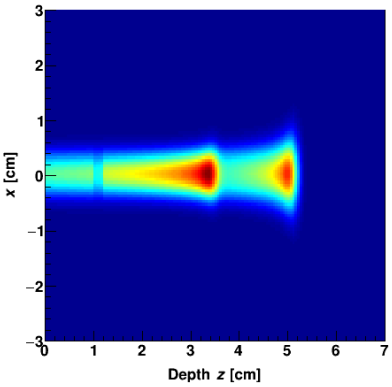


図 2.金マーカーがあるときの吸収線量分布

3. 結論

金の阻止能を正確に反映し、ブラッグピークよりも上流に置かれた金マーカーの三次元線量分布に対する影響を解析的に計算するコードの作成を行い、吸収線量の三次元分布を計算した。

参考文献

[1] T.Bortfeld, Medical Physics **24**, 2024 (1997)

[2]B.Gottschalk, et al. "Multiple Coulomb scattering of 160 MeV protons." NUCL INSTRUM METH B 74.4 (1993): 467-490.

*Hiroaki Matsuura[1], Hideaki Ueda[1] and Michihiro Furusaka[1], [1]Hokkaido Univ.

３体構造ＲＦＱ線形加速器の高周波電磁場解析

RF Electromagnetic Field Analysis of a 3-parts RFQ Linac

*細貝 達哉[1]、池田 翔太[1]、林崎 規託[2]
[1]東工大院、[2]東工大研究院

本研究では、機械的精度と電力効率に優れた 3 体構造 RFQ 線形加速器における、高周波電磁場解析結果の再現性を明らかにし、その特長を活かした設計方法の確立を目指している。
キーワード：3 体構造 RFQ 線形加速器、高周波電磁場解析

1. 諸言

高周波四重極（RFQ）線形加速器は、イオン源直後の低エネルギー領域における陽子や重イオンの加速に適しており、その高周波加速空洞の内部に配置された 4 つの対向する RFQ 電極間に生じる四重極電場と、さらに各電極の先端に与えられたモジュレーション（凹凸波形）が生じるビーム進行方向の電場成分により、ビームの収束と加速を同時に行う仕組みをもつ。高周波加速空洞は、形状によって決まる固有の共振周波数をもつ空洞共振器であり、その形状寸法が共振周波数を左右するため、高い精度で構成部品を製作し、かつ高い精度で組み立てることが要求される。そして前者については，機械加工技術の進歩・発展により，加速器として必要な精度が確保されてきているが，後者については，①真空容器に後から加速電極をボルトで固定する方法や，②真空ロウ付や電子ビーム溶接で接合する方法が用いられてきており，組み立て精度や電気的性能などの改善が必要とされていた。本研究が取り扱う 3 体構造 RFQ 線形加速器は、金属板または金属ブロックから RFQ 電極も含めて削り出した、センタープレートとメジャーベーンと呼ばれる 3 つの部品を溶接やロウ付など使わずにボルト組み立てするものであり、機械的精度と電力効率に優れており、アライメント誤差などの影響を最小限に抑えることが可能である[1]。

2. 電磁場解析

3 体構造 RFQ 線形加速器の製作プロセスには熱処理が存在せず、マシニングセンターにより精密切削加工された構成部品をボルトで組み立てる方式なので、高周波加速空洞の機械的精度を一貫管理できる。このため従来よりも設計精度の実現が容易になることから、本研究を通じて実機における高周波電磁場解析結果の再現性を明らかにし、その内容を設計プロセスにフィードバックできれば、将来的に電場分布調整用チューナーなどを減らせると考えている。完全対称構造のクアドラントをもつ理想的な高周波加速空洞であれば、その電磁場分布の精度は機械的精度のみに依存するが、実機においてはチューナー、真空ポート、カプラーポート、サービスポートなどの構造的非対称性が入り込んでしまうため、それらが電磁場分布に及ぼす影響を 3 次元高周波電磁場解析ソフトウェア CST MICROWAVE STUDIO [2]により解析し、さらにその結果がビーム加速にもたらす影響を評価した。

参考文献

[1] 四重極型加速器および四重極型加速器の製造方法（特許第 5317062 号）
[2] https://www.cst.com

---

*Tatsuya Hosokai[1], Syouta Ikeda[1], Noriyosu Hayashizaki[2]
[1].Tokyo Tech, [2].IIR,Tokyo Tech

６５０ＭＨｚ　ＲＦＱ線形加速器を用いた産業用小型中性子源の開発

Development of a compact neutron source using a 650MHz RFQ linac for industrial application

*林崎 規託[1]，池田 翔太[2]，細貝 達哉[2]

[1]東工大研究院，[2]東工大院

運転周波数が 650 MHz の高周波四重極（RFQ）線形加速器と固体リチウムターゲットを組み合わせた，エントリータイプの産業用小型中性子源の開発を進めている。

キーワード：RFQ 線形加速器，産業用小型中性子源

1. 緒言

産業界が導入しやすいエントリータイプの小型中性子源の早期実用化に向けて，運転周波数が 650 MHz の高周波四重極（RFQ）線形加速器と固体リチウムターゲットを組み合わせた，陽子線ベースの小型中性子源の開発を進めている。

2. 中性子発生方法

加速器駆動型中性子源に用いられる代表的な中性子生成反応としては，陽子線による ^{7}Li(p,n)^{7}Be, ^{9}Be(p,n)^{9}B, 電子線による光核反応などがあり，それぞれ実用的な 1 次ビームの加速エネルギーは，2.3 MeV 以上，7 MeV 以上，30 MeV 以上といわれている。本研究では，条件によってはシンプルな中性子生成ターゲットを構成できることに加えて，放射性同位元素等による放射線障害の防止に関する法律および関係政省令の 2005 年 6 月改正施行により，橋梁の非破壊検査については比較的簡単な手続きで 4 MeV 未満の直線加速装置の移動使用が可能になったことも踏まえて，^{7}Li(p,n)^{7}Be を選択した。リチウムターゲットの方式としては固体型と液体型があり，ビームパワーの大きさとその冷却方法によって使い分けされるが，本研究はエントリーマシンとしての位置付けから取り扱いが容易な固体ターゲットを採用している。

3. 陽子加速器

産業用小型加速器中性子源のための陽子加速器として，加速エネルギーの安定性の点では静電型が最も好ましく，核データ測定用やホウ素捕捉中性子療法用の中性子源として導入された先例も存在するが，温室効果ガスである SF_6 ガスの利用に加えて関連設備を必要とすることから小型化には適さないと判断した。本研究は RFQ 線形加速器を用いるが，運転周波数 200 MHz で 2.5 MeV まで陽子を加速するにはイオン源を含めて 3 m 以上の長さを必要とするため，周波数を 650 MHz に変更して小型化を図るとともに，製作方法も 3 分割構造型を採用して高性能化かつ低廉化を実現することにした。陽子イオン源には構造がシンプルで壊れにくい電子サイクロトロン共鳴（ECR）型を採用した。陽子ビームの最大平均強度は 100 μA であり，最大ビームパワーは 250W を見込んでいる。

謝辞

本研究は，国立研究開発法人科学技術振興機構の研究成果展開事業「研究成果最適展開支援プログラム（A-STEP）」の支援を受けて実施されている。

---

*Noriyosu Hayashizaki[1], Shota Ikeda[2], Tatsuya Hosokai[2]

[1]IIR, Tokyo Tech, [2]Tokyo Tech

General Meeting

Thu. Sep 14, 2017 12:00 PM - 1:00 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room N N307 - N Block

[2N_GM] 「加速器・ビーム科学部会」第38回全体会議

[2N_GM] General Meeting

General Meeting

[2N_GM] 「加速器・ビーム科学部会」第38回全体会議

Thu. Sep 14, 2017 12:00 PM - 1:00 PM Room N (N307 - N Block)

[2N_GM]General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network：Particle Accelerator and Beams Science Division

Thu. Sep 14, 2017 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room N N307 - N Block

[2N_PL] Symposium of International Linear Collider and Superconducting Accelerator Technology

Chair: Jinfeng Yang (Osaka Univ.)

[2N_PL01] Scientific Significance of the International Linear Collider (ILC) Project

*Hitoshi Yamamoto[1] (1. Tohoku Univ.)

[2N_PL02] R&D on the Superconducting Accelerator of ILC

*Takayuki Saeki[1] (1. KEK)

[2N_PL03] Application of superconducting cavity technology and contribution as an industry

*Koichi Okubo[1] (1. MHIMS)

2017年秋の大会

加速器・ビーム科学部会セッション

国際リニアコライダ（ILC）と超伝導加速器技術
Symposium of International Linear Collider and Superconducting Accelerator Technology

ILC 計画とその科学的意義

Scientific Significance of the International Linear Collider (ILC) Project

*山本　均[1]
[1]東北大学大学院理学研究科

1. 歴史的背景

２０１２年、ジュネーブ郊外にある現在世界最大の素粒子物理学研究所 CERN において、素粒子の質量の起源として理論的に予言され、「神の粒子」とも呼ばれるヒッグス粒子が発見された。この発見により、素粒子の理論として現在もっとも完成した理論である「標準理論」のすべての粒子が出揃ったことになる。ただし、標準理論はいくつかの根本的な理論的矛盾をはらんでいるだけでなく、観測によってその存在がわかっている「暗黒物質」の候補となりうる粒子を含んでいない。また、ヒッグス粒子は宇宙全体をびっしりと満たすことによってすべての素粒子に質量を与えるが、どうして宇宙がそのような状態になったのかもわかっていない。これらの問題はヒッグス粒子の発見によってより喫緊の課題となった。したがって、ヒッグス粒子の発見は素粒子物理を完結したのではなく、素粒子物理学の新時代の幕を開いたといってよい。

2. ILC の科学的意義

2-1. ヒッグス・ファクトリーとして

国際リニアコライダー（International Linear Collider、ILC）は、ヒッグス粒子の発見が開いた素粒子物理学の新時代をリードすべく、国際的に推進されてきた次世代の電子陽電子衝突器である。上の問題を解決するために多くの新理論が提案されてきたが、それぞれの理論に現れるヒッグス粒子の性質が少しずつ違っていることが知られている。ILC のもっとも重要な目的は、その課題に応えるべく、ヒッグス・ファクトリーとしてヒッグス粒子の性質を高い精度で測定し、正しい新理論を洗い出し、新しい道を開拓することにある。必要な衝突エネルギーは約２５０GeV である。

CERN 研究所でのヒッグス粒子の発見は LHC と呼ばれる陽子陽子衝突器によってなされたが、LHC も今後ルミノシティの高度化が計画されている。ILC の電子陽電子衝突に比べて LHC の陽子陽子衝突は事象がはるかに複雑であり、結果として ILC の感度が相対的に高くなる。ヒッグス粒子の性質の精密測定に関して、ILC はその高度化された究極の LHC が数十基同時に走っているのと同程度の精度が得られると期待されている。

2-1. 衝突エネルギーの高度化

電子または陽電子を円形の軌道に沿って高エネルギーに加速した場合、電子はシンクロトロン放射によって大量の光子を放出してエネルギーを失う。そのため、あるエネルギー以上の電子陽電子加速器は円形では困難になる。一方、直線軌道に沿って加速するとそのようなエネルギー損失はなく、より高エネルギーへの加速が現実的となる。

線形衝突器である ILC の衝突エネルギーは、単に線形加速器をより長くするか、加速勾配を増やすことで高度化が可能である。衝突エネルギー３５０GeV まで高度化すれば、トップ・クォーク対を大量に生成することができる。トップ・クォークは標準理論の中でもっとも重い粒子であり、標準理論の欠陥を補うべく提案された多くの新理論でも、トップ・クォークの性質が標準理論からずれている。したがって、トップ・クォークの精密測定はヒッグス粒子の精密測定に次いで重要であると言って良い。

さらに衝突エネルギーを５００GeV まで高度化すれば、トップ・クォークとヒッグス粒子の反応係数

だけでなく、ヒッグス粒子の自己結合係数を直接測定することが可能になる。後者は、なぜヒッグス粒子が宇宙全体をびっしりと満たしたか、という重要課題に密接に関連している。

2-1. 新粒子の探索

CERN 研究所の LHC は現在衝突エネルギー１３TeV（１TeV=１０００GeV）で運転しており、近い将来１４TeV に高度化する予定であり、LHC は ILC より高いエネルギーまで新粒子の探索ができる。しかし、LHC では事象が複雑であるため新粒子を見逃す可能性も比較的に高い。一方、ILC は、その高い感度ゆえに、もし新粒子が生成されているなら粒子のタイプにかかわらずほぼ確実に発見されるだろうと考えられている。例えば、すでに発見されたヒッグス粒子の場合、LHC では約百万個のヒッグス粒子が生成された段階で発見されたが、ILC では数十個のヒッグス粒子が生成されれば発見できる。

2-2. ILC を取り巻く状況

国際設計チーム（Global Design Effort, GDE）は、２０１２年に ILC の技術設計書（Technical Design Report）を発表した。その後 ILC の国際推進組織は LCC (Linear Collider Collaboration)に引き継がれ、研究者サイドとして候補地を日本の北上山地に絞ることとなった。

現在日本政府は文科省の有識者会議において、ILC の科学的意義、技術と設計の成熟度、人材確保の可能性などを審議しており、１年以内には報告書が予定されている。もし日本政府が ILC に向けて本格的に動き出せば、国際交渉、ILC 研究所の建設、そして約１０年の建設期間を経て稼働することとなる。

---

*Hitoshi Yamamoto[1]

[1]Tohoku University, Graduate School of Science

2017年秋の大会

加速器・ビーム科学部会セッション

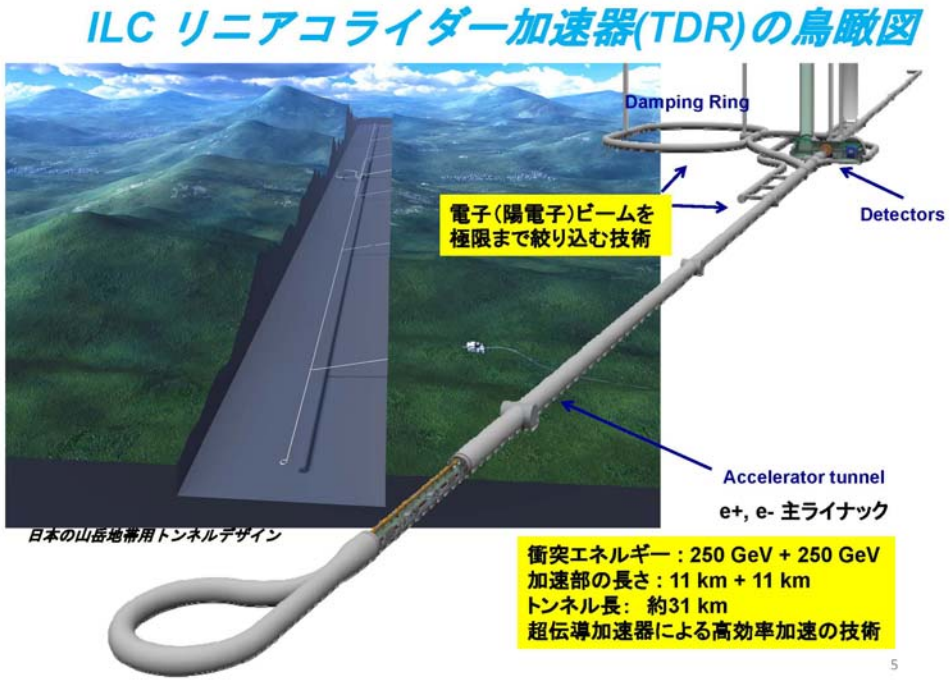
国際リニアコライダ（ILC）と超伝導加速器技術
Symposium of International Linear Collider and Superconducting Accelerator Technology

ILC 超伝導加速器の開発

R&D on the Superconducting Accelerator of ILC

*佐伯　学行[1]
[1]高エネルギー加速器研究機構（KEK）

国際リニアコライダー(ILC)は次世代のエネルギーフロンティアを担う電子陽電子加速器として、世界中の研究者の国際協力のもと研究開発・設計が行われています。ILC では最も基本的な素粒子である電子とその反粒子である陽電子を、それぞれ高いエネルギーまで加速してから正面衝突させます。ILC の衝突エネルギーは、250 GeV ~ 500 GeV (将来は 1 TeV) の領域をカバーし、その主ライナッは全長約 31 km(将来は ~50 km）にも及ぶ直線の地下トンネル内に設置されます。従来の電子陽電子円形加速器では、円軌道を周回する電子は放射光を放出してエネルギーを失う効果が強く（エネルギーの４乗でエネルギー損失が増える)、到達エネルギーの限界に達していました。この限界を超え、更なる高エネルギー加速器を実現するためには直線加速器が不可欠となります。しかし、円形加速器にはない直線加速器だけの難しさもあります。直線加速器では、電子（陽電子）ビームは主ライナックの加速部を一度しか通過しないため、加速効率を極限まで高める必要があります。また、電子ビームと陽電子ビームは加速後に 1 回しか衝突しませんから、ビームを極限まで絞り込んで衝突頻度を高める必要があります。このために、高いエネルギー効率で粒子を加速する「超伝導加速器技術」と、極限までビームを絞りこんで衝突頻度を高める「ナノビーム技術」が鍵を握ります。この二つの技術は、日本で長く培われ、世界をリードする分野です。本講演では、この ILC 加速器の概要について詳しく解説いたします。



*Takayuki Saeki[1]
[1]High Energy Accelerator Research Organization (KEK).

2017年秋の大会

加速器・ビーム科学部会セッション

国際リニアコライダ（ILC）と超伝導加速器

Symposium of International Linear Collider and Superconducting Accelerator Technology

超伝導加速器の応用と企業の関わり

Application of superconducting cavity technology and contribution as an industry

*大久保光一[1]、仙入克也[1]、柳澤　剛[1]、沖平和則[1]、原　博史[1]、池田直昭[1]、松岡雅則[2]

[1]三菱重工メカトロシステムズ株式会社、[2]三菱重工株式会社

超伝導加速器は、1990 年前後に高エネルギー加速器研究機構 TRISTAN 計画における高エネルギー物理実験用加速器として初の営業運転が開始され、その後 KEKB 計画でも蓄積リングの加速空洞やクラブ空洞として活用されてきた。近年、海外では European XFEL や台湾放射光施設 TPS など、超伝導加速器の適用は増加してきている。三菱重工、三菱重工メカトロシステムズ（以下、「三菱重工グループ」と略す）は、高エネルギー加速器研究機構殿のご指導を仰ぎながら、超伝導加速器の主要部である超伝導加速空洞の製造技術開発を長年にわたり取り組んできており、またここ 10 年は超伝導加速器による国際リニアコライダー計画（以下、「ILC 計画」と略す）の開発に参画すると共に、その計画実現に向けた産・官・学連携での活動にも協力をしてきている。

今回の報告では、まず三菱重工グループがこれまでに取り組んできた超伝導加速空洞の開発事例として、TRISTAN 計画加速空洞、KEKB 計画でのクラブ空洞や ILC 計画と技術、仕様が比較的近いコンパクト ERL 用の入射・加速空洞を紹介する。これら過去に開発されてきた超伝導加速空洞は、多いものでも TRISTAN 計画の５連空洞が 40 台そこそこ（含む、予備機）の製造台数であったが、一方 ILC 計画で予定されている超伝導加速空洞の製造総数は、約 18,000 台である。超伝導加速空洞は、欧州、北米、アジアの３極で分担して製造することが計画されており、日本では全体の 1/3 の最大約 6.000 台の超伝導加速空洞を、加速電界 31.5MeV/m 以上かつ $Q_0 = 1 \times 10^{10}$ 以上という仕様を満たしながら、安定した品質の下、約５年間で製造を行わなくてはならない。そのために企業として、高い品質を維持した量産技術の開発が求められる。三菱重工グループでは、超伝導加速空洞の製造工程で比較的工数がかかりかつ空洞の性能を左右すると考えられている空洞赤道部の電子ビーム溶接プロセスの合理化検討や高度成形技術による溶接線本数低減などの製造技術開発に取り組んできている。今回は、ILC 計画向けに開発が進められている超伝導加速空洞の製造方案を紹介すると共に、上記に述べた製造技術開発の概要や成果について報告する。

次に超伝導加速器の開発を通じて、その成果を企業がどのように応用しているかについて論じる。超伝導加速器そのものを製品、とりわけ民生産業用に適用するには、まだ少し時間を要すると思われるが、超伝導加速器を構成する要素技術は、設計、製造・組立、検査のそれぞれの分野で多岐にわたり、その要素技術は企業の様々な製品に適用されている。またその多くの要素技術を習得した人材は企業として貴重な戦力となっており、その意義や開発成果を通じた研究機関と企業の関係のありかたについて一考する。

国内では先端加速器に対する国民理解の促進及び加速器技術の産業利用促進を行い、基礎科学分野の開拓、世界規模の課題解決貢献を目的とした、「一般社団法人　先端加速器科学技術推進協議会」が 2008 年に発足、国内企業 112 社、大学・研究機関 42 機関が参画している。その活動のひとつとして、ILC 計画実現の取り組みが行われており、三菱重工グループとしてもその活動に協力をしてきているので、最後にその紹介を行う。

---

*Koichi Okubo[1], Katsuya Sennyu[1], Takeshi Yanagisawa[1], Kazunori Okihira[1], Hiroshi Hara[1], Naoaki Ikeda[1], and Masanori Matsuokai[2]

[1]Mitubishi Heavy Industries Mechatronics Systems, LTD, [2]Mitsubishi Heavy Industries, LTD.

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：203-3 Application of Beams, Target

Thu. Sep 14, 2017 2:45 PM - 4:40 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 5:45 AM - 7:40 AM UTC | Room N N307 - N Block

[2N11-17] Various Measurements and Non-destructive Inspection by Using Particle Accelerators

Chair:Takafumi Kondoh (Osaka Univ.)

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

[2N11] Focused Ion Beam Tests and Material Compositional Analysis by the Micro Ion Beam Analysis System for Innovative Measurement and Analysis on Structural Materials

*Kimikazu Sasa[1], Akiyoshi Yamazaki[1], Satoshi Ishii[1], Masanori Kurosawa[1], Shigeo Tomita[1], Hiroshi Naramoto[1], Masao Sataka[1], Hiroshi Kudo[1], Shigetomo Shiki[2], Masataka Ohkubo[2] (1. University of Tsukuba, 2. AIST)

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

[2N12] Elemental analysis of concrete of reactor structure using PIXE analysis

*Koichi Kashimata[1], Naoto Hagura[1] (1. Tokyo City University)

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

[2N13] Investigate on measurement and method of airborne particulate matter in Kawasaki

*Keita Funyu[1], Naoto Hagura[1] (1. Tokyo City University)

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

[2N14] Suppression effect of water molecules on heavy-ion radiolysis of biomolecules in solution

*Shinji Nomura[1], Hidetsugu Tsuchida[1], Akihiro Kajiwara[1], Takuya Majima[1], Manabu Saito[1] (1. Kyoto Univ.)

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

[2N15] Development of A Mobile 3.95 MeV Electron Linac-driven Neutron Source for On-site Non-destructive-testing of Concrete Bridges

*Jean-Michel Antoine Bereder[1], Yuki Mitsuya[1], Yuya Takahashi[1], Katsuhiro Dobashi[1], Joichi Kusano[2], Yasushi Tanaka[3], Yoshinobu Oshima[4], Masahiro Ishida[4], Mitsuru Uesaka[1] (1. School of Engineering, Univ. of Tokyo, 2. Accuthera Inc., 3. IIS, Univ. of Tokyo, 4. PWRI)

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

[2N16] 3D Visualization of Inner Bridge using Portable High Energy X-ray Source and its Valuation

Optimisation of moving method of X-ray Source for Tomosynthesis

*Issei Ozawa[1], Hiroaki Takeuchi[1], Yuki Mitsuya[1], Katsuhiro Dobashi[1], Mitsuru Uesaka[1], Johichi Kusano[2], Eiji Yoshida[3], Yoshinobu Oshima[3], Masahiro Ishida[3] (1. Department of nuclear engineering and management, School of engineering, The Univ. of Tokyo, 2. Accuthera Inc., 3. Public Works Research Institute)

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

[2N17] Prallel Motion CT for Bridge Inspection by Portable High Energy X-ray Sources

*Mitsuru Uesaka[1], Ryota Yano[1], Issei Ozawa[1], Hiroaki Takeuchi[1], Yuki Mitsuya[1], Johichi Kusano[2], Yoshinobu Oshima[3], Eiji Yoshida[3], Masahiro Ishida[3] (1. Department of nuclear engineering and management, School of engineering, The Univ. of Tokyo, 2. Accuthera Inc., 3. Public Works Research Institute)

4:30 PM - 4:40 PM JST | 7:30 AM - 7:40 AM UTC

Time reserved for Chair

構造材料計測用マイクロイオンビーム分析装置による ビーム収束試験と材料組成分析

Focused Ion Beam Tests and Material Compositional Analysis by the Micro Ion Beam Analysis System for Innovative Measurement and Analysis on Structural Materials

*笹 公和[1]，山崎明義[1]，石井 聰[1]，黒澤正紀[1]，冨田成夫[1]，左高正雄[1]，楢本 洋[1]，工藤 博[1]，志岐成友[2]、大久保雅隆[2]
[1]筑波大学，[2]産総研

航空機などで使用される構造材料の開発促進のため、筑波大学 6 MV タンデム加速器においてマイクロイオンビーム分析装置の開発を進めている。現在、MeV イオンビームの収束試験では、約 1.5 μm のビーム径を達成している。マイクロイオンビームによる材料組成の試験測定を実施した結果を報告する。

キーワード：マイクロイオンビーム，イオンビーム分析，構造材料，水素・軽元素分析

1. 緒言

産業イノベーション創出において重要な航空機等で使用される構造材料の開発促進では、未活用情報を明らかにする先端計測技術の開発が求められている。つくばイノベーションアリーナ(TIA)では、SIP「革新的構造材料」により研究機関が連携して構造材料の先端計測拠点の形成を進めている。

2. 構造材料計測用マイクロイオンビーム分析装置によるビーム収束試験

筑波大学 6 MV タンデム加速器における構造材料計測用マイクロイオンビーム分析装置[1]は、ビームライン長が 8.73 m であり、Oxford Microbeams 社製 OM-2000 を用いてビーム収束をおこなう。これまでに、3 MeV の陽子ビームと 9 MeV の He^{2+}ビームのマイクロビーム形成試験を実施した。図 1 に陽子ビームを径 6 μm の Cu メッシュ(1,000 mesh/inch)にスキャニング照射した際の前方散乱陽子を計測した画像(100 μm × 100 μm)を示す。図 1 の解析結果から、ビーム径として約 1.5 μm を得ている。

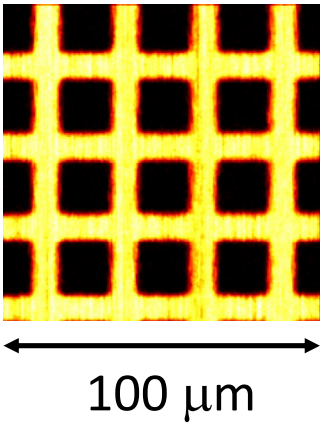


図 1 陽子マイクロビーム(3 MeV)を Cu メッシュに照射した際の前方散乱陽子画像.

3. マイクロイオンビームによる元素分布イメージング試験測定

ホウ素等の軽元素までの特性 X 線を計測できる検出器として、シリコンドリフト型検出器を導入している。陽子ビームによる PIXE と He ビームを用いた透過 ERDA により、材料中の軽元素と微量添加元素の分析及び元素分布イメージング測定を実施した。また、9 MeV の He^{2+}マイクロビームを用いた構造材料の添加元素の PIXE と水素の透過 ERDA による多元素同時計測法を開発した。本発表では、Cu メッシュとマイラー膜で形成した水素含有模擬試料を用いて実施した、元素分布イメージング試験測定結果について報告する。

4. 結論

構造材料計測用マイクロイオンビーム分析装置としては、初期目標値のビーム径である 2 μm 以下のビーム収束に成功した。構造材料中の水素・軽元素および添加微量元素の元素分布イメージング測定にも成功しており、今後は構造材料の元素組成分析研究を進める予定である。

謝辞 本研究は戦略的イノベーション創造プログラム(SIP)「革新的構造材料」の支援により実施している。

参考文献

[1] 笹 公和 他，日本原子力学会 2017 年春の年会，予稿集 1C10.

---

*Kimikazu Sasa[1], Akiyoshi Yamazaki[1], Satoshi Ishii[1], Masanori Kurosawa[1], Shigeo Tomita[1], Masao Sataka[1], Hiroshi Naramoto[1], Hiroshi Kudo[1], Shigetomo Shiki[2], Masataka Ohkubo[2], [1]Univ. of Tsukuba, [2]AIST

PIXE 分析法を用いた原子炉構造材コンクリート試料の元素分析

Elemental analysis of concrete of reactor structure using PIXE analysis

*樫又 恒一, 羽倉 尚人

東京都市大学

PIXE 分析法を用い廃止措置中の研究炉のコンクリート試料を測定した。放射化評価に影響を与える微量元素について NUREG 値と比較し原子炉構造材の組成評価における PIXE 分析法の適用可能性を検討した。

キーワード： 元素分析, PIXE 分析法, 廃止措置, 放射化評価

1. 緒言

原子炉廃止措置研究開発センター「ふげん」では原子力施設の廃止措置にあたって鋼材・コンクリートの元素分析について報告され、放射化評価において影響の大きい不純物についての分析結果が整理されている。この報告では、コンクリートについて、不純物の組成は NUREG 値と概ね一致する結果が得られたが、このデータは立地地域や建設時期によって変化する可能性があるので、施設ごとに検証することが望ましいとされている[1]。現在、東京都市大学原子力研究所の研究用原子炉(武蔵工大炉)は廃止措置中であり原子炉構造材の放射化評価は NUREG 値など文献値を元とした組成評価により行われた。本研究では、廃資材として主にコンクリート材を対象とする。コンクリート中の微量元素分析手法として PIXE 分析法を用い測定を行う。PIXE 分析法は小型の静電加速器から引き出される陽子ビーム等を用いることができ、低バックグラウンドで高感度な測定が簡易的に行える特徴を有している[2]。

2. 目的

武蔵工大炉の原子炉建屋壁から採取したコンクリートボーリング試料を PIXE 分析法にて測定、組成評価を行う。構造材放射化予測につなげることを検討する。

3. 方法

PIXE 分析法でのコンクリート試料測定結果を NUREG 値「ふげん」での測定値と比較、信頼性の確認を行う。またこれらの組成の違いから組成濃度比の違いにより遮蔽効果や生成する放射化物の量に違いが生じるか PHITS・DCHAIN-SP 計算コードを用い比較を行う。

4. 結果

コンクリート中の主要な元素のスペクトルが確認できた。Co など濃度の小さい元素は正確な定量が難しい傾向がみられたが、多数の元素が混在する試料での定量を行う事が可能であった。

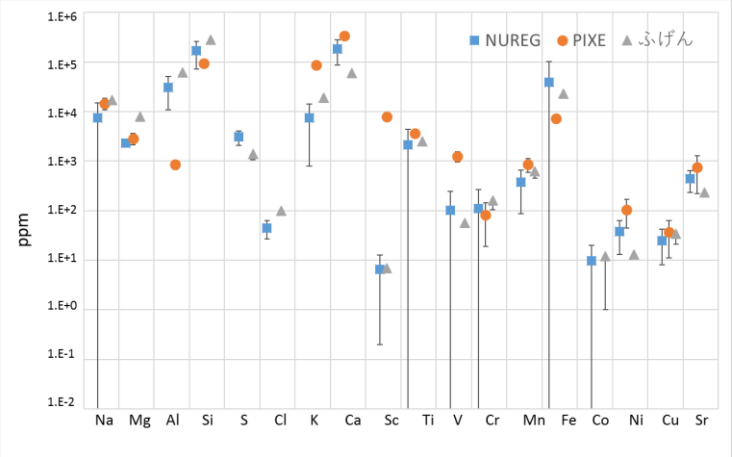


図 1. NUREG 値に対する PIXE 測定および「ふげん」の主要元素濃度の比較

廃炉に資する PIXE 分析法の適用初期の測定として有意義な結果を得られた。

参考文献

[1] 川太徳夫ほか,日本原子力学会和文論文誌 Vol.9,No.4,P405-418 (2010)

[2] 千葉廉ほか,日本原子力学会誌 Vol.26,No.10, P827-853 (1984)

*Koichi Kashimata , Naoto Hagura

Tokyo City Univ.

川崎大気浮遊塵の計測と計測法の検討

Investigation on measurement and method of airborne particulate matter in Kawasaki

*舟生　慶太[1]，羽倉　尚人[1]

[1]東京都市大学,

東京都市大学原子力研究所では､2002 年から継続して大気浮遊塵のサンプリング及び分析を実施している。これまでは､HP-Ge 半導体検出器によるγ線放出核種の測定と中性子放射化分析法による微量元素分析が実施されてきたが、新たに PIXE 分析法による分析を実施し、その結果を比較、検討することとした。

キーワード：大気粒子状物質(APM),HP-Ge 半導体検出器,PIXE 分析,中性子放射化分析,Be-7,Pb-210

1. 緒言

東京都市大学原子力研究所では 2002 年からハイボリューム・エア・サンプラ(吸入流量:毎分 700 ㎥)にシリカ製フィルター(アドバンテック製,QR-100,250×200×1.5mm)を用いて大気粒子状物質(APM)の採取を 1 週間ごとに行っている。2002 年にサンプリング及び分析を開始した当初は、大陸からの黄砂の影響に関する調査を主な目的としており､関連する同位体を HP-Ge 半導体検出器や中性子放射化分析法を用いて測定、分析してきた。2011 年 3 月以降は、福島における原子力発電所の事故に伴い放出された放射性セシウムの濃度の変化についても分析対象として加えている。こうした長期的な測定活動は、環境中の同位体の動態挙動を解析する上で、重要なデータとなると考えられる。例えば、太陽活動の指標とされる Be-7 や地殻中の Rn に由来する Pb-210 などの動きを把握することに寄与する。本研究では、大気浮遊塵試料の分析に関して、これまでの成果をまとめるとともに、最近の測定結果との比較を示す。また、分析手法として PIXE 分析法を用いることに関して検討を行ったので、その結果を報告する。

2. 実験方法

2-1. HP-Ge 半導体検出器測定用の試料準備と測定

測定の際に形状による不確かさが生じることを防ぐために、標準試料と同一形状の容器にフィルターを圧縮して納め､測定を実施する手順としている。このようにして形状をそろえた試料を当研究所内の HP-Ge 半導体検出器を用いて 80000 秒測定した。サンプリングは週に 1 回としており、Be-7 のような短半減期核種を捕らえるためにサンプリングから測定までの期間を開けないようにしている。

2-2. PIXE 分析用の試料準備と測定

2002 年のサンプリング開始当初から、HP-Ge 半導体検出器によるγ線放出核種の測定とともに中性子放射化分析法による微量元素分析を実施していた。そのためフィルター試料一部を中性子放射化分析法用の試料として一定のサイズに切り出すという手順にしている。本研究では、この中性子放射化分析法用の試料の一部を PIXE 分析用のサンプルとした。から 12 サンプルを選び、PIXE 法による測定を実施した。PIXE 分析法による測定は、東京工業大学先導原子力研究所 1.6MV ペレトロン・タンデム加速器を使用し、測定条件はエネルギー:2MV、ビーム電流:1nA、ビーム径:5㎜、照射時間:10 分とした。

3. まとめ

2002 年から 2017 年までの測定結果から、Be-7、Pb-210 の年次ごとの変動についてのデータを得た。また、試験に実施した PIXE 分析法の結果から、今後の測定方針を検討した。

参考文献

[1]　大野貴裕:東京都市大学原子力研究所所報

---

*Keita Funyu[1], Naoto Hagura[2]

[1]Tokyo City University

水溶液中の生体分子の高速重イオン放射線分解における水分子の抑制効果

Suppression effect of water molecules on heavy-ion radiolysis of biomolecules in solution

*野村　真史[1]，土田　秀次[1]，梶原 章弘[1]，間嶋 拓也[1]，斉藤 学[1]
[1]京大院工

人体に対する重イオン照射の影響を分子レベルで理解することを目的として、真空内液体分子線法を用いて水溶液中の生体分子の高速重イオン放射線分解を調べた。水溶液環境下では孤立系分子標的に比べて、分子の多重解離が抑制されることが示唆された。また、構造が複雑な分子標的では，孤立分子の放射線分解では生成されない水溶液環境固有の反応生成物が生じることが分かった。

キーワード：生体分子の放射線損傷，水溶液の放射線分解，重イオン照射

1. 緒言

生体分子の放射線損傷における液体環境の効果は、細胞内での損傷機構を理解する上で重要である。本研究では、生体分子含有水溶液への重イオン照射で生じた反応生成物の直接観測から、液体中の生体分子の放射線分解における水分子の効果の解明を試みた。

2. 実験

重粒子線治療の Bragg ピーク領域に相当する 4.0 MeV C^{2+}イオンを、液体分子線法により真空中に導入したアミノ酸（グリシン、プロリン、ヒドロキシプロリン）含有水溶液及び気相のアミノ酸分子に照射し、生じた反応生成物を TOF-MS 法で調べた。

3. 結果・考察

図にアミノ酸にプロリンを用いた時に生成した二次イオン質量スペクトルを示す。水溶液標的の主な二次イオンは、水分子由来のものと、溶質であるプロリン分子に水分子の解離で生じた H^+が付加したイオンやプロリン分子の分解イオンである。気相標的と比較すると、解離イオンにおいて、分子が多重分解したものが非常に少ないことが分かり、水溶液環境下では生体分子の分解が配位している水分子によって抑制されていることを示唆している。また、水溶液環境固有の生成物も検出された。発表では、水分子の抑制効果について、孤立分子標的の結果との比較及び各アミノ酸同士の比較から議論する。

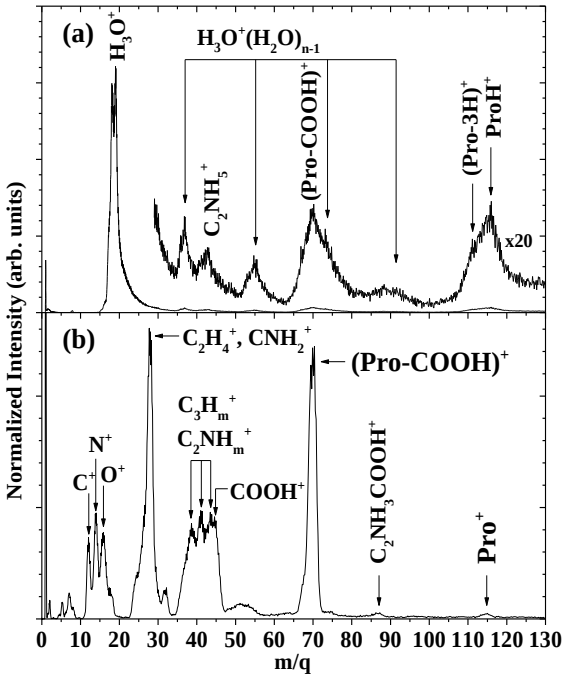


図　(a) 0.4 M プロリン($C_5H_9NO_2$)水溶液, (b) 気相プロリン標的の TOF スペクトル

参考文献

[1] S. Nomura et al., Nucl. Instrum. Methods Phys. Res., Sect. B 389-390 (2016) 28-32.

*Shinji Nomura[1], Hidetsugu Tsuchida[1], Akihiro Kajiwara[1], Takuya Majima[1] and Manabu Saito[1]
[1]Kyoto Univ.

コンクリート橋梁その場非破壊検査のための可搬型 3.95-MeV 電子ライナック駆動中性子源の開発

Developments of A Mobile 3.95 MeV Electron Linac-driven Neutron Source for On-site Non-destructive-testing of Concrete Bridges

*ベレデ ジャンミシェル[1]、三津谷 有貴[1]、高橋 佑弥[1]、土橋 克広[1]、草野 譲一[2]、田中 泰司[3]、大島 義信[4]、石田 雅博[4]、上坂 充[1]

[1]東京大学大学院工学系研究科、[2]（株）アキュセラ、[3]東京大学生産技術研究所、[4]土木研究所

抄録

本研究ではコンクリート内部の水分検出の手法として 3.95-MeV X バンド電子ライナックを用いた可搬型中性子源による後方散乱中性子水分検出システムを開発し、水分検出の性能を実証実験で確認した。鉄筋腐食リスク評価手法の開発の一環として、TOF 測定による測定精度の向上を行った。

キーワード： 非破壊検査、可搬型電子ライナック、橋梁検査、水分検出、中性子源

1. 緒言

高度経済成長期に多く建設されたコンクリ橋梁が寿命を迎えつつある。鉄筋コンクリ構造物における鉄筋腐食は構造全体の耐力低下につながり、余寿命減少における大きなファクターとなっている。鉄筋腐食の最大の原因は液状水が鉄筋に到達することによる酸化物イオンや塩化物イオンの侵入であり、コンクリート内部の水分検出は喫緊の課題である。本研究では既に開発および実橋梁での運用実績のある 3.95-MeV X 線源[1]と組み合わせた可搬型中性子源を用いた水分検出技術の開発を目標としている。

2. 水分測定システムの構成

本測定システムは可搬型 3.95-MeV ライナック駆動 X 線源とベリリウムターゲットを組み合わせ、$^{9}Be(\gamma,n)^{8}Be^{*}$の光核反応により中性子ビームを得る[2]。Be ターゲットは遮蔽のためのホウ酸レジン、鉛、そしてビームコリメータと組み合わされる（図 1）。発生中性子量は全立体角で約10^{7} n/s程度、ビーム出口での中性子束は約10^{4} n/s/cm^{2}程度である。検出器として ^{3}He 比例計数管を用いており、TOF 測定により減速された熱中性子を取得する。

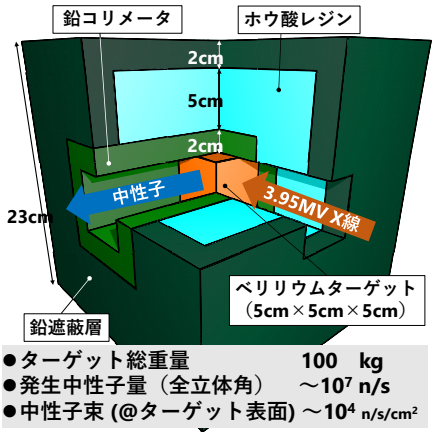


図 1 中性子ターゲットの概要

3. 水分検出実験

実証実験として、実橋梁の浸水状況を模擬した PC 橋梁シース管内への浸水検出実験、そしてコンクリートへの亀裂への浸水を測定することによる亀裂検出実験を行った。計測に当たっては Cd フィルターによって照射中性子の低速成分をカットし、TOF 測定により後方散乱中性子の熱中性子成分のみを計測することで測定精度の向上を試みた。

4. 将来の展望

11 月に茨城県幸久橋での世界初となる実橋梁での可搬型加速器駆動中性子源を用いた水分測定実験を行う。

参考文献

[1] M. Uesaka et al. : J. Phys. B: At. Mol. Opt. Phys. 47(2014) 234008 (9pp).

[2] L. Auditore et al., Nucl. Instrum. Meth. B, vol. 229, pp. 127143, 2005.

*Jean-Michel Bereder[1], Yuki Mitsuya[1], Yuya Takahashi[1], Katsuhiro Dobashi[1], Joichi Kusano[2], Yasushi Tanaka[3], Yoshinobu Oshima[4]、Masahiro Ishida[4]、Mitsuru Uesaka[1]

[1] The University of Tokyo, [2] Accuthera Inc., [3] Institute of Industrial Science, [4] Public Works Research Institute

可搬型高エネルギーX 線源による橋梁内部構造３次元可視化と健全性評価
トモシンセシスでの X 線源移動方法の最適化

3D Visualization of Inner Bridge using Portable High Energy X-ray Source and its Valuation
Optimisation of moving method of X-ray Source for Tomosynthesis

*小沢 壱生[1]、竹内 大智[1]、三津谷 有貴[1]、土橋 克広[1]、上坂 充[1]、草野 譲一[2]、吉田 英二[3]、
大島 義信[3] 、石田 雅博[3]
[1]東京大学, [2]（株）Accuthera, [3]土木研究所

橋梁の透過 X 線検査で内部構造を３次元可視化するトモシンセシス技術の再現精度向上を目指す。最大移動幅や移動幅などの X 線源のより良い移動方法をシミュレーションによって考察し、2017 年 6 月に行われた実橋梁検査に適用する。また、同年 7 月に行われた同橋の載荷試験の結果と、健全性評価との比較も紹介する。

キーワード：可搬型高エネルギーX 線源、非破壊検査、橋梁検査、トモシンセシス、画像処理

1. トモシンセシスの非破壊検査への応用

トモシンセシスとは、被写体に対し X 線源を移動させて様々な角度から撮像を行い、その撮像データを再構成することで検出器と平行な任意の断面に焦点を当てた画像が得られるという技術であり、歯科診療などの医療分野で主に用いられている。本研究では、可搬型 X 線源を用いて、主にコンクリート橋内部の構造材劣化を診断するためのトモシンセシスをテーマとする。

2. 計算シミュレーション

X 線源の①移動の刻み幅と②移動変位をパラメータとして変え、被写体内部の再構成画像の再現精度を比較した。①の刻み幅の大小は、精度の差への影響が少なかった。②の移動変位は、被写体正面からの変位を大きくすると精度が向上した。(Fig.1)　この知見を実橋梁試験に適用した。

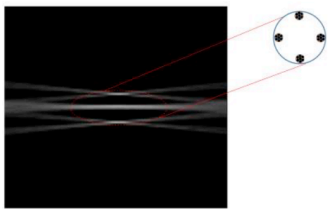


Fig.1 計算シミュレーションでのトモシンセシス結果の例

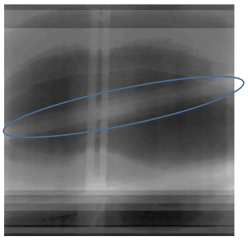


Fig.2 実橋梁のトモシンセシス結果

2-2. 実橋梁でのトモシンセシス結果

実橋梁内部の PC 鋼材を三次元的に視覚化できた。（Fig.2 は青線部分に焦点を合わせた画像）

参考文献

[1] 篠原広行、陳 欣胤、中世古和真、橘篤志、橋本雄幸、“断層映像法の基礎　第 37 回　トモシンセシス（ラミノグラフィ）”断層映像研究会雑誌、第 39 巻、第 2 号、2013、p.15-p.20.

---

*Issei Ozawa[1], Hiroaki Takeuchi[1], Yuki Mitsuya[1], Katsuhiro Dobashi[1], Mitsuru Uesaka[1], Johichi Kusano[2], Eiji Yoshida[3], Yoshinobu Oshima[3] , Masahiro Ishida[3]

[1]Univ. of Tokyo, [2]Accuthera Inc., [3]Public Works Research Institute

可搬型高エネルギーX 線源橋梁検査のための並進 CT 再構成

Parallel Motion CT for Bridge Inspection by Portable High Energy X-ray Sources

*上坂　充[1]，矢野亮太[1]，小沢壱生[1]，竹内大智[1]，三津谷有貴[1]，
草野譲一[2]，吉田英二[3]，大島義信[3]、石田雅博[3]
[1]東京大学，[2]アキュセラ、[3]土木研究所

本研究では、より高精度な橋梁内部構造の劣化状況推定のために、CT 断面再構成技術を適用することを検討している。従来の回転 CT よりも現場での実施がより簡易な、並進移動 CT について、950keV LINAC を用いて実証実験を行なった。

キーワード: 非破壊検査、X 線、LINAC、CT

1. 緒言

現在、高度経済成長期に建設された橋梁の老化による劣化が危惧されている。そのために、高精度な非破壊検査技術への需要が高まっており、本研究室では 950 keV/3.95 MeV の高エネルギーLINAC を用いた X 線非破壊検査システムを提案している。主な橋梁の劣化である、内部 PC ワイヤの断面減少を二次元的に確認するために、断面再構成が可能な並進移動 CT 移動技術の適用を検討している。

2. 並進 CT 実験

医療等で用いられている CT 技術は、被写体の周囲を回転することにより、再構成を行うが、位置合わせが困難な橋梁検査において、回転移動を実施するのは困難である。そこで、工業用フロー等で利用されている[1]、並進移動による再構成技術を実装し、950 keV LINAC を用いて実験を行なった。

図 1(上)に本実験で使用された、表面にレファレンスロッドが貼り付けられ、内部に鉄筋が 2 本とシース内に PC ワイヤ 1 本が配置されたコンクリートサンプルを示す。これを並行に移動することで、図 1(下)が得られた。この再構成画像からは、鉄筋、PC ワイヤ及びレファレンスロッドが見てとることができる。再構成画像におけるレファレンスロッドの太さを基準として、各内部構造の半径を推定したところ、誤差 10%(<1 mm)以内での推定に成功した。

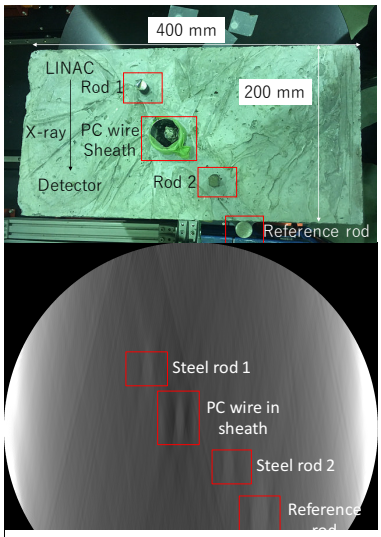


図 1 実験サンプル(上)と再構成画像(下)

3. 結論

並進移動 CT 実験によりが 10%(<1 mm)以内の PC ワイヤ径推定が可能であることが示された。今後は得られた断面画像に処理を施すことで、径推定精度を向上していくことを目指すとともに、3.95 MeV における実験、実橋梁における実証試験を行なっていく予定である。

参考文献

[1] 楊美花 and 楊海圏, IECIE Tech. Rep., vol. MBE2013−13, 2013.

*Mitsuru Uesaka[1], Ryota Yano[1], Issei Ozawa[1], Hiroaki Takeuchi[1], Yuki Mitsuya[1], Johichi Kusano[2], Eiji Yoshida[3], Yoshinobu Oshima[3] , Masahiro Ishida[3]

[1]Univ. of Tokyo, [2]Accuthera Inc., [3]Public Works Research Institute

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies：203-1 Accelerator and Beam Acceleration Technology

Thu. Sep 14, 2017 4:40 PM - 6:30 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 7:40 AM - 9:30 AM UTC | Room N N307 - N Block

[2N18-24] Ion Accelerator and its Application, Component Technology Development

Chair:Kimikazu Sasa (Univ. of Tsukuba)

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

[2N18] Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation (Accelerator Technology)

(1)Development of Prototype system based on Superconducting Quarter Wavelength Resonator

*Kazutaka Ozeki[1], Osamu Kamigaito[1], Naruhiko Sakamoto[1], Kenji Suda[1], Kazunari Yamada[1], Yutaka Watanabe[1], Kensei Umemori[2], Eiji Kako[2], Hirotaka Nakai[2], Katsuya Sennyu[3] (1. RIKEN Nishina Center, 2. KEK, 3. MHI-MS)

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

[2N19] Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation (Accelerator Technology)

(2)Study of vaccuum window and target for high power beam

*Hiroki OKUNO[1], Naoya Ikoma[1,5], Aiko Takamine[1], TOmoya Sato[1], Noriyosu Hayashizaki[4], Hiroo Kondo[2], Shinichi Namba[3] (1. RIKEN Nishina Center, 2. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology, 3. Hiroshima university, 4. Tokyo Institute of Technology, 5. Nagaoka University of Technology)

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

[2N20] Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation (Accelerator Technology)

(3)Conceptual design of high-intensity compact cyclotrons for nuclear transmutation

*Mitsuhiro Fukuda[1], Hiroshi Toki[1], Ryoichi Seki[1], Tsutomu Shonoduka[2], Tetsuhiko Yorita[1], Hiroki Kanda[1], Kichiji Hatanaka[1], Hiroshi Ueda[3], Yuusuke Yasuda[1], Toshihiro Kume[1] (1. RCNP, Osaka University, 2. CYRIC, Tohoku University, 3. Graduate School of Natural Science and Technology, Okayama University)

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

[2N21] Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation (Accelerator Technology)

(4)Study of MERIT(Mulitplex Energy Recovery Internal Target) on Intense Negative Muon Production for Muon Nuclear Transmutation

*Yoshiharu MORI[1], Yoshihiro Ishi[1], Akihiro Taniguchi[1], Tomonori Uesugi[1], Yasuhiro Kuriyama[1], Hidefumi Okita[1], Akira Sato[2], Michikazu Kinsyo[3], Yasuhiro Miyake[4], Masahiro Yoshimoto[3] (1. kyoto universiry, 2. Osaka univeristy, 3. JAEA, 4. KEK)

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

[2N22] Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation (Accelerator Technology)

(5)Status of the Proof-of-Principle Experiment on MERIT Scheme

*Kota Okabe[1], Yoshihiro Ishi[2], Tomonori Uesugi[2], Yasuhiro Kuriyama[1], Michikazu Kinsho[1], Akihiro Taniguchi[2], Hidefumi Okita[2], Akira Sato[3], Yasuhiro Miyake[4], Yoshiharu Mori[2] (1. JAEA/J -PARC, 2. Kyoto Univ., 3. Osaka Univ., 4. KEK)

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

[2N23] Evaluation of thermal stress and buckling analysis for ADS beam window design

*Yuta Eguchi[1], Takanori Sugawara[1], Hironari Obayashi[1], Hiroki Iwamoto[1], Kazufumi Tsujimoto[1] (1. JAEA)

6:10 PM - 6:25 PM JST | 9:10 AM - 9:25 AM UTC

[2N24] Compensation of Focusing Effects with Pole Surface Coils for FFAG Accelerators"

*Mitsutaka Ueda[1], Hidehiko Arima[1], Nobuo Ikeda[1], Yujiro Yonemura[1], Naoya Motohashi[1], Yuhi Waga[1], Akira Takagi[2], Hisayoshi Nakayama[2], Yoshiharu Mori[3] (1. Kyushu Univ., 2. High Energy Accelerator Research Org., 3. Kyoto Univ.)

6:25 PM - 6:30 PM JST | 9:25 AM - 9:30 AM UTC

Time reserved for Chair

核変換による高レベル放射性廃棄物の大幅な低減・資源化（加速器技術）
（1）超伝導λ/4 型共振器プロトタイプシステムの開発

Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes
through Nuclear Transmutation (Accelerator Technology)
(1) Development of Prototype system based on Superconducting Quarter Wavelength Resonator

*大関 和貴[1]，上垣外 修一[1]，坂本 成彦[1]，須田 健嗣[1]，山田 一成[1]，渡邉 裕[1]，
梅森 健成[2]，加古 永治[2]，仲井 浩孝[2]，
仙入 克也[3]，原 博史[3]，宮本 明啓[3]，柳澤 剛[3]
[1]理研仁科センター，[2]高エネルギー加速器研究機構，[3]三菱重工メカトロシステムズ

Development status of a prototype system based on the superconducting quarter wavelength resonator, with the goal of developing element technologies for the high-intense linear accelerator for ions, is presented.

キーワード：線型加速器

理研仁科センターでは、大強度イオン線型加速器のための要素技術開発として、2014 年度よりλ/4 型超伝導空洞共振器（超伝導 QWR）に基づくプロトタイプシステムの開発を行ってきた。プロトタイプシステムでは、超伝導 QWR 本体の他、これを 2 台搭載可能なクライオモジュール、高周波電力 10 kW 対応の入力カプラー、共振周波数チューナーの開発・製作を行い、それら全てをクライオモジュールに組み込んで（図 1 参照）試験を行うことを目指している。

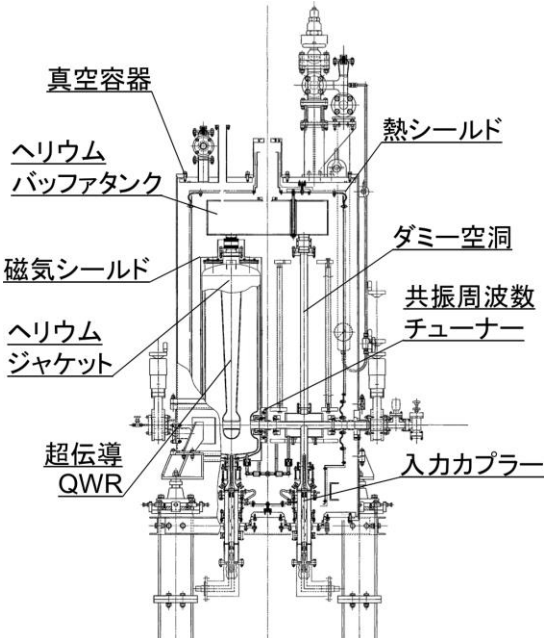


図 1:プロトタイプシステムの概観

2014 年度には超伝導 QWR 本体の設計、2015 年度には超伝導 QWR の部品製作、カプラーの設計、クライオモジュールの基本設計、2016 年度前半には引き続き超伝導 QWR の組み立ておよび表面処理、カプラーの製作、クライオモジュール部品の製作、チューナーの設計を行った。2016 年度後半より超伝導 QWR の単体試験を行い、ほぼ想定通りの性能を確認することができた。2016 年度末にはプロトタイプシステムが完成し、2017 年度よりクライオモジュールの冷却試験、超伝導 QWR の励振試験を行っている。本発表ではプロトタイプシステムの開発状況について報告する。

本研究は、総合科学技術・イノベーション会議が主導する革新的研究開発推進プログラム（ImPACT）の一環として実施したものです。

---

*Kazutaka Ozeki[1], Osamu Kamigaito[1], Naruhiko Sakamoto[1], Kenji Suda[1], Kazunari Yamada[1], Yutaka Watanabe[1],
Kensei Umemori[2], Eiji Kako[2], Hirotaka Nakai[2], Katsuya Sennyu[3], Hiroshi Hara[3], Akihiro Miyamoto[3], and Takeshi Yanagisawa[3].
[1]RIKEN Nishina Center, [2]KEK, [3]MHI-MS.

核変換による高レベル放射性廃棄物の大幅な低減・資源化（加速器技術）（2）大強度ビーム用真空窓と標的の開発の現状

Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation (Accelerator Technology)

(2) Study of vacuum window and target for high power beam

*奥野 広樹[1], 生駒 直弥[1,5], 高峰 愛子[1], 佐藤 智哉[1], 林崎 規託[4], 近藤 浩夫[2], 難波 愼一[3]

[1]理化学研究所　仁科加速器研究センター, [2]量子科学技術研究開発機構, [3]広島大学, [4]東京工業大学, [5]長岡技術科学大学

高レベル放射性廃棄物の核変換に必要な大強度ビーム用真空窓と標的の開発を行っている。真空窓については、大口径プラズマウィンドウ、標的については、湾曲した裏板を伴わない液体リチウム標的である。

キーワード：核変換、標的、真空窓

1. 緒言

現在 ImPACT 藤田プログラムでは、核変換による高レベル放射性廃棄物の大幅な提言と資源化のために、各要素技術開発が行われている。本講演では、大強度ビームの照射に耐えうるビーム窓の開発と湾曲した裏板を伴わない液体リチウム流の標的の開発について報告する

2. 大口径プラズマウィンドウ

プラズマウィンドウは、1995 年に発明され、アークプラズマによって繋がれた２つの領域に差圧を生じさせる真空インターフェースであり、典型的に 100 倍の効果が見込まれ、差動排気系を簡素化できる等の利点がある。実用化のためには、アークプラズマで満たされたチャンネルの部分の口径がビーム幅よりも大きい必要があるが、発明された当時のものは、2.3 mm 程度で、これまででも 8mm が最大径であった。我々は 20mm 程度の径を持つプラズマウィンドウを目指して開発を進めており、その試験用のプラズマウィンドウを作成し、ソレノイド磁場中で試験を実施した。試験の結果、10mm での試験では、プラズマの効果がギリギリ見えるが、20mm については、プラズマの効果がほぼ消失していたが、本講演では、プラズマ分光の結果も踏まえて、今後の見通しを考察する。

3. 液体リチウム標的

BNCT や IFMIF 等、中性子発生用としてもちいられる液体リチウム標的は、安定な膜を生成するために、湾曲した裏板がノズルのすぐ下流に設置され、それに沿って液体リチウムが噴出され、裏板においては、遠心力により液面が裏板に押さえつけられルため安定した膜の生成が可能になる。本件での液体リチウム膜は加速器内部に設置され、標的内でエネルギー損失した分を共振器により再加速して、再び同じエネルギーで標的に持って来るものを想定している。そのため、裏板を外した状態での液体リチウム膜を安定に生成する必要があり、その挙動を調べた。まず、10μ秒程度のストロボを炊くことにより、より膜の状態を詳細に調べたが、そのままでは、加速器内のビームの質を著しく劣化させる可能性があることがわかった。また、この表面状態を光コム距離計によって定量的に測定することに成功した。本講演では、試験の詳細データとともに、今後いかにしてこの液体表面のばらつきを抑えていくかについても議論する。

本研究は、総合科学技術・イノベーション会議が主導する 革新的研究開発推進プログラム（ImPACT）の一環として実施したものです。

*Hiroki Okuno[1], Naoya Ikoma[1,5], Aiko Takamine[1], Tomoya Sato[1], Noriyosu Hayashizaki[4], Hiroo Kondo[2] and Shinichi Namba[3]

[1]RIKEN Nishina Center, [2]QST, [3]Hiroshima Univ., [4]Tokyo Institute of Technology, [5]Nagaoka University of Technology

核変換による高レベル放射性廃棄物の大幅な低減・資源化（加速器技術）
(3)核変換のための高強度小型サイクロトロンの概念検討

Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation
(Accelerator Technology)
(3) Conceptual design of high-intensity compact cyclotrons for nuclear transmutation

*福田 光宏[1]，土岐 博1，関 亮一1，篠塚 勉[2]，依田 哲彦[1]，神田 浩樹[1]，
畑中 吉治[1]，植田 浩史[3]，安田 裕介[1]，久米 世大[1]
[1]阪大核物理研究センター，[2]東北大 CYRIC，[3]岡山大自然科学

高強度重陽子ビーム等を用いた長寿命核分裂生成物(LLFP)の核変換を安定且つ安全に高効率で行うため、比較的小型のサイクロトロンを多数組み合わせた加速器システムの検討状況について報告する。高強度化、エネルギー効率向上、低コスト化のための技術的課題や想定されるシステム構成などについても議論する。

キーワード：核変換、重陽子、サイクロトロン

1. 背景と目的

高レベル放射性廃棄物に含まれる長寿命核分裂生成物(LLFP)の内、再利用可能な有用資源を含む４種の元素(Pd, Cs, Se, Zr)について、短寿命核種もしくは安定核種へ核変換するための新しい核変換システムの検討を進めている。本研究では、重陽子ビームを直接 LLFP ターゲットに照射する方法によって核変換の効率を高めるため、比較的安価でハンドリングし易い高強度の小型加速器を多数組み合わせて複数のターゲットにビームパワーを分散させる核変換システムの概念検討を目的としている。

2. LLFP 核変換用サイクロトロンの概要

2-1. 目標性能

LLFP 核種と重陽子ビームの直接反応による核反応を効率良く行うため、最大 100MeV/n 程度の重陽子加速を想定し、サイクロトロン 1 台当たり 10mA 程度のビーム強度を目指す。この最大ビームパワー2MW を出力するため、30%以上のエネルギー効率を達成できる電磁石・RF システムを想定する。

2-2. 高強度化のための技術的課題

一体型の電磁石から構成される AVF サイクロトロンは、全体が数 m 以内に収まるコンパクト性に優れた加速器であり、量産効果による低コスト化も十分に期待できる。高強度化に当たっての課題は、入射アクセプタンスが小さいこと、入射部や中心領域での空間電荷効果の影響が大きいこと、負イオン加速の場合には荷電変換フォイルの耐久性に限界があること、正イオン加速の場合には 1 ターン当たりのエネルギー利得とターンセパレーションの増大が鍵を握ることなどが挙げられる。これに対してリングサイクロトロンの場合には、ターンセパレーションが大きく、空間的な自由度も大きいという利点があるものの、大型化が避けられない、空間電荷効果への対策、共振空洞のハイパワー化と省電力化などの課題がある。

なお、本研究は、総合科学技術・イノベーション会議が主導する 革新的研究開発推進プログラム（ImPACT）の一環として実施したものです。

---

*Mitsuhiro Fukuda[1], Hiroshi Toki[1], Ryoichi Seki[1], Tsutomu Shinoduka[2], Tetsuhiko Yorita[1], Hiroki Kanda[1], Kichiji Hatanaka[1], Hiroshi Ueda[3], Yuusuke Yasuda, Toshihiro Kume[1]

[1]RCNP, Osaka Univ., [2]CYRIC, Tohoku Univ, Okayama Univ.

Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation (Accelerator Technology)
(4) Study of MERIT (Mulitplex Energy Recovery Internal Target) on Intense Negative Muon Production for Muon Nuclear Transmutation

*Yoshiharu Mori[1] ,Akihiro Taniguchi[1],Yasutoshi Kuriyama[1] ,Tomonori Uesugi[1] ,Yoshihiro Ishi[1] , Masayuki Muto[1] ,Yuka Ono[1] ,Hidefumi Okita[1], Akira Sato[2], Michikazu Kinsho[3], Yasuhiro Miyake[3], Masahiro Yoshimoto[3] and Kota Okabe[3]
[1]Kyoto Univ., [2]Osaka Univ.,[3]JPARC-JAEA.

Abstract

An intense negative muon source for muon nuclear transformation to mitigate the long lived fission products of nuclear wastes, which is based on MERIT (multiplex energy recovery internal target) ring is presented. Negative muon production of more than 1016 /s can be obtainable with this scheme.

*This work was funded by ImPACT Program of Council for Science, Technology and Innovation (Cabinet Office, Government of Japan).

Keywords: LLFP, ERIT, nuclear transmutation, muon

1. Introduction

Reduction of nuclear wastes, especially long lived radioactive species such as long lived fission products (LLFPs) is one of the most important issues concerning energy production for society based on nuclear power plants. In muonic atom, the atomic nucleus absorbs a negative muon with large probability (95per cent), if the atomic number (Z) is more than 30 and then, it transforms to a stable nucleus by beta decay and the emission of several neutrons [1]. Long-lived cesium isotope,^{135}Cs (half-life:2.3 Myear), which is produced from the nuclear power plant in burning out one ton of enriched the nuclear fuel including 3per cent ^{235}U can be transformed to non-radioactive xenon isotopes within about five years, if the yield of negative muon is $10^{16}\mu^-$/s.

2. Production of negative muon

In order to realize the negative muon yield of $10^{16}\mu^-$/s, the 800MeV(500MeV/u) proton(deuteron) beam current of more than 3A is necessary if a thin lithium target of 1cm in thickness or a 1atm deuterium gas target is used and recovery of the beam energy loss by re-acceleration and use of a thinner target, the so called energy recovery internal target (ERIT) scheme [2], is useful and convenient to overcome these difficulties. For negative pion/muon production, the ERIT ring providing with simultaneous beam acceleration and storage at the orbit where a wedge target is placed is most adequate. A new type of ERIT named MERIT (Multiplex Energy Recovery Internal Target) for negative muons has been proposed [3].

3. Conclusion

A new scheme with multiplex energy recovery internal target (MERIT) has been proposed for efficient production of negative muons to mitigate the long-lived fission products in the nuclear wastes from the nuclear power plant with muon nuclear transformation. In this scheme, it is expected that a muon yield of $10^{16}\mu^-$/s can be obtained with an 800MeV/(500MeV/u) proton(deuteron) beam.

References

[1] S. Devons et al., Atoms, Advances in Nuclear Physic (edited by M.Baranger and E.Vogt), pp295-423(1969).

[2] Y. Mori, Nucl. Instr. Meth., PRS, Vol. A562, pp591-595 (2006).

[3] Y. Mori, International Workshop on FFAG'16, Imperial College London, UK, Sept.12(2016).

核変換による高レベル放射性廃棄物の口幅な低減・資源化
高強度負ミュオン生成法”MERIT”の原理実証試験の現状

Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation

Status of the Proof-of-Principle Experiment on MERIT Scheme

*岡部晃大[1]，吉本政弘[1]，石禎浩[2]，上杉智教[2]，栗山靖弘[2]，金正倫計[1]，谷口秋洋[2]，沖田英史[2]，佐藤朗[3]，三宅康博[4]，森義治[2]

[1] JAEA/J -PARC，[2]京都大学，[3]大阪大学，[4]高エネルギー加速器研究機構

長寿命核分裂片の軽減・処理を目的としたミュオン核変換のための高強度負ミュオン生成法：MERIT(Multiplex Energy Recovery Internal Target）の原理実証試験の現状について報告する。本研究は、総合科学技術・イノベーション会議が主導する 革新的研究開発推進プログラム（ImPACT）の一環として実施したものです。

*This work was funded by ImPACT Program of Council for Science, Technology and Innovation (Cabinet Office,Government of Japan).

キーワード：ミュオン核変換，加速器，高強度負ミュオン生成

1. 緒言

長寿命核分裂生成物の安定核種への変換と再利用を目的としたミュオン核変換を実現するための最重要課題である高効率ミュオン生成法についての研究開発を行っている。この生成法として、ビーム加速と貯蔵が両立可能なエネルギー回復型内部標的方式を用いたミュオン生成法：MERIT(Meson production Energy Recovery Internal Target)リングの研究開発を進めている。本研究では、MERIT 法による高効率・大強度の負ミュオン生成法についてそのフィジビリティについて研究し、それらに基づき MERIT ミュオン生成法の根幹技術である 1 次ビームの加速ならびに貯蔵の両立について、その基本原理実証を行う。

2. MERIT 原理検証試験の現状

MERIT 原理検証のため、京都大学原子炉実験所に設置されている ERIT(Energy Recovery Internal Target)-FFAG 蓄積リングを、ビーム加速と貯蔵が両立できるよう改造した。MERIT 法の根幹技術である広いエネルギー範囲に亘るビーム加速/貯蔵によるエネルギー回復を実証するには、ERIT-FFAG リングの磁極形状、及び、ビーム入射機構に大幅な改良が必要であった。

そこで、強度が期待できるナノカーボン材を利用し、負水素イオンビームを用いた荷電交換ビーム入射のための標的を開発した。検討段階では、ナノカーボン材で薄膜の製作が可能であるか否か不明であったが、製作方法や材料の調合等の検討を重ね、サイズは小さく、厚さは厚いまでも、薄膜としての形成に成功した。さらに、MERIT リングの炭素薄膜入射装置、及び、MERIT 入射用ビーム輸送ラインの開発を行った。ERIT-FFAG 蓄積リング本体については、MERIT 原理検証試験において必要な磁場分布を得るため、3 次元磁場計算最適化とそれに基づく磁極形状改造および磁場測定を行い、その結果をもとにした FFAG 電磁石の磁極改造を行った。本発表では MERIT 原理検証試験の現状について報告する。

---

*Kota Okabe[1], Masahiro Yoshimoto[1], Yoshihiro Ishi[2], Tomonori Uesugi[2], Yasuhiro Kuriyama[2], Michikazu Kinsho[1], Akihiro Taniguchi[2], Hidetoshi Okita[2], Akira Sato[3], Yasuhiro Miyake[4], Yoshiharu Mori[2]

[1] JAEA/J -PARC, [2] Kyoto Univ., [3]Osaka Univ., [4] KEK

ADS ビーム窓設計に係る熱応力評価及び座屈評価

Evaluation of thermal stress and buckling analysis for ADS beam window design

*江口 悠太，菅原 隆徳，大林 寛生，岩元 大樹，辻本 和文

日本原子力研究開発機構

加速器駆動核変換システム(ADS)の研究開発における最重要課題の一つであるビーム窓について、液体鉛ビスマスによる外圧、高温環境下における熱応力を考慮した非線形座屈解析結果について取りまとめる。熱流動、構造等の連成解析を実施することで、従来よりも成立性の高いビーム窓設計条件を得た。

キーワード：加速器駆動核変換システム(ADS)、ビーム窓、鉛ビスマス、熱応力解析、非線形座屈解析

1. 緒言

ADS の成立性に関わる重要な構造物であるビーム窓は、加速器と未臨界炉心の境界を成す構造物であり、液体鉛ビスマス(LBE)による外圧、腐食、陽子ビームによる発熱で生じる熱応力などの影響を受ける。過去の検討[1]では、1.5GeV、20mA の陽子ビーム条件で座屈応力 4.0 MPa を満たすビーム窓概念を提示したが、ビーム窓形状が複雑で製作上の課題があった。本評価では、より簡易な形状である半球状のビーム窓概念を提示するため、ビーム窓半径、ビーム窓板厚をパラメータとした熱流動と構造の連成解析を実施し、熱応力評価及び座屈応力評価を行った。

2. 解析条件

解析には ANSYS v17.2 を用い、2 次元解析モデルを用いた。構造解析の解析モデル Fig.1 に示す。ビームダクト部をフルスケール(6450mm)で模擬し、LBE の静水圧を考慮した。温度条件は STAR-CCM+コードによる熱流動解析で得られた温度分布を与え、ビーム窓半径を 180～235mm、およびビーム窓先端厚さを 1～4mm と変化させたパラメトリックサーベイを行った。

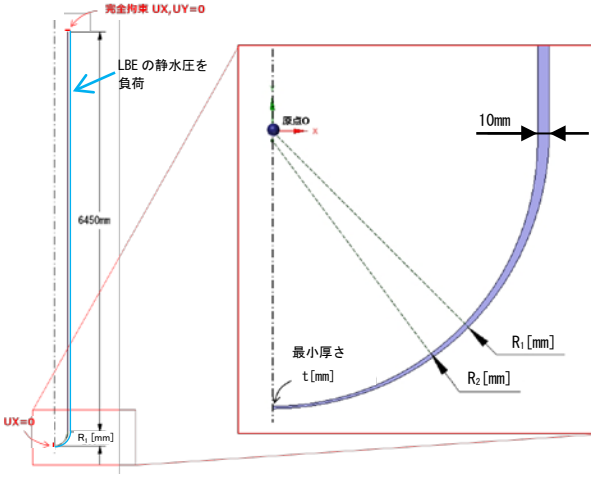


Fig.1 構造解析の解析モデル

3. 解析結果

熱応力を考慮したミーゼス応力の最大値と、設計応力値 Sm を比較した結果を Fig.2 に示す。今回検討した全てのケースで、ミーゼス応力の最大値は 3Sm より小さく、弾性挙動の制限を満たすことが確認された。また、座屈応力については、設計応力 1.0 MPa、安全率 3 の条件に対して、ビーム窓厚が 1.5mm 以上あれば全てのビーム窓半径において制限値を満足することがわかった。これらの結果とビーム窓材料の最高温度制限(550℃)を考慮して、最も座屈耐力が高い概念は、ビーム窓半径 235mm、ビーム窓厚 3.5mm のもので、座屈応力は 9.0MPa となった。

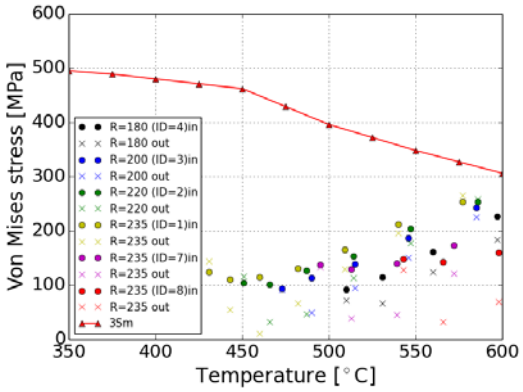


Fig.2 各ケースのミーゼス応力と設計応力値 Sm との比較

4. 結論

ビーム窓半径、板厚をパラメータとした構造解析を行い、成立性の高いビーム窓概念を得た。

本研究は、文部科学省 原子力システム研究開発事業により実施された「加速器駆動未臨界システムによる核変換サイクルの工学的課題解決に向けた研究開発」の成果である。

参考文献

[1] T. Sugawara, et al., JNST 47, 10, 953-962 (2010).

*Yuta Eguchi, Takanori Sugawara, Hironari Obayashi, Hiroki Iwamoto, Kazufumi Tsujimoto
Japan Atomic Energy Agency

FFAG 加速器におけるコイルを用いた集束力の補正手法に関する研究

Compensation of Focusing Effects with Pole Surface Coils for FFAG Accelerators

*上田 光貴[1]、有馬 秀彦[1]、池田 伸夫[1]、米村 祐次郎[1]、本橋 直也[1]、和賀 雄飛[1]、高木 昭[2]
中山 久義[2]、森 義治[3]
[1]九州大学、[2]高エネルギー加速器研究機構、[3]京都大学、

九州大学では FFAG 加速器において水平方向の集束力を補正し、加速中のビームの水平方向のベータトロンチューン制御を可能にするため、集束力補正コイルに関する研究を行っている。本研究では補正コイルの試作機を製作し、磁場測定によりその性能評価を行った結果、コイルを用いた集束力補正手法に関して知見が得られた。

キーワード：FFAG 加速器、補正コイル

1. 緒言

近年、二次粒子ビームを用いた素粒子・原子核研究の推進や加速器駆動未臨界炉といったエネルギー分野の開拓において、大強度のハドロンビームを生成できる加速器への要求が高まっている。その要求を満たす事ができる加速器の一つとして期待されているのが固定磁場強集束(Fixed Field Alternating Gradient; FFAG)加速器である。

FFAG 加速器の電磁石設計ではシンクロトロンと同様にベータトロン振動の安定性が保たれるように電磁石の集束力が決定される。従来、電磁石を構成する磁性体の磁気特性等により製作した電磁石の集束力が設計値と異なる場合は、追加磁極などを用いて磁極形状を変更することによって集束力の調整が行われていた。本研究では磁極表面に階段状に配置した空芯コイルを用いて集束力を補正する手法を提案する。電流値の異なる複数のコイルを用いて局所的に磁場勾配を変化させることで、高次の非線形磁場成分を含む FFAG 加速器の磁場分布を補正することができる。本手法を用いれば、磁極形状を変更することなく加速器の運転中に集束力を局所的に変化させることができる。

2. 研究内容

FFAG 加速器における集束力補正手法の原理検証を目的として補正コイルの試作機を製作し試験を行った。補正コイルの設計では三次元磁場計算コードとビーム軌道計算を用いて集束力の補正量を定量的に評価してコイルの配置や起磁力を決定した。製作した試作機を九州大学の 150 MeV FFAG 加速器の電磁石の磁極表面に配置して磁場測定を行い、設計手法の検証と集束力補正手法の有用性を評価した。実験結果から、コイルによる集束力の局所的な可変量を評価することにより、設計手法に関する知見が得られた。本発表では、補正コイル設計手法についての詳細と、磁場測定により得られた補正コイルの性能評価の結果を報告する。

---

*Mitsutaka Ueda[1], Hidehiko Arima[1], Nobuo Ikeda[1], Yujiro Yonemura[1], Naoya Motohashi[1], Yuhi Waga[1], Akira Takagi[2]
Hisayoshi Nakayama[2] and Yoshiharu Mori[3] [1]Kyushu Univ., [2]High Energy Accelerator Research Org., [3]Kyoto Univ.

Oral presentation | V. Fusion Energy Engineering：501-2 Fusion Reactor Material Science (Reactor and Blanket Materials, Irradiation Behavior)

Thu. Sep 14, 2017 9:30 AM - 10:35 AM JST | Thu. Sep 14, 2017 12:30 AM - 1:35 AM UTC | Room O Seminar room 1- Frontier Research in Applied Sciences Building

[2O01-04] Fusion Materials (Solid, Liquid blanket)

Chair:Masatoshi Kondo (Tokyo Tech)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2O01] Effect of non-stoichiometric composition on CO_2 absorption characteristics of a blanket candidate material Li_2TiO_3

*Tsubasa Takeda[1], Hodaka Nakamura[1], Akira Taniike[1], Yuichi Furuyama[1] (1. Graduate School of Maritime Sciences Kobe University)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2O02] Development of Innovative Technology for Lithium-6 Enrichment Using an Lithium Ionic Superconductor

*Tsuyoshi Hoshino[1] (1. QST)

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

[2O03] First-principles analysis of isotope effect in lithium ionic superconductor

*Keita Kobayashi[1], Tuyoshi Hoshino[1] (1. QST)

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

[2O04] Measurement of surface fluctuation of liquid Li free-surface jet using multi probes method

*Takafumi Okita[1], Shota Entani[1], Eiji Hoashi[1], Hiroo Kondo[2], Nobuo Yamaoka[1], Hiroshi Horiike[3] (1. Graduate School of Engineering Osaka University, 2. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology , 3. Fukui University of Technology)

10:30 AM - 10:35 AM JST | 1:30 AM - 1:35 AM UTC

Time reserved for Chair

ブランケット候補材料 Li_2TiO_3 の CO_2 吸収特性に対する非化学量論的組成の影響

Effect of non-stoichiometric composition on CO_2 absorption characteristics of a blanket candidate material Li_2TiO_3

*武田 翼，中村 穂高，谷池 晃，古山雄一
神戸大学大学院海事科学研究科

Li_2TiO_3 を Ar 等の雰囲気中で焼結することで非化学量論的組成の試料を作製し、CO_2 ガス雰囲気等に曝露した。試料中に欠陥を導入して生じた非化学量論的組成が、CO_2 吸収特性に与える影響を調べるために定量的に分析した。曝露した試料に対して NRBS 分析と XRD 分析を用い、試料の元素組成の変化と CO_2 吸収量、及び結晶性を調べた。

キーワード： ブランケット候補材料、Li_2TiO_3、NRBS、CO_2 吸収、非化学量論的組成

1. 緒言

固体ブランケット候補材料として有力視されている Li_2TiO_3 は、室温で CO_2 を吸収することが報告されている[1]。Li_2TiO_3 が CO_2 を吸収すると、材料表面に Li_2CO_3 の層が生成される。これをブランケット材料として使用すると、トリチウムの回収効率が低下する恐れがある。一方で、Li_2TiO_3 の CO_2 吸収特性に関する基礎研究は十分にはなされていない。本研究では Li_2TiO_3 の CO_2 吸収特性に寄与するパラメータとして、材料の組成比に着目した。試料の組成比を変化させることにより非化学量論的組成とし、CO_2 の吸収特性について非ラザフォード後方散乱分光法(NRBS)及び X 線回折法(XRD)を用いて分析した。

2. 実験

分析試料は、固相反応を用いて大気中で作製した。得られた試料を Ar 雰囲気中で再度焼結することで試料中に欠陥を導入し、非化学量論的組成とした。また、大気中で再度焼結して化学量論比の試料も作製した。これらの試料を室温で、CO_2 ガス雰囲気に曝露した。50 時間曝露ごとに NRBS を用いて分析を行い、試料表面近傍の元素組成を調べた。NRBS スペクトルから算出した炭素面密度を CO_2 吸収量として評価した。また、それぞれの試料に対して、CO_2 ガス曝露前後において XRD 分析を行い、得られた XRD スペクトルから結晶性を評価した。

2. 結果と考察

CO_2 ガス曝露前における非化学量論的組成と化学量論比の試料の Li_2TiO_3 の XRD スペクトルを、回折ピークの大きい 18°、35°、43°、63° 付近で比較した。これらの角度での XRD スペクトルの半値幅は非化学量論的組成の試料の方が大きくなった。XRD スペクトルの半値幅は分析試料の結晶性によって決定される。Ar 雰囲気中で焼結することで、非化学量論的組成の試料は酸素原子等の格子欠陥が導入され、XRD スペクトルの半値幅が大きくなった可能性が考えられる。

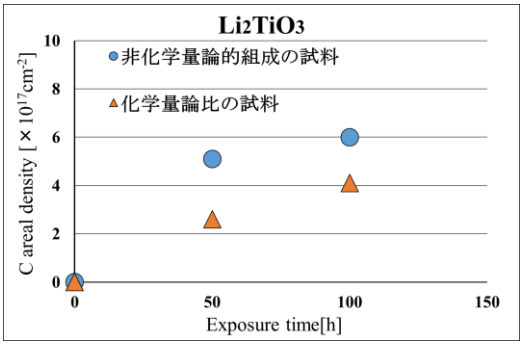


図　非化学量論的組成の試料と
化学量論比の試料における炭素面密度の値の時間変化

非化学量論的組成とした試料と化学量論比の試料に対して CO_2 ガス曝露し、NRBS 分析によってスペクトルを得た。炭素スペクトルから算出した炭素面密度の値を図に示す。この図において縦軸は炭素面密度、横軸は曝露時間である。どちらの試料においても、曝露時間の増加に伴って炭素面密度の値が増加した。その値は、非化学量論的組成の試料が 50 時間で 5.1×10^{17} [cm^{-2}]、100 時間では 6.0×10^{17} [cm^{-2}]となった。一方で、化学量論比の試料は 50 時間で 2.6×10^{17} [cm^{-2}]、100 時間では 4.1×10^{17} [cm^{-2}]となった。100 時間曝露時の炭素面密度の値を比較すると、非化学量論的組成の試料の値は、化学量論比の試料の値に比べて約 1.5 倍大きくなっている。これは、格子欠陥が試料の CO_2 吸収を促進する可能性を示唆している。

参考文献

[1] Yuichi Furuyama, et.al, Journal of Nuclear Materials 442 (2013) S442-S446

* TSUBASA TAKEDA, HODAKA NAKAMURA, AKIRA TANIIKE, YUICHI FURUYAMA
Graduate School of Maritime Sciences Kobe University

イオン伝導体による革新的リチウム同位体分離技術の開発

Development of Innovative Technology for Lithium-6 Enrichment Using an Lithium Ionic Superconductor

*星野 毅[1]

[1]量研

Li イオン伝導体を核融合燃料製造に必須な ^{6}Li の同位体分離膜とし、天然同位体比の水酸化リチウム(LiOH)水溶液からの ^{6}Li 同位体分離試験を行った結果、最大 ^{6}Li 同位体分離係数 1.04 と、海外にて実用化されていると考えられる水銀アマルガム法の ^{6}Li 同位体分離係数 1.06 と同等の、高い値が得られた。

キーワード：リチウム 6 濃縮、リチウム同位体分離、リチウムイオン伝導体、リチウム分離膜、トリチウム増殖材料

1. 緒言

核融合炉の燃料として必要なトリチウムは、核融合炉ブランケット内に装荷されるトリチウム増殖材料中のリチウム 6(^{6}Li)と中性子との核反応により生産する。しかしながら、天然のリチウム(Li)には ^{6}Li が最大で約 7.8%(残りはリチウム 7(^{7}Li))しか存在せず、核融合炉の定常運転に必要なトリチウム量を確保するためには、^{6}Li の存在比を約 90%に濃縮した Li が必要となる。^{6}Li は ^{7}Li より移動度が高いことから、セラミックスイオン伝導体を ^{6}Li 分離膜とし、^{6}Li と ^{7}Li の分離試験を行った。

2. 実験

天然同位体比の Li 含有溶液として、0.1M の LiOH 水溶液 10L を原液として用い、海水リチウム回収技術と同様の手法にてイオン伝導体に電圧を 5V 印加し、Li を原液側から回収液側へ移動させた後、回収液中の ^{6}Li の割合を分析する電気透析試験を行った。

3. 結論

7 日間の電気透析の結果、試験期間中、^{6}Li の割合は天然比の 7.8%を大きく上回る約 8.0%を維持しており(図 1)、^{6}Li 同位体分離係数は最大で 1.04 と、^{6}Li と ^{7}Li の移動速度には差があり、計算シミュレーション等から予測される同位体拡散定数比の平方根$(D_6/D_7)^{1/2}$に近い値を得た。

また、海外にて実用化されている同位体分離技術は水銀アマルガム法であり、その ^{6}Li 同位体分離係数は 1.06 と考えられていることから、同等の高い値が得られる革新的手法の基盤技術確立に見通しを得た。

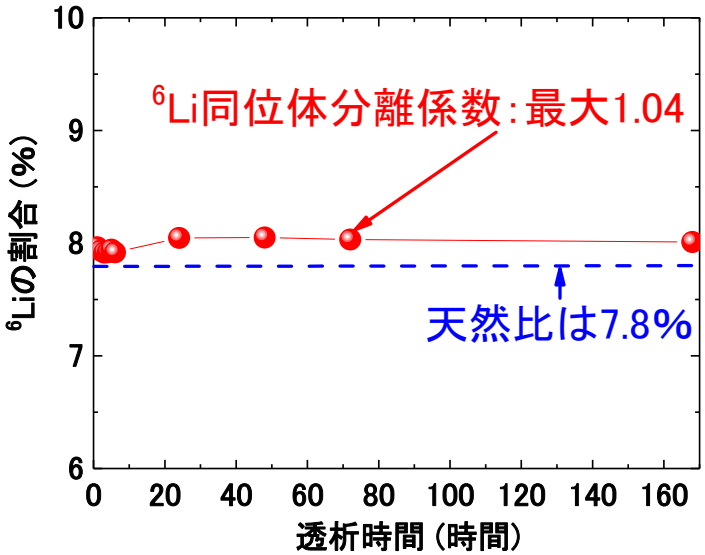


図 1 イオン伝導体を ^{6}Li 分離膜とした同位体分離試験結果
(回収液中の ^{6}Li 割合は天然比 7.8%より高い)

*Tsuyoshi Hoshino

[1]QST

第一原理計算によるイオン伝導体におけるリチウム同位体効果の解析

First-principles analysis of isotope effect in lithium ionic superconductor

*小林 恵太[1], 星野 毅[1]
[1]量研

第一原理計算を用い、リチウムイオン伝導体中におけるリチウム 6 とリチウム 7 の同位体効果に関する解析を行った。リチウムイオン伝導体における同位体効果に関しては①量子効果、②相関効果が大きな役割を果たすことを明らかにした。

キーワード：リチウム 6 濃縮、リチウム同位体分離、リチウムイオン伝導体、第一原理計算、トリチウム増殖材料

1. 緒言

核融合炉の燃料であるトリチウムはリチウム 6(^{6}Li)と中性子との核反応により生成されるが、天然のリチウム(Li)には約 7.8%しか存在せず、核融合炉の定常運転には約 90%程度に濃縮された ^{6}Li が必要となる。リチウムイオン伝導においては高い同位体効果が表れうることが報告されており[1]、^{6}Li と ^{7}Li の分離に応用可能であると考えられる。今回、第一原理計算等によりリチウムイオン伝導体中における ^{6}Li と ^{7}Li の同位体効果に関する解析を行った。

2. 計算手法

Nudged Elastic Band 法とフォノン計算を組み合わせ、Li イオンが単位時間当たりに安定サイトから安定サイトに飛び移る頻度（ジャンプ頻度）を第一原理計算(VASP)により導出した。更に第一原理計算により導出したジャンプ頻度を用い、キネティクスモンテカルロ法を実行することにより ^{6}Li と ^{7}Li の拡散定数比を導出した。

3. 結論

まず、Li イオンが狭い領域から広い領域を通過する構造を持つイオン伝導体の場合に、量子効果により同位体移動度の違いが大きくなることを明らかにした。また、^{6}Li, ^{7}Li 及び空孔間での相関効果により同位体拡散比が小さくなることを示した。同位体効果を最大にするには Li イオンが狭い領域から広い領域を通過し、且つ空孔機構が弱い物質が好ましいという物質設計の指針を得た。

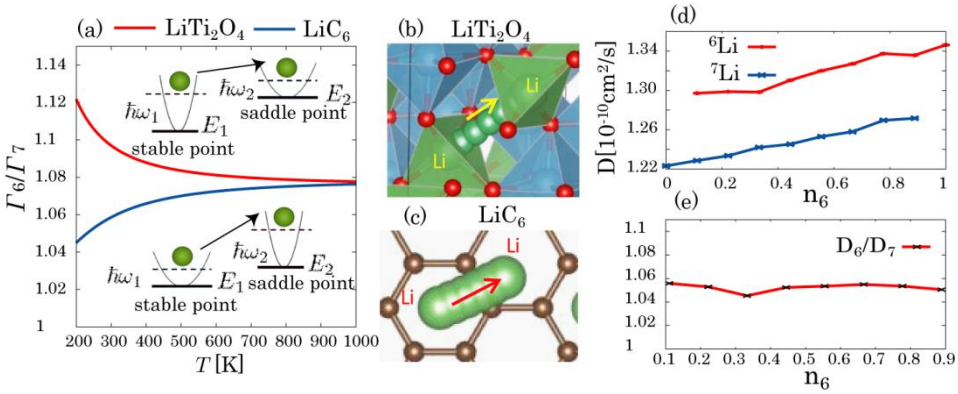


図 1 (a): $LiTi_2O_4$ (b), LiC_6 (c)における ^{6}Li、^{7}Li のジャンプ頻度比 Γ_6/Γ_7 の計算結果。 結晶構造により量子効果の寄与が異なる。 (d)-(e): キネティックス・モンテカルロ法により計算した $LiTi_2O_4$ における ^{6}Li, ^{7}Li の拡散定数(d), 及び拡散定数比(e). 横軸は結晶中の ^{6}Li 濃度である.

参考文献

[1] S.Shioya, T.Nagasaki, T.Matsui, H.Shihematsu, Solid state ionics 161 (2003) 55

*Keita Kobayashi[1], Tsuyoshi Hoshno[1]
[1]QST

多点プローブ法を用いた液体金属 Li 自由表面流の表面変動計測

Measurement of surface fluctuation of liquid Li free-surface jet using multi probes method

*沖田 隆文[1]，圓谷 彰太[1]，帆足 英二[1]，近藤 浩夫[2]，山岡 信夫[1]，堀池 寛[3]
[1]大阪大学大学院工学研究科，[2]量子科学技術研究開発機構，[3]福井工業大学

国際核融合炉材料照射施設（IFMIF）では、液体 Li 噴流がターゲットとして採用される。これまで大阪大学 Li ループと EVEDA Li Test Loop (ELTL)において Li 噴流の自由表面変動計測が行われており、本発表では、多点プローブ法による流路幅方向中心と側壁近傍の二地点における表面変動計測の結果を報告する。
キーワード：液体リチウム、IFMIF、自由表面噴流、表面変動、多点プローブ法

1. 背景

国際核融合材料照射施設（IFMIF）では、D-Li 反応を利用して核融合炉内中性子場を実現する。IFMIF では、ビームからの入熱の除去の観点から、ターゲットとして自由表面を伴う液体 Li 高速噴流が採用される。これまで、大阪大学の液体 Li 循環装置及び EVEDA Li Test Loop(ELTL)において、電気接触式液面計やレーザープローブ法を用いた自由表面変動の特性評価が行われてきた[1,2]。本研究では、接触計測法による表面変動量分布を取得するために、多点プローブ法による流路幅方向二点同時計測を実施した。

2. 実験体系

大阪大学の液体 Li 循環装置に 2 本の計測針を持つ電気接触式液面計を設置した（図.1）。ノズル出口下流 135 mm 地点において、流路幅方向中心と流路側壁から 10 mm 地点（2 点間距離：25 mm）の 2 地点での表面変動の計測を同時に行った。

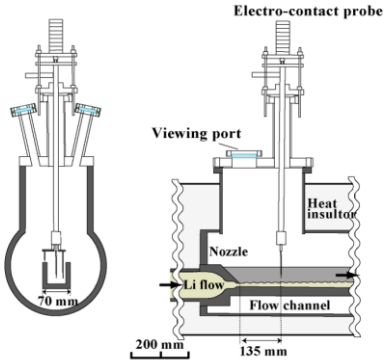


図.1　実験体系

3. 実験結果

図.2 に Li 噴流の平均流速ごとの噴流平均厚さとその変動幅を示す。側壁近傍において表面変動が大きく、流速の増加に伴って変動幅も増加している。平均厚さについて、側壁近傍において小さくなっており、流速の増加に伴って漸近している。これは、Li と SUS304 との濡れ性による側壁近傍の噴流形状の変化と、定在波が測定地点において発生しているためと考えられる。

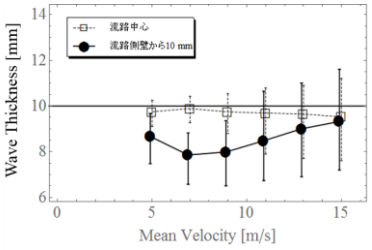


図.2　噴流厚さ vs.流速

4. まとめ

電気接触式液面計を用いて、複数地点における Li 噴流表面変動の同時計測を実施した。側壁近傍では壁面からの定在波の影響を受けていることが分かった。

参考文献

[1] T. Kanemura, et. al., *Fusion. Eng. Des.*, Vol.98-99, Oct. 2015, pp.1991-1997

[2] T. Okita, et. al., *Proc. NURETH15*, NURETH15-186, Pisa, Italy, 2015

---

*Takafumi Okita[1], Shota Entani[1], Eiji Hoashi[1], Hiroo Kondo[2], Nobuo Yamaoka[1], Hiroshi Horiike[3]

[1]Osaka University, [2]National institutes for Quantum and Radiological Science and Technology, [3]Fukui University of Technology.

Oral presentation | V. Fusion Energy Engineering：501-2 Fusion Reactor Material Science (Reactor and Blanket Materials, Irradiation Behavior)

Thu. Sep 14, 2017 10:35 AM - 12:00 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 1:35 AM - 3:00 AM UTC | Room O Seminar room 1- Frontier Research in Applied Sciences Building

[2O05-09] Fusion Materials (Corrosion, Mechanical Testing Method)

Chair:Eiji Hoashi (Osaka Univ.)

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

[2O05] Anticorrosion of ferritic steel in HF-containing FLiNaK by adding Ti powder

*Gaku YAMAZAKI[1], Juro YAGI[1,2], Teruya TANAKA[1,2], Takashi WATANABE[2], Akio SAGARA[1,2] (1. The Graduate University for Advanced Studies, 2. National Institute for Fusion Science)

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

[2O06] Experimental study on compatibility of reduced activation ferritic martensitic steel with flowing Pb-17Li

(3)Nanoindentation study on corrosion-erosion dynamics

*Masatoshi Kondo[1], Yoshimitsu Hishinuma[2], Tanaka Teruya[2], Takeo Muroga[2], Takayoshi Norimatsu[3] (1. Tokyo Institute of Technology, Institute of Inovative Research, Laboratory for Advanced Nuclear Energy, 2. National Institute for Fusion Science, Department of Helical Plasma Research, 3. Osaka university, Institute of Laser Engineering)

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

[2O07] Oxide Formation Procedure of F82H HIPed Interfaceon First wall of Blanket for Fusion Reactor

*Takeshi Kanda[1], Hirotatsu Kishimoto[1], Naofumi Nakazato[1], Tamaki Shibayama[2], Hiroyasu Tanigawa[3] (1. Muroran Institute of Technology, 2. Hokkaido University, 3. QST)

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

[2O08] Characterization of the HIP joint interfaces by torsion test: Effects of degassing and surface finish

*Takashi Nozawa[1], Ryuji Ohsone[2], Hiroyasu Tanigawa[1] (1. QST, 2. MTC)

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

[2O09] Evaluation of mechanical properties of ion-irradiated Single crystal Fe by micro-pillar compression test

*RIKI SHIMURA[1], RYUTA KASADA[1], SATOSHI KONISHI[1], MASAMI ANDO[2], HIROYASU TANIGAWA[2] (1. Institute of Advanced Energy, Kyoto University, 2. QST)

11:50 AM - 12:00 PM JST | 2:50 AM - 3:00 AM UTC

Time reserved for Chair

Ti 微粒子添加による HF 含有 FLiNaK 中でのフェライト鋼の防食

Anticorrosion of ferritic steel in HF-containing FLiNaK by adding Ti powder

*山崎 樂[1]，八木 重郎[1,2]，田中 照也[1,2]，渡邉 崇[2]，相良 明男[1,2]

[1]総合研究大学院大学，[2]核融合科学研究所

溶融塩ブランケットに対する Ti 微粒子の新たな有用性である犠牲防食効果の検証を試み，μm サイズを添加した HF 含有 FLiNaK 中でのフェライト鋼 SUS430 板の腐食量の減少を確認した。現在，粒径及び添加量への依存性を計測中であり，そのモデリングを進めている。

キーワード：溶融塩ブランケット，腐食，フッ化水素，チタン，犠牲防食

1. 緒言

溶融塩ブランケットに対する Ti 微粒子の有用性が一層高まりつつある。ヘリカル炉 FFHR における自己冷却型液体ブランケットの冷却材候補に溶融塩 FLiNaBe (LiF-NaF-BeF_2)が挙げられる。FLiNaBe は低水素溶解度であるものの，相良が水素吸蔵微粒子混合を提案し[1]，その後に八木らが Ti 微粒子を使用して溶融塩 FLiNaK (LiF-NaF-KF)での実効的な水素溶解度の向上を実証した[2]。他方，FLiNaBe では，中性子との核反応により生成した TF による構造材料の腐食が懸念されている。そこで新たに本研究では，Ti が構造材料に比べ卑な金属であることに着目し，Ti 微粒子による犠牲防食効果[3]を期待し，溶融塩環境での防食可能性を実験した。

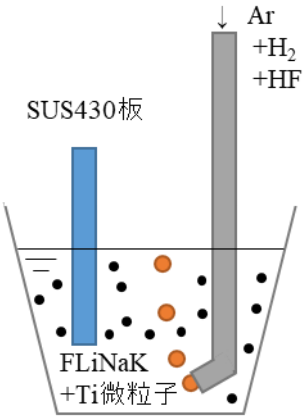


図1 実験概略図

2. 実験手法・結果

TF, FLiNaBe，及び低放射化フェライト鋼の模擬材料として，それぞれ HF，FLiNaK，及び SUS430 を使用し，μm サイズの Ti 微粒子(μTi)の添加量に対する腐食減量を測定した。腐食の原因を HF に限定できるように，異種金属接触腐食を防止するための絶縁構造を持つ，HF と反応しにくい Ni 及びその合金を使用した実験装置を製作し，H_2O 等の不純物による腐食を低減するため FLiNaK 作製及び腐食実験を Ar 雰囲気下で実施した。μTi をそれぞれ 0, 150, 300 mg 添加した 550℃，30 mL の FLiNaK 中に，HF を平均 4×10^{-7} mol/s で導入しながら，40×10×0.3 mm の SUS430 板の約半分を 6 時間浸漬した(図 1)。μTi を 150 mg 以上分散させると，腐食量が HF を添加しなかった程度にまで減少した(図 2)。

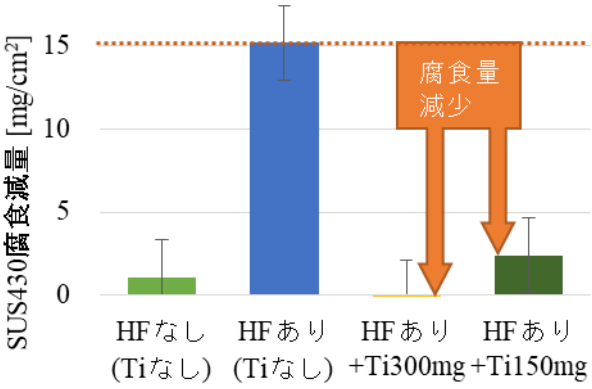


図2 SUS430の腐食に対するμTiの防食効果

3. 結論

Ti 微粒子を添加する防食法が溶融塩ブランケット環境に適用可能であると示唆された。ただし，実効水素溶解度が最も大きくなるのは，nm サイズの Ti 微粒子を 0.1wt%添加した場合である[2]。そこで現在，防食効果の Ti 微粒子径及び添加量への依存性を計測中であり，そのモデリングを進めている。

参考文献

[1] A. Sagara et al., *Helical reactor design FFHR-d1 and c1 for steady-state DEMO*, Fusion Eng. Des. 89 (2014) 2114.

[2] J. Yagi, et al., *Hydrogen solubility in FLiNaK mixed with titanium powder*, Fusion Eng. Des. 98 (2015) 1907.

[3] 藤井哲雄, *基礎からわかる金属腐食*, 日刊工業新聞社 (2011).

*Gaku YAMAZAKI[1], Juro YAGI[1,2], Teruya TANAKA[1,2], Takashi WATANABE[2] and Akio SAGARA[1,2]

[1]The Graduate University for Advanced Studies (SOKENDAI), [2]National Institute for Fusion Science.

鉛リチウム流動場における低放射化フェライト鋼の共存性に関する研究
(3) ナノインデンテーション法によるコロージョン・エロージョンダイナミクスの解析

Experimental study on compatibility of reduced activation ferritic martensitic steel with flowing Pb-17Li

(3) Nanoindentation study on corrosion-erosion dynamics

*近藤 正聡[1], 菱沼 良光[2], 田中 照也[2], 室賀 健夫[2], 乗松 孝好[3]

[1]東工大先導原研, [2]核融合研, [3]阪大レーザー研

Corrosion and corrosion-erosion behaviors of a RAFM steel in a flowing Pb-17Li were investigated by means of corrosion tests with a non-isothermal mixing pot at 773K up to 1000 hours. Mechanical properties of the corroded surfaces of the steels were analyzed by means of a nanoindentation technique. The dynamic behaviors of corrosion-erosion was discussed based on the results of nanoindentation analysis.

キーワード：液体ブランケット，材料共存性，コロージョン・エロージョン，ナノインデンテーション

1. 緒言 核融合炉の液体燃料増殖材として鉛リチウム合金(Pb-17Li)が期待されているが、構造材料との共存性が課題とされている。これまでの研究成果により窒素や酸素等の溶存非金属不純物の影響は徐々に明らかになってきた。一方、構造材料の深刻な減肉に繋がりかねないコロージョン・エロージョンのメカニズムについては、腐食して脆くなった材料表面が流れにより破壊される事が原因となりうると示唆されているものの、その詳細なメカニズムは明らかにされていない。本研究の目的は、Pb-17Li に浸漬した低放射化フェライト鋼表面の力学的特性を評価する事により、コロージョンからエロージョン発生に進展する原因を明らかにする事である。

2. 実験方法 低放射化フェライト鋼 JLF-1 (Fe-9Cr-2W-0.1C)の柱状試験片を非等温型 Pb-17Li 攪拌ポットに装荷し、500 時間および 1000 時間の腐食試験を実施した。試験片の一部は、Pb-17Li 合金から取り出した後に液体 Li を用いて洗浄した。この柱状試験片を用いて、ナノインデンテーション測定を実施した。ナノインデンテーション測定は、(a)未浸漬試料(未研磨)、(b)500 時間浸漬試料、(c)1000 時間浸漬試料の 3 種類に対して 100mN～1000mN の範囲の荷重で実施した。

3. 実験結果 鋼材表面の腐食層の深さは、電子顕微鏡を用いた断面組織分析より、最大で 10μm 程度である事が分かった。この腐食層では、Fe や Cr の濃度が減少し、粒内および粒界に鉛が拡散している事が分かった。これに対してナノインデンテーション測定では、荷重が 1000mN の条件で、押し込み深さは約 4μm に到達する事が分かった。これにより、本測定では腐食層に相当する部分の力学的特性を測定している事がわかった。

図 1(a)、(b)に、押し込み硬さ(Hit)と押し込み弾性率(Eit)を示す。腐食層の押し込み硬さは、Pb-17Li に浸漬した事により、15%程度減少している事が分かった。一方、押し込み弾性率は、再表面近傍において、20%程度上昇しているという事がわかった。押し込み硬さの低下は、腐食による鋼材組成の変化や腐食により発生したポーラス組織によるものと考えらえる。押し込み弾性率の上昇は、鉛合金のような柔らかい金属が組織内に拡散した為であると考えられる。

コロージョンによる腐食層の機械的特性の低下は限定的であるため、エロージョン発生に至る原因としては鋼材微細組織の境界に沿った鉛合金の拡散の寄与が大きいと考えられる。

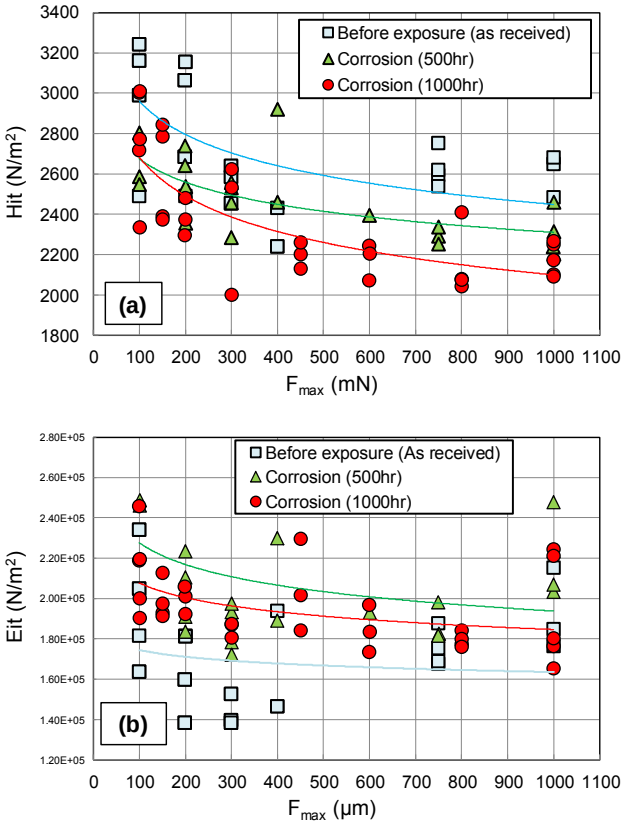


図 1 ナノインデンテーション測定の結果

(a) 押し込み硬さ (b) 押し込み弾性率

*Masatoshi Kondo[1], Yoshimitsu Hishinuma[2], Teruya Tanaka[2], Takeo Muroga[2], Takayoshi Norimatsu[3]
[1]Tokyo Tech., [2]NIFS, [3]Osaka univ.

核融合炉ブランケットの F82H 鋼 HIP 接合界面における酸化物形成過程

Oxide Formation Procedure of F82H HIPed interface on the First wall of Blanket for Fusion Reactor

*神田 健[1], 岸本 弘立[1], 中里 直史[1], 柴山 環樹[2], 谷川 博康[3]
[1]室蘭工業大学, [2]北海道大学, [3]QST

ケイ素酸化物の形成メカニズムの解明を目的とし、HIP 接合前処理である脱気処理前後及び HIP 接合後における界面近傍微細組織を評価した。

キーワード：F82H HIP 接合 脱気処理 接合前表面処理

1. 緒言

現在建設中の ITER に装荷予定の TBM 第一壁は F82H 鋼製部材の HIP 接合により作製される。HIP 接合部にはケイ素酸化物が形成され、接合部の靭性は母材と比較して低い靭性を示す。本研究では、ケイ素酸化物の形成メカニズムの解明を目的とし、HIP 接合前処理である脱気処理前後及び HIP 接合後における界面近傍微細組織の評価を行った。

2. 実験

供試材には F82H 鋼を用いた。脱気処理前後における界面近傍の微細組織観察では、供試材を 10mm×10mm×2.5mm の試験片に加工後、機械研磨、電解研磨の 2 種類の表面処理を施した。それぞれの表面処理を施した試料を二個ずつ用意し、一方には、温度 600℃、保持時間 10 時間、真空度 1.0×10^{-3}Pa の脱気処理条件と同様な熱処理を施し、XPS を用いて熱処理前後の表面近傍における元素分析を行った。また、HIP 接合後における接合界面近傍の微細組織観察では、F82H 鋼製 TBM モックアップの接合界面が T 字になる三重点部を直径 3mm、厚さ 0.25mm で切り出して、ディスク状試験片に加工後、アルミナ研磨剤を用いたバフ研磨により試料表面を鏡面にし、SEM、TEM、EPMA を用いて接合界面近傍の微細組織観察及び元素分析を行った。

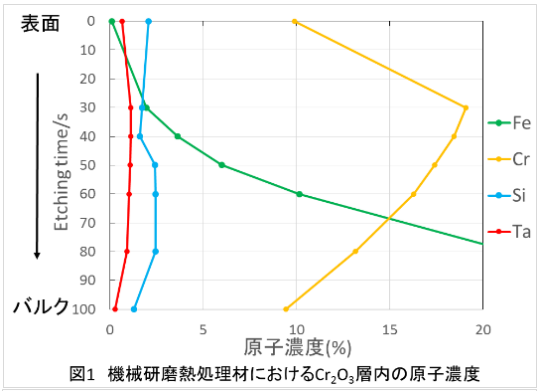


図1 機械研磨熱処理材におけるCr_2O_3層内の原子濃度

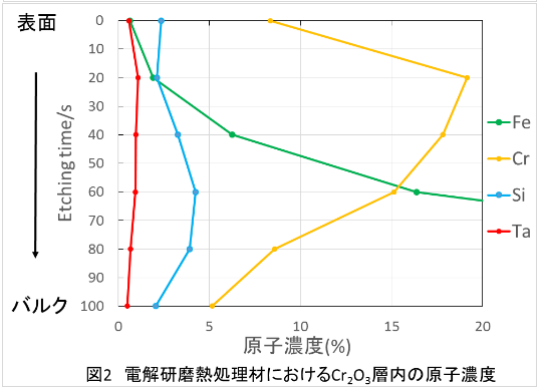


図2 電解研磨熱処理材におけるCr_2O_3層内の原子濃度

3. 結果・考察

図 1、図 2 に XPS による機械研磨熱処理材、電解研磨熱処理材の界面近傍の元素分析結果を示す。XPS の結果から、機械研磨熱処理材、電解研磨熱処理材それぞれの表面には酸化クロム層が形成されており、酸化クロム層直下においてケイ素酸化物濃度の増加が見られる。HIP 接合プロセスでは接合前表面処理によらず、脱気処理及び HIP プロセス時の熱履歴により、材料内部から表面へのケイ素拡散が生じ、HIP 界面近傍でケイ素酸化物の濃度が上昇することが示唆された。接合前表面処理はケイ素濃縮の程度、あるいは他の元素分布の状態、組織の状態を変化させ、結果として靭性を改善させていると考えられる。

*Takeshi KANDA[1], Hirotatsu KISHIMOTO[1], Naofumi NAKAZATO[1], Tamaki SHIBAYAMA[2], Hiroyasu TANIGAWA[3]
[1]Muroran Institute of Technology, [2]Hokkaido University, [3]QST,

HIP 接合界面のねじり試験による健全性評価：脱ガス及び表面処理影響

Characterization of the HIP joint interfaces by torsion test: Effects of degassing and surface finish

*野澤 貴史[1]，大曽根 龍次[1,2]，谷川 博康[1]
[1]量研，[2]金属技研

熱間等方圧加圧（HIP）接合のプロセス条件の最適化検討のため，HIP 前処理の脱ガス工程を系統的に調査した．電解研磨による表面処理に一定の効果が確認されたが，それ以上に部品脱ガスの重要性が指摘された．特にギャップコンダクタンスの確保により良好な HIP 接合界面が達成される見通しが得られた．

キーワード：熱間等方圧加圧（HIP）接合，低放射化フェライト鋼，ねじり試験，脱ガス，表面処理

1. 緒言

HIP 接合技術は核融合ブランケット構造体の接合技術の一つとして開発が進む．これまでに，HIP 接合界面の品質確保のため，接合界面での酸化物介在物の制御が重要との結論を得ている．そこで当グループでは酸化物の形成に強く影響を及ぼしうる酸素の供給に着目し，具体的には HIP 処理前の脱ガス行程について，基材の表面処理と併せてプロセス条件の整理を進めている．本研究では，様々な前処理条件のモデル HIP 材を対象とし，実機の薄肉構造部の評価のため新たに開発を進めるねじり試験法により評価した．

2. 実験方法

様々な表面状態（加工まま，機械研磨まま，電解研磨，酸洗等）の低放射化フェライト鋼 F82H 基材から HIP 接合体を製作した．また，接合界面部分のコンダクタンスを確保するため，接合界面に約 0.1㎜ の段差を設けた基材も準備した．これらの部品は 600℃（1 時間）で脱ガスをした後に，カプセルケーシング若しくは直接溶接により封じられ，その後 600℃（5.5 時間）で再度加熱脱気を行った．HIP 条件は，1100℃，150MPa，2 時間とし，すべての試験体で一定とした．また，HIP 処理後には，980℃（0.5 時間），760℃（1.5 時間）の熱処理を行った．HIP 接合界面の評価は，室温のねじり試験により行った．

3. 結果及び考察

部品組み立て前に 600℃の脱ガス処理を施すことで，良好な HIP 接合界面特性が得られる見通しを得た．その上でさらに，基材の接面のギャップコンダクタンスを確保することで引き続き行うカプセルケーシング後の加熱脱気が良く達成され，母材並みの界面接合強度が得られる見通しを得た．一方，基材の直接溶接では溶接時の酸素混入の影響が懸念される結果を得た．また，表面処理の影響評価の結果，電解研磨処理において HIP 接合界面の品質改善に一定の効果が期待される結果を得た．しかしながら，データのばらつきから，現時点で必ずしも明確な優位性までは見出せなかった．本発表では、ねじり試験後の破断面観察及びシャルピー衝撃試験結果と併せて，詳細について議論する．

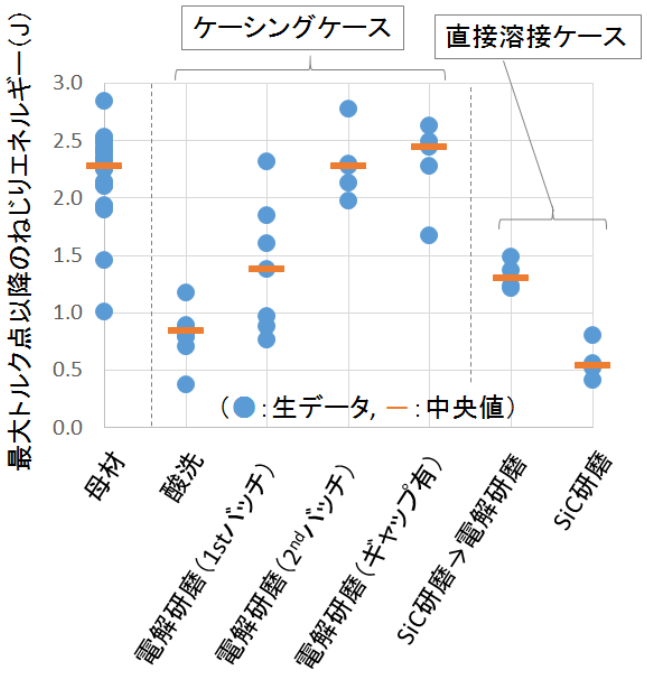


図 1　様々な条件で作製した HIP 接合体及び母材のねじり試験における最大トルク点以降のねじりエネルギー（主にき裂生成及び進展に要するエネルギー）の特徴

*Takashi Nozawa[1], Ryuji Ohsone[1,2] and Hiroyasu Tanigawa[1]
[1]QST and [2]MTC

マイクロピラー圧縮試験よるイオン照射した Fe 単結晶の強度特性評価

Evaluation of mechanical properties of ion-irradiated Single crystal Fe by micro-pillar compression test

*志村　力[1]，笠田　竜太[1]，小西　哲之[1]，谷川　博康[2]，安堂　正巳[2]
[1]京都大学，[2]量研機構

本研究では、マイクロピラー圧縮試験によって Fe 単結晶の材料表面での強度特性および変形挙動におよぼす Fe イオン照射影響を調べることを目的とする。

キーワード：イオン照射、ナノインデンテーション、マイクロピラー、強度特性

１．序論　重イオン照射法における照射損傷範囲は、材料表面から数 μm の深さに限られるため、これまでの強度特性評価法はナノインデンテーション硬さ試験に限定されていた。近年、集束イオンビーム装置（FIB）を用いた微細加工技術とナノインデンテーション装置を組み合わせた超微小試験技術（Ultra-Small Testing Technologies; USTT）用いることによって、材料の局所領域における強度のみならず変形挙動を調べることが可能になっている。そこで本研究では、USTT のひとつであるマイクロピラー圧縮試験によって、Fe 単結晶の強度特性および変形挙動に及ぼす Fe イオン照射影響を調べることを目的とする。

２．実験方法　京都大学 DuET により 6.4MeVFe^{3+}イオン照射した Fe(110)単結晶の表面において、直径 1μm、高さ 2μm のマイクロピラーを FIB によって作製し、フラットパンチを装着したナノインデンター（Nanoindenter G200）による圧縮試験を行った。本来、荷重負荷速度一定制御であるナノインデンテーション装置ではあるが、ソフトウェアの改良によって変位速度一定制御とした。

３．結果と考察　非照射材と照射材におけるマイクロピラー圧縮試験の結果、図のような公称応力 - 公称ひずみ曲線が得られた。照射材と非照射材を比較すると、照射材において降伏応力の増大が見られるとともに、高荷重領域において急峻な荷重低下が繰り返し見られた。これは、照射欠陥とすべり変形に寄与する運動転位の相互作用によって生じた転位チャネリングによる局所的なひずみ速度の増大に、変位速度一定制御が追随しきれなかったためと考えられる。変形前後のマイクロピラーの観察結果については当日報告する。

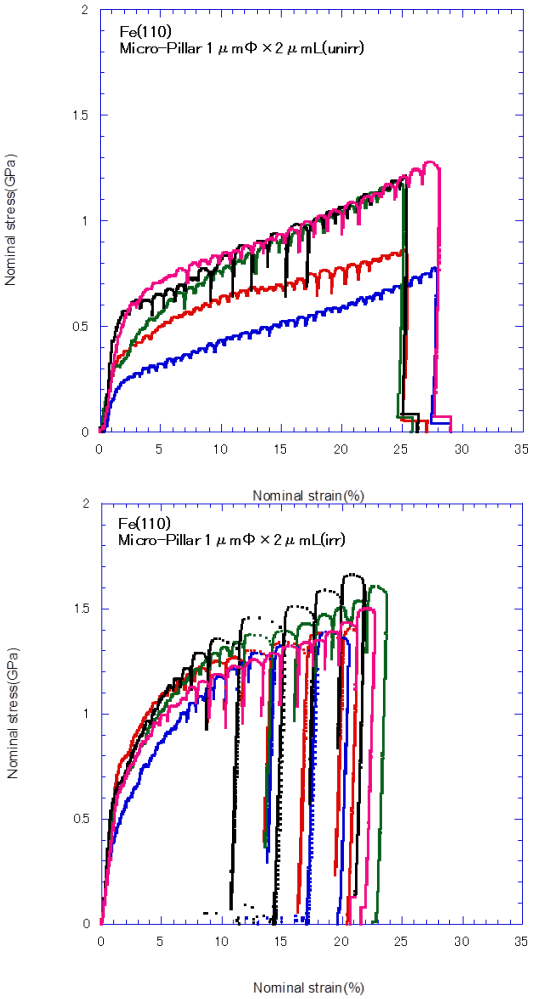


図　イオン照射前後の Fe(110)単結晶に対するマイクロピラー圧縮試験で得られた公称効力 -公称ひずみ曲線。

*Riki Shimura[1], Ryuta Kasada[1] ,Satoshi Konishi[1], Hiroyasu Tanigawa[2] and Masami Ando[2]
[1]Kyouto Univ., [2]QST

General Meeting

Thu. Sep 14, 2017 12:00 PM - 1:00 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room O Seminar room 1- Frontier Research in Applied Sciences Building

[2O_GM] 「核融合工学部会」第49回全体会議

[2O_GM] General Meeting

General Meeting

[2O_GM]「核融合工学部会」第49回全体会議

Thu. Sep 14, 2017 12:00 PM - 1:00 PM Room O (Seminar room 1- Frontier Research in Applied Sciences Building)

[2O_GM]General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network：Fusion Engneering Division

Thu. Sep 14, 2017 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room O Seminar room 1- Frontier Research in Applied Sciences Building

[2O_PL] Innovative fusion reactor concepts aiming at further expansion of social acceptance

Chair: Ryuta Kasada (Kyoto Univ.)

[2O_PL01] Assessment of Fusion Development Targets under Global Energy Scenarios

*Keii Gi[1] (1. RITE)

[2O_PL02] Investigation of the Biomass-Fusion Hybrid Concept for Fuel Production

*Satoshi Konishi[1] (1. Kyoto Univ.)

[2O_PL03] Investigation of the volumetric fusion neutron field for transmuation of MA

*Hidetoshi Hashizume[1] (1. Tohoku Univ.)

[2O_PL04] Disucussion

2017年秋の大会

核融合工学部会セッション

社会受容性の更なる拡大を志向する核融合炉概念の検討

Innovative Fusion Reactor Concepts Aiming at Further Expansion of Social Acceptance

（１）世界のエネルギーシナリオにおける核融合エネルギー開発目標の分析

(1) Assessment of Fusion Development Targets under Global Energy Scenarios

*魏 啓為[1]，佐野 史典[1]，秋元 圭吾[1]，原型炉設計合同特別チーム[2]

[1]地球環境産業技術研究機構，[2]原型炉設計合同特別チーム

1. はじめに

2015 年 12 月に国連気候変動枠組条約（UNFCCC）COP21 で採択され、2016 年 11 月に発効したパリ協定は、各国が提出する約束草案および低炭素発展戦略と、世界全体の長期目標を特徴とする気候変動対策の新たな国際枠組みである[1]。また、2015 年 9 月に国連サミットで採択された持続可能な開発目標（Sustainable Development Goals, SDGs）では、先進国を含む国際社会全体の開発目標として、2030 年を期限とする包括的な 17 の目標を設定している[2]。エネルギーは社会経済活動の源であり、気候変動対策のみならず、持続可能な開発目標においても極めて重要である。日本政府は、エネルギー・環境イノベーション戦略（2016 年 4 月閣議決定）、エネルギー基本計画（2014 年 4 月閣議決定）、科学技術基本計画（2016 年 1 月閣議決定）、科学技術イノベーション総合戦略 2017（2017 年 6 月閣議決定）、地球温暖化対策計画（2016 年 5 月閣議決定）などにより、エネルギー科学技術の研究開発および展開を推進している。

核融合エネルギーは燃料資源が豊富であり、発電過程で温室効果ガスを排出せず、少量の燃料から大規模な発電が可能であると共に、安全性の面でも優れた特性を有することから、超長期の基幹的エネルギー源として研究開発が進められている。日本では 2015 年 6 月に原型炉設計合同特別チームが設置され、2020 年頃の中間チェック&レビューに向けて原型炉設計活動が展開され始めた。また、文部科学省原型炉開発総合戦略タスクフォースによって原型炉開発に向けたアクションプランが取りまとめられており、量子科学技術研究開発機構、核融合科学研究所、産業界、大学等のオールジャパン体制で、原型炉に向けた研究開発が進められようとしている。一方で、原型炉に向けた重要なマイルストーンとなる ITER 計画は、世界 7 極による物納方式という複雑なマネジメントのため、建物や真空容器等の建設を中心に遅れが生じ、運転開始が 2025 年、核融合運転開始が 2035 年とスケジュールが延期され、プロジェクトのコストが大幅に増加する見積もりである（増額のうち日本負担分は約 560 億円）[3]。日本の核融合研究開発の歴史は 60 年近くにのぼり、その開発の性質上、大型プロジェクトにならざるをえず、莫大な投資が必要となる。アクションプランにおいて「核融合エネルギー開発ロードマップ/原型炉設計活動に関する社会連携活動の実施」が挙げられているように、ITER 計画に次ぐ原型炉プロジェクトを進めるためには、核融合エネルギーが社会経済にもたらす効果や原型炉設計活動を実施する意義を、社会に対して具体的に示していく必要がある。

弊所では、原型炉設計の延長線上にある具体的な技術・システムを考慮した上で実現可能な核融合発電炉のモデルプラントを想定し、社会経済における不確実性や多様な開発目標と共に、2℃目標や 2100 年正味温室効果ガス排出ゼロ（ゼロエミッション）の目標に相当する脱炭素シナリオにおける核融合エネルギーのポテンシャル評価を進めている。本講演では、核融合開発シナリオに対する核融合エネルギー導入ポテンシャル評価として、パリ協定 2℃目標に相当する低炭素開発シナリオの下で、複数の社会経済シナリオに基づき、核融合エネルギー開発シナリオを条件としたエネルギーシステム分析を紹介する。

2. 世界エネルギーシナリオ分析の概要

2-1. 世界エネルギーシステムモデル DNE21+とシナリオ設定

世界エネルギー・温暖化対策評価モデル DNE21+（Dynamic New Earth 21+）は、世界を 54 地域に分割し、エネルギー生産・転換・消費のプロセスとエネルギー技術（設備、コスト、効率など）および CO_2 対策技

術を明示的にモデル化した動学的線形計画モデルである[4]。温暖化対策を想定しないベースラインにおける化石燃料価格、ボトムアップ的にモデル化している主要部門の経済活動量やサービス需要、そして各種技術の設備費や効率等は外生的な入力となっており、世界全体の割引後（割引率 5%）累積総エネルギーシステムコストが最小となるように、エネルギーフローおよび設備ストックが決定される。本分析では、将来の社会経済における不確実性、2℃目標の CO_2 排出経路における不確実性、核融合エネルギー開発における不確実性の組み合わせにおいて、世界全体で限界削減費用均等化の下で、世界および日本のエネルギーシステムの分析を行った。

2-2. 社会経済シナリオ

近年、気候変動研究コミュニティでは、社会経済シナリオの不確実性を考慮しつつ、気候変動緩和・影響・適応について整合的な分析・評価を行い、科学的な知見を集約するため、国際的分析において共有社会経済シナリオ（Shared Socio-economic Pathways, SSPs）が開発された[5]。SSP は、叙述的ストーリーライン、定性的シナリオ、そして統合評価モデルによる定量的シナリオから構成される。本分析では、SSP1: Sustainability（持続可能性）、SSP2: Middle of the Road（中位）、SSP5: Fossil-fueled Development（化石燃料発展）の 3 つの社会経済シナリオを、将来の社会経済における不確実性として用いた。SSP における定性的なシナリオおよび DNE21+への定量化は、文献[6]を参照されたい。

2-3. CO_2 排出経路

パリ協定における 2℃目標は、産業革命前からの全球平均気温上昇を 2℃より十分低く保持する、という目的であるが、達成時点や経路については言及していない。また、地球温暖化を巡る科学的不確実性として、平衡気候感度（温室効果ガス濃度が倍増し、その濃度で安定化したとき最終的に到達する気温上昇幅）が挙げられる。IPCC 第 5 次評価報告書ではそれは 1.5～4.5℃の範囲と指摘されたが、最良推定値は専門家により合意されなかった[7]。ゆえに、気候感度に不確実性の幅が大きいため、気温上昇抑制目標をある一定レベルに定めても、許容される温室効果ガス濃度レベルや排出量レベルには大きな幅が生じる。本分析では、気候感度の想定および温度経路が異なる 4 つの CO_2 排出経路を、2℃目標相当の CO_2 排出経路における不確実性として設定した[6]。

2-4. 核融合開発シナリオ

本研究では、現状 R&D と強化 R&D の 2 つのケースを設定した。核融合発電炉の導入可能時期は、ITER 計画の参画地域では 2050 年、その他地域のうち DNE21+において核分裂炉が利用可能な設定である地域（核不拡散などを考慮）では 2070 年とし、耐用年数は 40 年、設備利用率は 90%と設定した。設備費は、現状 R&D ケースでは 8.5$/W、強化 R&D ケースでは 6.6$/W とし、燃料・バックエンド費は 2.0$/MWh と想定した。また核融合発電炉の拡大制約（DNE21+の 77 地域区分において各地域最大 2GW/yr）を設定した。

3. 分析結果

2℃目標の達成には抜本的な脱炭素化とエネルギーシステムの転換が必要であり、その対策コストは、理想的な場合においても世界全体で GDP 比数%～10 数%が必要となる。日本の CO_2 排出経路は、早い場合で 2070 年からネットゼロエミッションとなる。現状 R&D ケースでは、主に日本において核融合発電が導入され、21 世紀後半に CO_2 排出量を急減する排出経路の場合にその導入量が多い。強化 R&D ケースでは、日本や韓国のみならず、EU28、インド、中国などにおいても導入されうるが、米国やロシアでは導入されない。SSP1 を除き、2100 年における日本での核融合発電炉の導入量は CO_2 排出経路によらず、新設拡大制約の限界に当たる 90GW のポテンシャルをもつ。

電源構成に占める核融合発電は、世界全体でみるとわずか（最大で 4%程度）であるが、日本では 2100 年に最大で半分近くとなる。2℃シナリオでは、2100 年にはゼロエミッションとなるため、発電部門でのゼロエミ電源への転換に加えて、最終エネルギー利用においても化石燃料から電気もしくは水素への燃料転換が大きく行われ、日本では特に 21 世紀後半に水素利用が著しく拡大する。開発シナリオで想定した核融合発電炉は他の電源に比べて相対的に高価であるため、核融合の導入はコスト競争力が低いゼロエミ電源（水素、利用ポテンシャルの低い太陽光・風力・水力・地熱、軽水炉）と CCS（Carbon Capture and Storage,

二酸化炭素回収・貯留）付き火力の一部を代替し、CCS の量を低減し、21 世紀後半における天然ガスと水素の輸入量の削減（水電気分解による国内製造にシフト）に大きく貢献する。

本分析では、世界全体での最適な 2℃目標達成を想定しており、特に現状 R&D ケースでは相対的に高価な設備費を見込んでいるため、必ずしも日本で温暖化対策コストが低下するわけではない。現状 R&D ケースでは、温暖化対策コストが 21 世紀後半において世界全体で-30 (-103～+18)億$/yr、日本で+14 (-88～+143)億$/yr となる。強化 R&D ケースでは、温暖化対策コストが 21 世紀後半において世界全体で-161 (-355～-23)億$/yr、日本で-56 (-197～+86)億$/yr となる。日本において対策コストが増加する CO_2 排出経路の場合では、核融合の導入により最大 20%程度の CO_2 排出量が追加的に削減される。

2℃シナリオでは化石燃料の使用が大幅に減少するため、核融合オプションがない場合でも 21 世紀後半に日本のエネルギー自給率が最大で 40%近くに上昇する一方、21 世紀中庸から後半にかけてのエネルギーシステムコスト、とりわけエネルギー輸入コストが急増する。核融合発電が導入可能となれば、21 世紀末に日本のエネルギー自給率を最大で 70%近くまで改善できる可能性があり、核融合オプションがない場合と比べて、21 世紀後半のエネルギー輸入コストを-176 (-330～-11)億$/yr 削減できる。21 世紀後半には、2015 年の 2～3 倍の電力価格となるが、核融合発電の導入により-10 (-22～-0.3) %のコスト低下が見込まれる。

4. おわりに

本研究では、世界エネルギーシステムモデル DNE21+を用いて、将来の社会経済の不確実性、パリ協定 2℃目標に相当する CO_2 排出経路の不確実性、核融合エネルギー開発の不確実性の下で、2100 年までの世界全体および日本のエネルギーシステムを分析した。2℃目標を達成するためには、2100 年には世界全体でネガティブエミッションが必要となり、抜本的な脱炭素化とエネルギーシステムの転換が必要不可欠である。今回想定した核融合発電炉の設備費は他の電源と比べると相対的に高価であるが、日本においてはゼロエミッションを達成する方策が限られているため、核融合発電炉は 21 世紀後半に最大限に導入されうる。世界全体では、日本および韓国に加えて、強化 R&D ケースで EU28、インド、中国においても大きく導入されるが、米国やロシアでは導入されない。21 世紀後半に CO_2 排出量を急減する排出経路の場合に、その導入量は大きくなる。日本では、核融合の導入によってコスト効率的な水素供給システムが輸入水素および天然ガス改質から水電気分解に一部シフトし、エネルギー自給率の向上とエネルギー輸入コストの低減をもたらし、温暖化対策によって高騰する電力価格の低下に貢献することが分かった。核融合炉では高エネルギーをブランケットで得ることができるため、高温水蒸気電解による水素製造を原型炉設計・開発のオプションとすることも、核融合発電炉の経済性向上に資すると考えられる。今後の課題として、核融合発電炉および他の電源の想定における感度解析、それを考慮した上での核融合エネルギーの導入条件の評価、エネルギー安全保障やマクロ経済影響といった多様な開発目標の観点からの分析、が挙げられる。

参考文献

[1] UNFCCC, “Adoption of the Paris Agreement” (2015). http://unfccc.int/resource/docs/2015/cop21/eng/l09.pdf

[2] UN, Sustainable Development Goals (2015), http://www.un.org/sustainabledevelopment/sustainable-development-goals/

[3] 文部科学省, “ITER 計画の新たなスケジュール及びコストについて”, 第 8 回核融合科学技術委員会 (2016)

[4] RITE, RITE GHG Mitigation Assessment Model DNE21+ (2015). http://www.rite.or.jp/Japanese/labo/sysken/about-global-warming/download-data/RITE_GHGMitigationAssessmentModel_20150130.pdf

[5] D.P. van Vuuren et al., “The Shared Socio-economic Pathways: Trajectories for human development and global environmental change”, Global Environmental Change 42 (2017) 148-152

[6] RITE, 地球温暖化対策技術の分析・評価に関する国際連携事業 平成 28 年度成果報告書 (2017)

[7] IPCC WG1, Climate Change 2013: The Physical Science Basis, Cambridge University Press (2013)

*Keii Gi[1], Fuminori Sano[1], Keigo Akimoto[1] and Joint Special Design Team for Fusion DEMO[2]

[1]Research Institute of Innovative Technology for the Earth (RITE), [2]Joint Special Design Team for Fusion DEMO

2017年秋の大会

核融合工学部会セッション

社会受容性の更なる拡大を志向する核融合炉概念の検討

Innovative Fusion Reactor Concepts Aiming at Further Expansion of Social Acceptance

（２）燃料製造のためのバイオマスハイブリッド核融合炉概念の検討

(2) Investigation of the Biomass-Fusion Hybrid Concept for Fuel Production

*小西哲之[1]

[1]京都大学エネルギー理工学研究所

核融合エネルギーを用いて廃棄物バイオマスの吸熱反応により水素等の燃料を製造するバイオマスハイブリッド概念の意義を紹介する。核融合の実用化が期待される将来のエネルギー市場は現在と大きく異なる。本概念は核融合の市場性社会受容性の可能性を広げる一方、核融合炉のエネルギー収支要件を緩和する。本講演ではこの概念を軸に、エネルギーとしての核融合研究開発の意義そのものにも踏み込んだ議論を提起する。

キーワード：バイオマス、燃料製造、核融合エネルギー、社会受容性、エネルギー市場、地球環境問題

1. 緒言

本セッションは「社会受容性の更なる拡大を志向する核融合炉概念の検討」と題しており、「核融合研究者が作りたい」というより、「社会が必要とするエネルギー」の観点で研究開発の目標を再検討している。２０世紀半ば高度成長期のエネルギー観ではもはや核融合の意義は説明できない。化石燃料は枯渇するかなり以前に人類はカーボンバジェットを使い切る。今世紀半ばに大規模グリッドはすでに低炭素電源で飽和する一方、成長市場は低炭素燃料と中小グリッドに移る。核融合はその未来型エネルギーシステムにおいてその意義を示さなければならない。

演者らは約１２年前に核融合熱を用いて廃棄物バイオマスの吸熱反応により水素や石油代替燃料を製造するバイオマスハイブリッド概念を提唱した[1]。今般政府で検討された「核融合分野における研究開発計画」（案）の「大目標」にも実は「バイオマスからの燃料や化学品等の製造・利用技術の研究開発等にも取り組む」ことが第５期科学技術基本計画に対応して検討されている[2]。それに該当する具体的研究は国内外ともに本報告以外にはおそらく行われていない。最近提示された「原型炉研究開発の推進に向けて」でも、エネルギー市場環境の激変が指摘されている。本講演では、このバイオマスハイブリッド概念の持つ意義の考察をアップデートする。

2. バイオマスハイブリッドの基本概念

本概念で利用するのは（$C_6H_{10}O_5$）n/6+ n/6$H_2$0 → nH_2 + nC0 - 136n［kJ］の吸熱反応であり、熱力学的平衡により高温ほど効果的である。図１に示すように、実験的には 700℃以上で進行し、900℃で約 95％のセルロースのガス化が実証されている。この反応を核融合等の外部熱源で行った場合のエネルギー収支を図 2 に示す。廃棄物バイオマスを代表するセルロースから水素と一酸化炭素の混合ガスが得られ、さらにシフト反応により水素燃料に変換するが、核融合エネルギーをすべて吸熱で利用し、排熱しないうえにバイオマスが本来持つ化学エネルギーも利用す

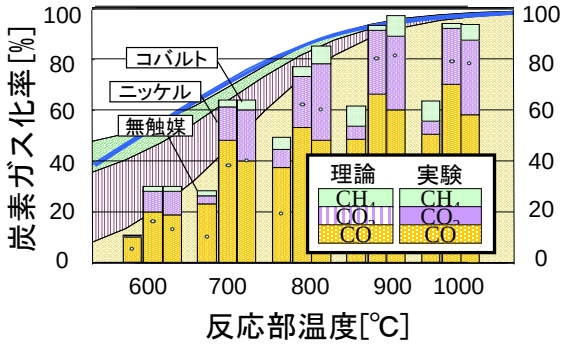


図１　セルロースの吸熱分解反応。

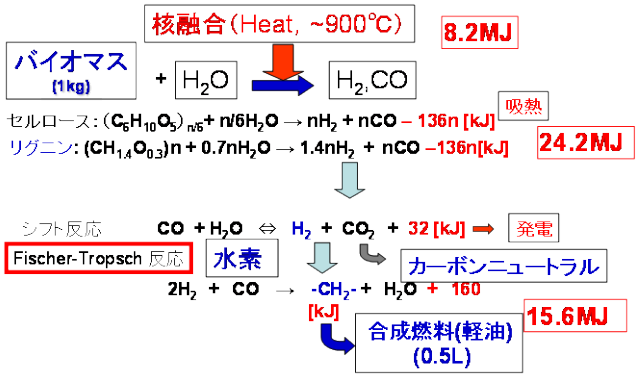


図２　核融合によるバイオ燃料のエネルギー収支。

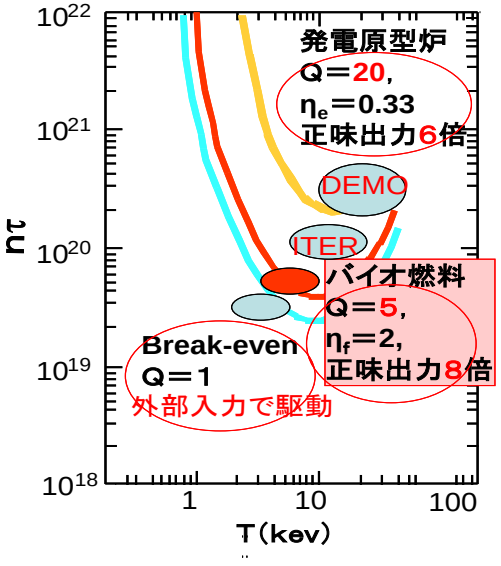


図３　バイオ燃料製造を考慮した核融合炉のエネルギー増倍。

るため、核融合による熱供給に対して 2.7 倍のエネルギー増倍となる。フィッシャートロプッシュ合成で軽油代替燃料を 1kg の原料から 0.5 リットル得ることもできるが、発熱反応を伴うので排熱を伴い、エネルギー増倍率は 2 倍である。いずれの場合も二酸化炭素を排出するがバイオマス起源であるためカーボンニュートラルとみなされ、石油代替の低炭素燃料として大きな市場可能性を持つ。

図 3 はローソン図上で本概念の特徴的な意義を示す。エネルギー利用効率が最大 270%に達するので、効率約 1/3 の熱機関を用いる発電炉で$Q>20$が正味エネルギー供給のために必要なのに対し、核融合装置本体でのエネルギー増倍率Qへの要求は約 5 で同等の正味出力が取り出し可能となる。ITER レベルのプラズマより低性能でもそのままエネルギープラントとなりうることになる。

3. バイオマスハイブリッドプラントの社会・市場適合性

本来このバイオマス燃料化概念は、従来の核融合炉設計で行われていた、現在の研究開発で可能な装置を構想する方向とは逆の、「社会が必要とするエネルギーに核融合が対応するとどうなるか？」という視点に立って検討されている。前節に示したように本概念は、結果的に従来考えられていた発電専用の原型炉よりプラズマへの要求は低く、ITER が建設可能であればエネルギー利用ができる。しかし本検討の中心的な課題は社会適合性にあり、社会に必要なエネルギー像を求めたとき核融合の早期実用化に有利な点があったにすぎない。一方、ベースロード発電が必ずしも核融合の市場化に適する保証はない。

将来社会において、二酸化炭素排出ゼロは必要条件であり核融合のメリットではない。エネルギー需要の約 3/4 は燃料にあり、電力ではない。一方他の先行する電源―再エネ、原子力、CCS 付石炭火力は負荷追従性がない一方、燃料供給能力は乏しい。要するに「クリーンエネルギー」後発の核融合は、負荷追従電力と低炭素燃料の供給は市場導入の可能性に大きく影響する。

先進国の電力需要は今後大きく伸びることはなく、電力グリッドは再エネ等の比率拡大に伴い調整力が悪化する。電力市場の自由化に伴い、分散化・双方向化も進む。図４に将来の電力システムの概念を示す。大規模グリッドの下で、様々なローカル電源が存在し、電力の流れは一方向ではない。核融合は大規模グリッドに接続しても、ローカル電源への燃料供給により負荷追従能力を持つ。

バイオマスハイブリッド概念は、廃棄物回収ロジスティックスと不可分であり特徴的なコスト構造を持つ。我が国には本概念に対応できる廃棄物（ゴミ）回収チェーンがすでに構築されているが、その回収範囲を考えると、１GW以下の核融合出力のプラントが妥当であり、それより大きいとサプライチェーンが構築困難になる。図５に、関西を想定したフローの分析を示す。可燃ごみは有償で回収されるので原料コストは負であり、輸送や貯蔵、最終廃棄物処分を考えても製品コストは負になりうる。農業や林業の廃棄物も利用可能であるが、廃棄物バイオマスの種類や輸送経路、発生パターンによりコストや供給量

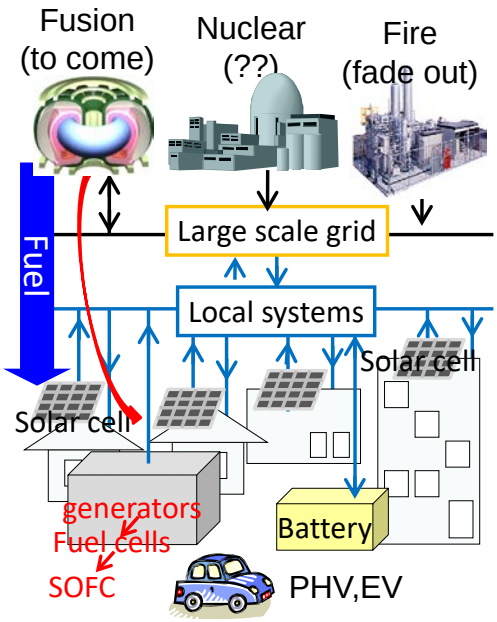


図４将来の電力システムと核融合。

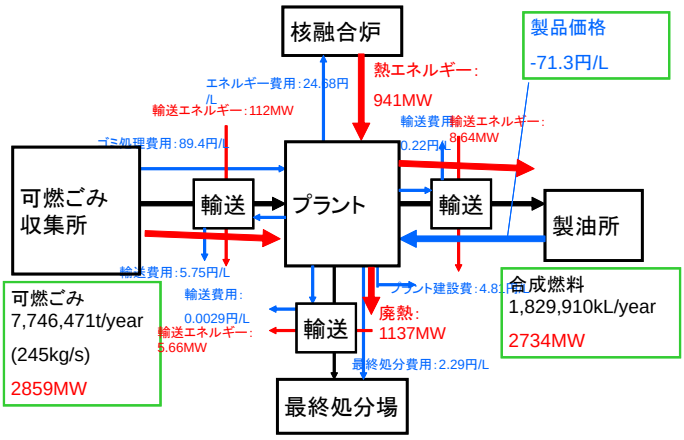


図５　廃棄物バイオマス燃料化のフロー分析

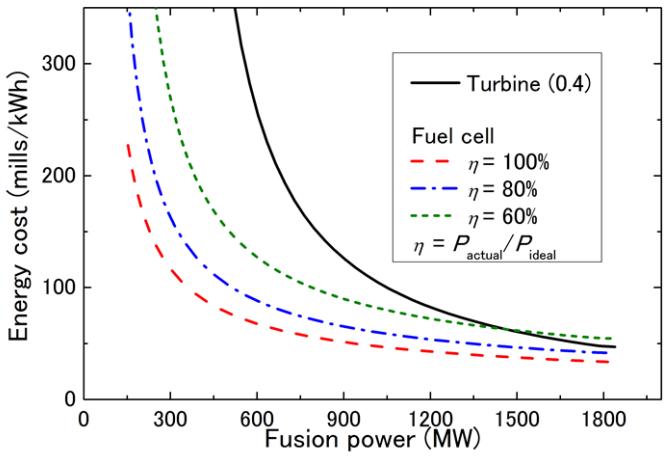


図６　タービン発電と燃料電池発電のコスト比較

制限が大きく異なることは注意を要する。

バイオマスハイブリッドでは生成する燃料ガスを分散電源（燃料電池およびコジェネ）に供給することで、電力供給の枢要を担うことになる。自由化した電力市場では需要対応性で価格が決まる。発電プラントにおける核融合出力への発電方法のコスト感受性を図 6 に示す。タービンによる発電はスケールメリットが大きいが、小出力では成立しがたい。燃料電池発電は発電効率が本来高い一方、スケールメリットは働きにくい。[3]

これに加えて、図 4 に示したようにローカル電源としてすでに燃料電池が普及していれば、プラント側で発電装置として設備する必要はなく、かつ消費者サイドではコジェネレーションによりエネルギー効率はさらに高くなる。このような形式での発電は、今後の自由化電力市場においてベースロードでの価格競争が厳しい一方、負荷追従電源は高単価でグリッドパリティを得られる。燃料製造は、電力市場に限っても大規模発電よりもメリットが大きい。

廃棄物バイオマス処理では核融合炉は発電より小出力に向くほか、パルス運転でもよく、また電力需要に合わせて起動できる。大規模なうえ起動電力の大きな核融合は、今後の調整力現象を考えればグリッド適合性に難点があるがこの問題が緩和できる。ことに新規電力需要の増加が期待される途上国ではグリッドは小規模、未成熟であり、この概念は市場性を大きく拡大することになる。

「社会が必要とするエネルギー」を検討した結果がバイオマス燃料化であり、これは熱源の種類を問わない。高温ガス炉でも可能であり、むしろ核融合と同等以上に技術的には対応することができる。炉の規模でも適応性は高く、排除する理由はない。ただ将来市場、とくに途上国を想定したとき、核融合と高温ガス炉等の核分裂炉を比較すれば、核燃料サイクル（供給および廃棄物）と核拡散の制約差はありうる。

もう一つの核融合の利点の可能性は「離隔距離」である。核融合も核分裂も、設置される限りは公衆へ与えうる被曝は同等に規制される。想定外事象を含め、最大の公衆被曝（シーベルト・人）あるいは仮想健康被害は同じであり、違うとすれば放出核種がトリチウムとなる核融合はより需要地に近接できるかもしれない。バイオマスサプライチェーンからは、廃棄物発生源との近接性は先進国途上国共に利点になりえるし、特に交通機関が未成熟な場合では重要である。

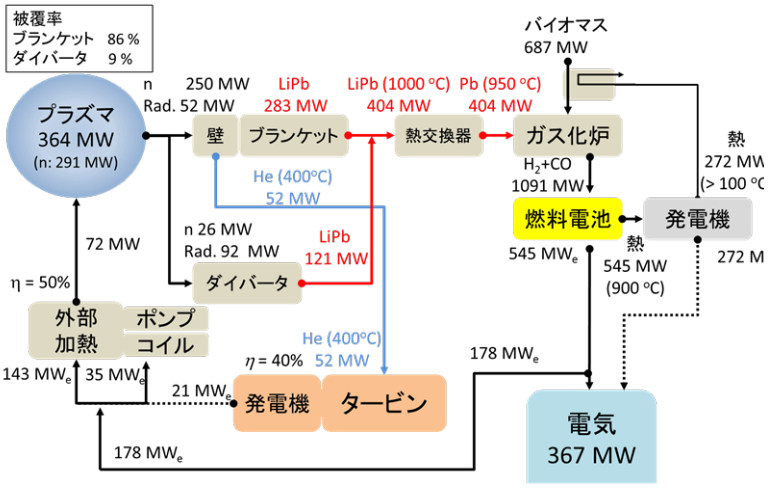


図 7 バイオマスハイブリッド核融合プラントのエネルギー収支

５． 核融合のテクノロジーに対して

前述のようにバイオマスハイブリッドは、核融合原型炉に対してエネルギー増倍率要求を大幅に軽減する。しかも、安定性や定常運転、需要への応答性、未着手のプラズマ燃焼制御の要件も改善される。この結果、バイオマスハイブリッド概念は（先行する核分裂ハイブリッドと同様に）核融合の実現可能性を時期的に早める効果を持つ。プラズマへの要求性能は、ITER が建設できた現時点でのプラズマ技術と大きく変わらず、要求熱出力が数百MW領域にあることから、ＩＴＥＲ類似装置はそのまま本概念で核融合エネルギーが実用を展望できることを意味する。少なくとも「ITER 実現後に原型炉」という路線上にはない。

他方、工学課題は必ずしも容易とは限らず、少なくとも確立からは程遠い。最低 700℃、理想的に 900℃、という取り出し熱は原子力や火力プラントでは可能でも核融合では実証されていない。ブランケットは先進ブランケットの領域であり大きな課題となる。詳細は別途報告してあるが、演者らはブランケット熱媒体には LiPb を想定してＲ＆Ｄを行い、900℃での熱交換を含むプロセス技術も小規模で実証した。ブランケットは DCLL 類似構造であるが、SiC 断熱材に冷却パネル構造を用いれば DCLL レベルの技術で 900℃の熱取り出しは可能である。図 7 に 900℃を取り出せる LiPb ブランケットを用いたプラント概念とエネルギーフローを示す。主要なエネルギー利用は吸熱ガス化反応であるが、ダイバータや反応器の排熱は発電に利用する。このプラントはトカマクを想定しているが、プラズマに関しては閉じ込め方式を特定する必要はなく、ヘリカル、レーザー、他多くのプラズマに対しても、ブランケットが核反応の起こるプラズマと空間的に離れて設置でき、熱媒体を自由に選択できるという核融合炉に固有の特徴を有する限り、どの方式でも適用可能である。

化学プロセスでは高圧を要しないため、安全性の確保において高圧の圧縮性媒体を用いないという特徴的な利点をもつ。また排熱のための熱媒体を用いないため環境放出（特にトリチウム）は、大きく軽減される可能性がある。しかし一方製品燃料は消費材であり、そのトリチウム濃度管理が課題となる。もっとも核融合では軽水炉条件での熱交換や蒸気発生さえもがトリチウムを考えれば未着手に近い。

核融合の社会的受容性においては、バイオマスハイブリッドはエネルギー利用者すべてが潜在的トリチ

ウム発生源となる。核融合はいずれにしても定常時トリチウム放出の問題を避けられないが、この点は立地点に放出源が存在する核融合発電や従来の原子力施設立地問題とは大きく異なる問題構造を持つ。

５．将来展望―人類の持続可能性に向けて

電力市場は先進国においては自由化の大きな流れの中にあるが、そこではスポット取引で大きな価格変動がある一方、消費者サイドから見ればマージナルコストの低下が進んでいる。自由市場でなく国家政策が電力システムを構築する途上国でも発電コストの動向自体は実は同様であり、電力エネルギーそれ自体の価格は下落し、インフラや設備投資の比重が逓増している。さらに世界全体のＧＤＰは成長を続けてもエネルギー原単位は逓減している。電力の限界費用が極小となる世界において、エネルギー技術の価値は、地球大気からの二酸化炭素除去能力で決まる。核癒合の真の重要性はここにある。

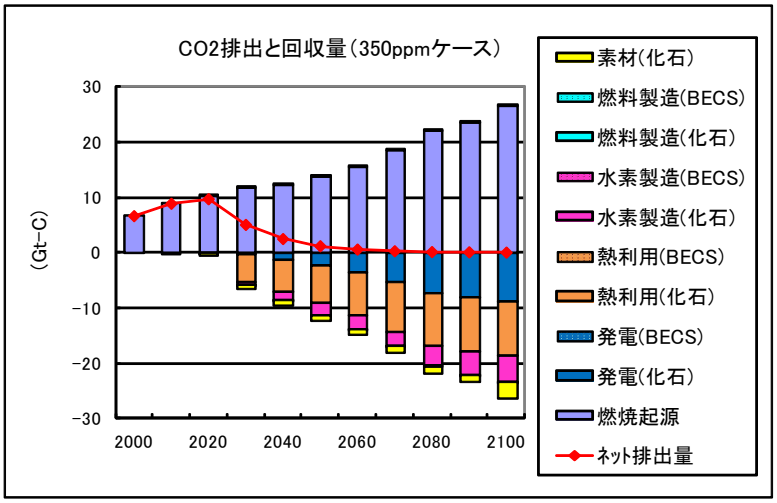


図８バイオマスハイブリッドシステムを用いた人類活動のゼロエミッション化

バイオマスハイブリッド核融合のコンセプトは、植物の光合成により生成した有機物の燃料媒体への転換にその根幹があり、廃棄物バイオマスから可燃性物質（燃料）を取り出す一方、炭素を二酸化炭素だけではなくグラファイトの形で遊離、貯蔵することができる。この場合、投入エネルギーはバイオマスの炭化に主に用いられ、水素燃料は核融合出力から製造されるが、主要な製品は結局のところ大気中から植物により回収された二酸化炭素の固定隔離である。パリ協定で合意された気候変動対策では、発電における二酸化炭素炭素放出は今世紀後半以降ほとんどないことになっている。しかし二酸化炭素濃度の安定化にはバイオマスによる大気中からの回収とＣＣＳを組み合わせた“ＢＥＣＳ”によって他の放出源と合計でのゼロエミッションとしなければならない。

電力需要が 21 世紀後半に安定化したのちは、人類のエネルギー利用は限界費用ゼロに達し、その役割の大きな部分は二酸化炭素回収にその重点を移す。図８に、このシナリオ例を示す[4]。すべてのエネルギーセクターで二酸化炭素を回収し、発電のみならず熱利用、水素製造も加えて、植物からの回収分は他の回収できない燃焼等の放出分と相殺し、ネット排出量をゼロとすることが可能である。核融合に限らず、エネルギー利用のすべての技術は、バイオマス利用と二酸化炭素隔離に寄与することが求められる。再エネ、原子力がすでに飽和した人類の電力需要の太宗を担っても、核融合はバイオマスＣＣＳの経路でさらにその役割の重要性を増すことになる。「遅れてきたクリーンエネルギー：核融合」の存在意義は、ここに存在する可能性がある。ことにＣＣＳは、その適地や埋設容量に制約が予想されている。これに対し、ＣＯ２還元に必要なエネルギーを核融合熱で供給し、木炭とすることで、常温常圧で大量の炭素を大気から隔離することができる。

人類が今世紀以降、持続可能な形で地球上で活動を続けるためには、二酸化炭素バランスを含めて循環型の物質エネルギーシステムを構築する必要がある。核融合は、単に発電技術の一つとしてではなく、バイオマス燃料化を通じた循環システムに人類が移行する方法となりうる技術なのである。

以上のような考察は、単なるプラント概念の提示ではなく、いくつかの点で「なぜ核融合を研究するのか？」という根源的設問に立ち戻る良い機会を与えている。このセッションでは、核融合の、そしてエネルギー研究開発の、原点を振り返るような議論を惹起するための素材の提示を意図している。

参考文献

[1] S.Konishi, “Potential Fusion Market for Hydrogen Production Under Environmental Constraints”,*Fus.Sci.Technol* **47(5)**, 1205(2005).

[2] http://www.mext.go.jp/b_menu/shingi/gijyutu/gijyutu2/074/attach/1381826.htm 核融合科学技術委員会（第９回）資料 2-1 核融合分野における研究開発計画（案）第２章　環境・エネルギーに関する課題への対応 2017.

[3] K.Ibano et al.,” Neutronics and pumping power analyses on the Tokamak reactor for the fusion-biomass hybrid concept”, *Fus.Sci.Technol* **88(11)**, 2881(2013).

[4] K.Tokimatsy et al., “Role of innovative technologies under the global zero emissions scenarios”,*Appl.Energy.*,**162(15)**1483, 2016.

*Satoshi Konishi[1], [1]Kyoto University, Institute of Advanced Energy

2017年秋の大会

核融合工学部会セッション

社会受容性の更なる拡大を志向する核融合炉概念の検討
Innovative fusion reactor concepts aiming at further expansion of social acceptance

（3）MA 処理のための核融合炉中性子場の検討
(3) Investigation of the volumetric fusion neutron field for transmuation of MA

*橋爪　秀利[1]，遊佐　訓孝[1]
[1]東北大学

1. はじめに

現在、国際協力に基づいてフランスにてトカマク型磁場閉じ込め核融合実験炉 ITER の建設が進められており、制御された核融合の実現が現実的な段階へと着実に進歩してきている。すなわち、核融合炉への期待が高まっているが、同時に日本−EU で進められているトカマク型核融合炉の原型炉の設計においては、ダイバータに対する熱負荷・中性子負荷に対する非常に高い要求に答えることが工学的に非常に難しいことから、核融合出力を当初の 300 万 kW 程度から 200 万 kW 程度に下げることで炉心プラズマとダイバータの設計に裕度をもたせる、あるいは、出力を維持するために、核融合炉のサイズを大きくし設計することを目指している。しかしながら、現状の核融合炉設計においては、莫大な建設コストの問題が工学的・経済的重要課題となっており、低コスト化を目指した研究開発が進められてはいるものの、将来のエネルギー源としての核融合炉の見通しは決して明るく無く、発電コストから見た核融合炉は、競争力が非常に弱い状況にある。

一方、安価で持続的に電力を供給できる原子力発電においては、核燃料の再処理によって発生する**高レベル廃棄物（FP）**や**マイナーアクチノイド（MA）**の処分方法として地層処分が考えらえているが、依然として処分地の見通しはついていない。

そこで、核融合反応で発生する、超高エネルギーの 14MeV 中性子と、**FP** や **MA** を組み合わせることによって、核燃料サイクルにおける高レベル廃棄物の地層処分以外の選択肢を示すことにより、現在の原子力エネルギー問題を解決すると同時に、核融合炉に対する大規模発電によるコスト低減の要求を緩和することによって、核融合炉の近い将来における意義を明確にすることを最終的な目標とし、本報告では、従来の核融合炉の設計条件を用いて、**MA** の核変換評価の結果を示し、将来のシナリオの例を提案する。

2. 評価モデルと解析結果

2-1. 想定している核燃料サイクル

図 1 に想定している核燃料サイクルを示す。従来の U-Pu サイクルについてはそのまま維持することを大前提とし、ガラス固化体として廃棄されていた FP・MA を核融合炉で利用するシステムを考えている。従って、核分裂炉で発生する高速中性子（＜2MeV）で核分裂に至るウランやプルトニウムは、核融合炉には極力装荷せず、初期段階に不純物と

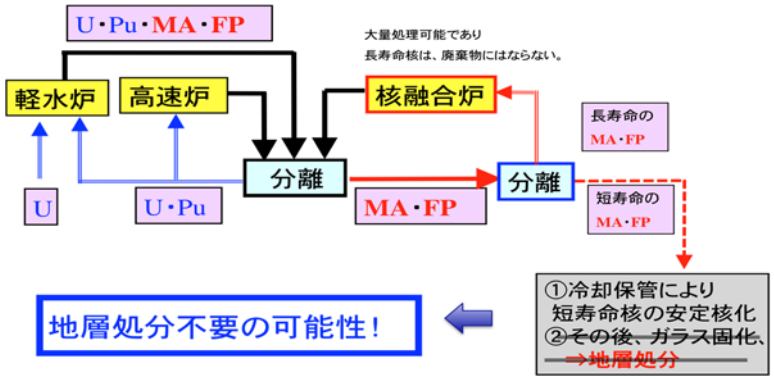


図 1　核燃料サイクルの 2 ループ化の概念図

*Hidetoshi Hashizume[1] and Noritaka Yusa[1]
[1]Tohoku Univ.

して含まれるものと核変換によって成されたものが核融合炉中に存在することとなる。なお、核融合炉で生成された Pu は、分離後、従来の U-Pu サイクルで使用される。このように、本提案では従来の高速炉の計画と共存しており、平成 28 年 1 月 22 日に閣議決定された「**第５期科学技術基本計画**・第３章（１）① i」エネルギーの安定的な確保とエネルギー利用の効率化」「１」に記載されている、

「将来に向けた重要な技術である核融合炉等の革新的技術、核燃料サイクル技術の確立」

という両課題を同時に解決する内容でもある。

なお、Cs, Sr といった主たる核分裂生成物については、図２に示すように、核の結合力（8MeV 程度）を超えたところから (n,2n)反応断面積が増えるという特性を活かし、14MeV の中性子に対する中性子増倍材としての利用方法が提案されている「２」。

2-2. 解析で用いたモデルと結果

現状の核融合炉の研究において、ITER 計画でのプラズマ核融合出力は 50 万 kW となっており、この条件は、今後達成されるものと思われる。本評価では、極端に大きな核融合出力を仮定せずに、ITER の２倍となる 100 万 kW と仮定し、対象とする炉設計としてヘリカル型核融合炉 FFHR を選んだ「３」。 MA の装荷位置としては、図３に示すように、プラズマに対向しており中性子負荷が非常に大きいが、熱負荷は小さいダイバータ領域のヌル点の鉛直部近傍の領域を想定している。なお、ヘリカル炉では、ダイバータ領域が螺旋状に存在しているので、図４に示すようにモデル化を行い、計算体系を簡略化している。評価には、モンテカルロ法に基づく中性子輸送コード MVP-2.0（核断面積ライブラリーは、JENDL4.0）を用いた。

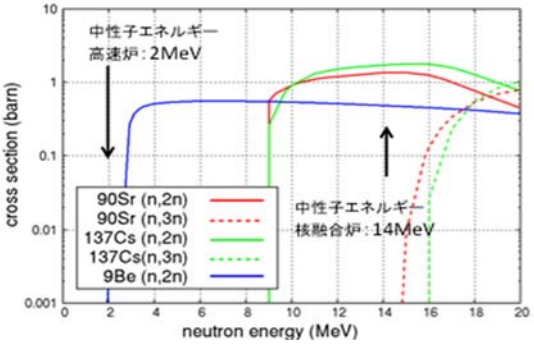
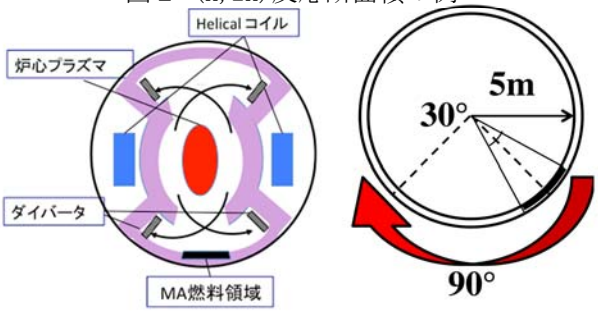


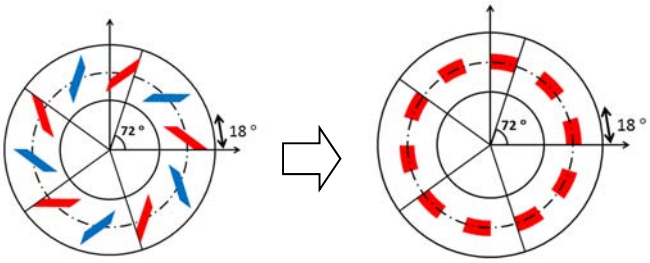
図２ (n, 2n)反応断面積の例



a）装荷位置の例　　b）装荷範囲

図３ ヘリカル炉における MA 燃料装荷領域の例（垂直断面図）

表１に代表的なパラメータと結果をまとめて示してあり、核融合出力 100 万 kW の核融合炉に、**80 ton の MA** を 25.7m^3 の領域に装荷した場合のサポートファクタ（100 万 kW の原子力発電所から１年間に発生した MA の何倍を核融合炉１年間で消滅できるかという値）は、**22.6** となっている。また、12.8m^3 の領域に 80ton を密に装荷してもサポートファクタは 28.3 となり、それほど増加しない。炉心発熱密度は、CANDU 炉(重水減速の原子炉で天然ウランを利用した原子炉)の密度とほぼ等しくなる。すなわち、現在の ITER の核融合反応出力 50 万 kW の数倍程度の核融合出力のプラズマで、電気出力 100 万 kW 級の原子力発電所 40 基程度の使用済み核燃料から新たに発生する高レベル廃棄物を消滅させることが可能となることを示している。



a）実際の装荷位置　　b）モデルでの装荷位置

図４ ヘリカル炉における MA 燃料装荷領域の例（水平断面図）

また、TBR については、Flibe を増殖材として使用している場合には、より簡易的なモデルを用いた解析の結果、MA 導入により TBR が増加していることが得られている。例えば、球対称のモデルにおいて、10%の体積を MA に置き換えると約 1.4 倍の TBR、20%の場合には約 1.6 倍という結果が得られており、核融合炉の一部に MA を導入しても、TBR の減少は問題にならないと考えられる。

表１　　評価結果

核融合出力 [MW]	1,000		Calder Hall /AGR	CANDU	BWR /PWR
燃料(MA)装荷量 [ton]	80				
厚さ [cm]	10	20			
炉心体積 [m³]	12.8	25.7	449/540	280	75/40
MA体積比 [vol.%]	46.8	23.4			
核分裂出力 [MW]	590	280	225/1500	3425	3800
発熱密度 [W/cm³]	55.7	13.6	0.5/2.8	12.2	51/95
サポートファクタ [-]	28.3	22.6			

Calder Hall,AGR :
ガス冷却原子炉(イギリスで開発)
CANDU 炉 :
重水素を利用した原子炉（カナダで開発）

3. 導入のシナリオ

図５には、核融合炉を導入した場合の、MA のインベントリーの変化が示されている。この例では

2050 年：１基目（核融合出力 100 万 kW）80 トンの MA を装荷
2075 年：２基目（核融合出力 150 万 kW）20 トンの MA を装荷
2100 年：３基目（核融合出力 200 万 kW）80 トンの MA を装荷
（１基目：廃炉とし、その中に残っている MA は３基目へ）

というスケジュールを考えている。
なお、核融合炉の定期点検による停止期間や、再処理プラント等にある MA のインベントリーは考えていないので、あくまでも近似的な評価となっている。

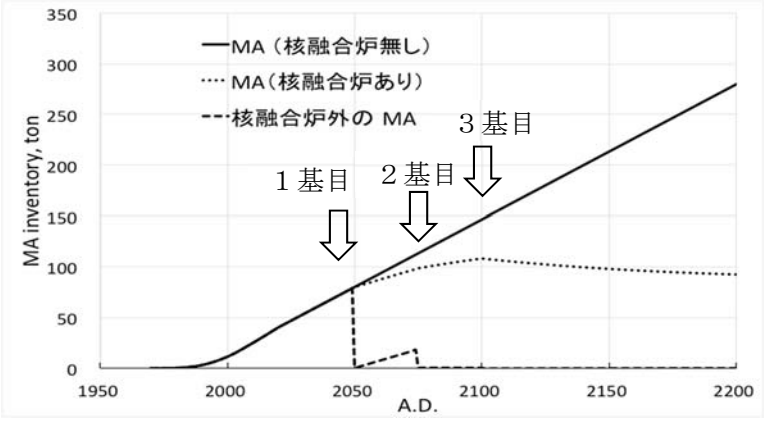


図５　核融合炉の導入によるマイナーアクチノイドの総量変化

核融合炉の導入がない場合には、MA 廃棄物の量が単調に増加して行くが、2050 年に核融合炉を導入することにより、80ton の MA が核融合炉で燃料として装荷される。2100 年の段階で、２基の核融合炉（１基目は廃炉）を稼働させることによって、MA の量は緩やかに核融合炉内で燃焼され減少して行く。

このように、ITER の２～３倍の規模の核融合炉を２基導入することで、高レベル廃棄物の問題が解決される可能性があり、核分裂発電との共存により、核融合炉の導入に対する社会的受容性が格段に向上する。結果として、核融合炉の導入段階においては、発電は主たる目的ではなく、発電効率を高めるためのブランケットの設計が不要となり、ブランケットの役割をトリチウムの増殖に特化させることにより、設計の自由が格段に高まり、実現の見通しの高い核融合炉の設計が可能となる。また、本来の目的である核融合発電については、１基目の核融合炉の運転を進めながら、検討を行うことができる。

4. まとめ

核分裂炉にはない、大量の単色高速中性子を発生するという核融合炉の特徴を活かした、核融合炉の導入シナリオの検討を行った。14 MeV の中性子の利用は核破砕という視点からは有効であり、核融合炉は現在の核燃料サイクルとの共存をはかりながら、高レベル廃棄物の地層処分以外の選択肢を提供する手段として非常に魅力的である。このことは、将来の核融合炉の導入の際に強く要求されている、安価な電力を直接供給するという現在の設計の制約条件を緩めることが可能となり、核融合炉での消滅処理を行いながら発電コストを下げる方策を検討することができ、核融合炉を稼働させながら将来の発電炉としての発展につなげることができるというシナリオが考えられる。

今後の課題として

１）MA 燃料の形態、２）効率的な分離技術の開発、３）MA 燃料部の詳細な核熱設計と安全性の評価、４）TBR の詳細な評価、５）既存の核融合炉設計との整合

などの課題があり、今後、研究を進める予定である。

参考文献

「１」内閣府ホームページ　http://www8.cao.go.jp/cstp/kihonkeikaku/5honbun.pdf
「２」例えば、Cs については、H. Hashizume et al., Fusion Science and Technology 60-2 (2011) 523-527
「３」A. Sagara, et al., Fusion Engineering and Design 89 (2014) 2114-2120

謝辞

本研究を進めるにあたり、「日本保全学会・核融合中性子の高度利用による消滅処理検討委員会」のメンバーの方々、及び、「超高速中性子と高レベル廃棄物の有効利用による革新的核変換核融合炉の提案（科学研究費補助金・挑戦的研究（開拓）課題番号 17H06231)」の研究者の方々のサポートに深く感謝いたします。

Planning Lecture | Technical division and Network | Fusion Engneering Division

[2O_PL] Innovative fusion reactor concepts aiming at further expansion of social acceptance

Chair: Ryuta Kasada (Kyoto Univ.)

Thu. Sep 14, 2017 1:00 PM - 2:30 PM Room O (Seminar room 1- Frontier Research in Applied Sciences Building)

[2O_PL04]Disucussion

現在、文部科学省核融合科学技術委員会原型炉開発総合戦略タスクフォースでは、核融合原型炉の建設に向けたアクションプランが検討されている。本アクションプランでは、核融合炉による電力供給に必要な技術開発を着実に進展していくことに加えて、社会に必要とされる核融合炉の在り方を社会と協創していくことの重要性が指摘されている。そこで、世界のエネルギーシナリオにおける核融合エネルギー開発目標の分析結果の紹介を踏まえて、新たな応用としてバイオマスハイブリッド核融合炉やMA処理のための核融合炉中性子場の活用に関する検討状況を示し、学会員との議論を深める。

©Atomic Energy Society of Japan

Oral presentation | V. Fusion Energy Engineering：501-2 Fusion Reactor Material Science (Reactor and Blanket Materials, Irradiation Behavior)

Thu. Sep 14, 2017 2:45 PM - 4:35 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 5:45 AM - 7:35 AM UTC | Room O Seminar room 1- Frontier Research in Applied Sciences Building

[2O10-16] Fusion Reactor Materials (Reduced Activation Ferritic Steel, Beryllium Neutron Multiplier)

Chair:Ryuta Kasada (Kyoto Univ.)

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

[2O10] Microstructural change of fatigue-tested F82H-BA07 Steel under multiaxial loadings

*Ken-ichi Fukumoto[1], Takamoto Itoh[2], Hiroyasu Tanigawa[3], Hideo Sakasegawa[3], Takashi Onitsuka[1] (1. RINE/Univ. of Fukui, 2. Ritsumeikan Univ., 3. QST)

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

[2O11] Statistical nature of the irradiation data of reduced activation ferritic/martensitic steel F82H

*Hiroyasu Tanigawa[1], Hideo Sakasegawa[1], Takanori Hirose[1], Takashi Nozawa[1] (1. QST)

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

[2O12] Analysis on inhomogeneous deformation of neutron-irradiated dissimilar-metals joint for fusion reactors

*Takuya Nagasaka[1,2], Haiying Fu[3], Masanori Yamazaki[4], Takeshi Toyama[4], Wenhai Guan[5], Shuhei Nogami[5], Hisashi Serizawa[6], Hiroyasu Tanigawa[7] (1. National Institute for Fusion Science, 2. The Graduate University for Advanced Studies, 3. Southwestern Institute of Physics, 4. Institute for Materials Research, Tohoku University, 5. Graduate School of Engineering, Tohoku University, 6. Joining and Welding Research Institute, Osaka University, 7. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology)

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

[2O13] Chemical compatibility between EUROFER and ceramic breeder under dry and moist atmospheres

*Keisuke Mukai[1,2], Maria Gonzalez[3], Regina Knitter[1] (1. Karlsruhe Institute of Technology, 2. Kyoto University, 3. CIEMAT)

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

[2O14] Status of R&D of advanced neutron multiplier in ITER-BA activity

(23)Preliminary Granulation of Be-Zr-Ti ternary beryllide

*Jae-Hwan Kim[1], Peter Kurinskiy [1], Suguru Nakano [1], Yoshiaki Akatsu [1], Masaru Nakamichi [1] (1. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology)

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

[2O15] Status of R&D of advanced neutron multiplier in ITER-BA activity

(24)Optimization study on $Be_{12}V$ pebble granulation

*Petr Kurinskiy[1], Jae-Hwan Kim[1], Suguru Nakano[1], Yoshiaki Akatsu[1], Masaru Nakamichi[1] (1. QST, Fusion Energy Research & Development Directorate, Rokkasho Fusion Institute)

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

[2O16] Status of R&D of advanced neutron multiplier in ITER-BA activity

(25)Preliminary thermal properties of beryllides as advanced neutron multiplier

*MASARU NAKAMICHI[1], JAE-HWAN KIM[1], PETR KURINSKIY[1], SUGURU NAKANKO[1], YOSHIAKI AKATSU[1] (1. QST)

4:30 PM - 4:35 PM JST | 7:30 AM - 7:35 AM UTC

Time reserved for Chair

多軸疲労変形した F82H 鋼の微細組織変化

Microstructure of fatigue-tested F82H-BA07 steel under multiaxial loadings

*福元　謙一[1]，鬼塚　貴志[1]，伊藤　隆基[2]，酒瀬川　英雄[3]，谷川　博康[3]

[1]福井大学原子力研，[2]立命館大，[3]量研機構

本研究は立命館大学で行われた F82H 鋼への疲労試験で得られた結果を基に、微視組織変化の評価を、疲労負荷経路に対する転位密度や粒の大きさ等の微視組織変化の観点から調査した。ひずみ範囲の大小および負荷経路にかかわらず、初期から転位が粒内に形成され、サイクル数の上昇とともにラス構造結晶粒の内部に転位網が形成され、結晶粒の微細化が疲労負荷の蓄積とともに進行することがわかった。

キーワード : 低放射化フェライト鋼, 低サイクル疲労挙動, 非比例多軸疲労試験, 微細組織変化, TEM 観察

1. 緒言

核融合炉ブランケット構造材料の候補材である F82H 鋼への疲労試験で得られた結果を基に、微視組織変化の評価を、疲労負荷経路に対する転位密度や粒の大きさ等の微視組織変化の観点から調査し、F82H 鋼の寿命特性に関わる微視組織、変形・破壊挙動の情報を取得することを目的とする。

2. 実験方法

F82H 鋼円筒試験片を用いた低サイクル疲労試験(非比例多軸疲労試験)を立命館大にて実施し、疲労破損寿命および変形特性の取得を行った。試験は 573K の大気中において、ミーゼス基準の相当全ひずみ制御、ひずみ速度 0.2%/s で行った。引張・圧縮負荷(Push-Pull loading、以後 PP 負荷)、繰返し純ねじり負荷(Reversed-Torsion loading、以後 RT 負荷)およびそれらの混成負荷である円形負荷(Circle loading、以後 CI 負荷)の 3 種類の負荷経路で疲労試験を実施した。ここで、PP 負荷は単軸負荷、RT 負荷は多軸負荷に分類されるが、ともに応力・ひずみの主軸方向が時間的に変化しない比例負荷である。CI 負荷は軸ひずみとせん断ひずみが 90 度の位相差で負荷され、応力ひずみの主軸方向が時間的に変化する非比例負荷である。PP 負荷、RT 負荷、CI 負荷は核融合炉に掛かることが想定される複雑な疲労に類似したエッセンスを持つと定義された負荷経路である。試験後変形特性の変化のメカニズムを明らかにするために、同試験片を用いた中断試験を立命館大にて行い、試験後福井大原子力研にて微視組織観察用試験片を FIB で試料を用いて採取した。微細組織観察は福井大学にて TEM 観察を行った。

3. 結果

ひずみ範囲 1.0%における微視組織観察結果を図 1 に示す。ひずみ範囲の大小および負荷経路にかかわらず、初期の 50 サイクルから転位が粒内に形成されている。サイクル数の上昇とともにラス構造結晶粒の内部に転位網が形成され、結晶粒の微細化が疲労負荷の蓄積とともに進行することがわかる。結晶粒微細化の傾向は CI および RT で顕著に観察された。詳細は当日報告する。

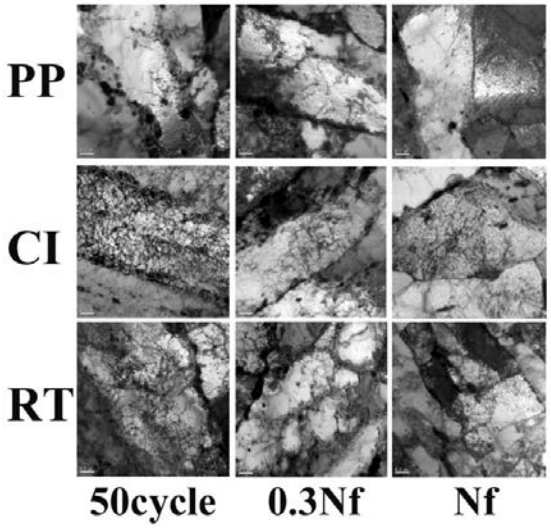


図 : ひずみ範囲 1.0%における各負荷経路および中断条件の表面直下の微細組織 TEM 観察写真。Nf は破損寿命

*Ken-ichi Fukumoto[1], Takashi Onitsuka[1], Takamoto Itoh[2], Hideo Sakasegawa[3] and Hiroyasu Tanigawa[3]

[1]RINE/ Univ. of Fukui, [2]Ritsumeikan Univ. and [3]QST Aomori.

低放射化フェライト鋼 F82H 照射データの統計的性質

Statistical nature of the irradiation data of reduced activation ferritic/martensitic steel F82H

*谷川 博康，酒瀬川 英雄，廣瀬 貴規、野澤 貴史
量研

低放射化フェライト鋼 F82H 開発においては、許容照射量の定義を目標として中性子照射による照射後特性データを取得してきているが、照射実験の制約上少数のデータ点から統計的推定を行う必要がある。その推定の前提となるデータの統計的性質について分析を行った。

キーワード：核融合炉、ブランケット構造材料、F82H、特性データ、統計的性質

1. 緒言

低放射化フェライト鋼 F82H は、様々な機械的特性データについて非照射および照射材について取得されてきている。これらのデータに基づき F82H の特性および照射による特性変化は定義される。一般的に材料規格においては、ヒート間、部材形状依存等に起因するばらつきを想定して一定規模のデータ点数による特性規格値の定義が求められるが、照射実験の制約上同規模のデータ取得は困難である。このため、照射後特性は少数のデータ点による定義にならざるを得ない。通常データのばらつきは正規分布が仮定され整理される。一方、照射材は一般的に脆化傾向を示すことから、内部欠陥や傷の影響が顕著となり、結果として極値分布を示すことが予想される。このような特性データの統計的性質を定義することは、データ点数要求値を定義することと同義であり、重要である。本講演では、F82H のデータベースを分析し、その統計的性質の変化について評価した結果について報告する。

2. 解析手法

照射データ解析においては、F82H-IEA ヒートの照射データを主たる解析対象とした。解析にあたっては、各照射条件におけるデータ点に対しメディアンランクの近似式 $F(i) = (i-0.3)/(N+0.4)$ ；N:標本数、i:順位 により順序統計量を算出した。脆化による内部欠陥等の影響が平均値に対して低い特性値を与える傾向にあると考えワイブル分布累積確率値 $P(i)=\ln(-\ln(1-F(i)))$を算出し、これを対数プロットすることによりワイブル形状パラメータ m を求めて評価を行なった。

3. 結果および考察

300℃で照射された F82H-IEA ヒートの微小平板試験片（SS-J3）の室温引張試験結果について、引張強度、全伸びについて解析を実施した。その結果、引張強度については非照射条件では約 95 の大きな m 値を示し収束性の高い正規分布を示すことが確認され、照射後についても相対的に低い m 値（19）を示すものの、極端に極値分布化する傾向は確認されなかった。一方全伸びについては、非照射についても相対的に低い m 値を示し、照射後については照射量の増大に伴い、m 値が低下する傾向が示された。これは低温照射により延性が失われ、ゲージ部に含まれる欠陥等に起因した低延性が発現する傾向を反映していると類推されるが、同時に微小試験片による評価に起因した体積効果を反映していることが考えられる。本発表では、靭性データ解析結果についても議論する。

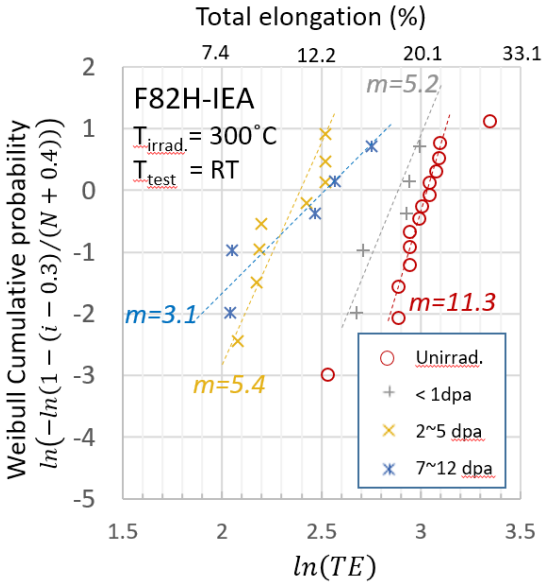


図 F82H-IEA の 300℃照射前後の室温における破断伸びのワイブル累積確率分布。

*Hiroyasu Tanigawa, Hideo Sakasegawa, Takanori Hirose and Takashi Nozawa
QST.

中性子照射した核融合炉用異材溶接継手における不均一変形の解析

Analysis on inhomogeneous deformation of neutron-irradiated dissimilar-metals joint for fusion reactors

長坂琢也[1,2], 付海英[3], 山崎正徳[4], 外山健[4], 管文海*[5], 野上修平[5], 芹澤久[6], 谷川博康[7]

[1]核融合科学研究所, [2]総合研究大学院大学, [3]西南物理研究院, [4]東北大学金属材料研究所,

[5]東北大学大学院工学研究科, [6]大阪大学接合科学研究所, [7]量子科学技術研究開発機構

*現　日本原子力研究開発機構

低放射化フェライト鋼 F82H と 316L ステンレス鋼の異材溶接継手を中性子照射した。照射後の機械特性評価を行うとともに、継手の不均一変形を有限要素法で解析することにより接合強度を推定した。

キーワード：核融合炉ブランケット, 電子ビーム溶接, 衝撃試験

1. 緒言

核融合炉ブランケットと炉外機器の接続のために、低放射化材料と一般工業材料との異材接合が必要である。本研究では、異材接合材の照射特性を明らかにし、接合条件の最適化における指針を得ることを目的とする。核融合炉用低放射化フェライト鋼 F82H と 316L ステンレス鋼の異材溶接継手の中性子照射後機械特性、及び有限要素法計算による接合材の不均一変形の解析結果について報告する。

2. 実験方法

F82H と SS316L の 7 mm 厚の板材をつき合わせて電子ビーム溶接を行った。680℃×1 h の溶接後熱処理（Post-weld heat treatment: PWHT）で F82H 側熱影響部（Heat-affected zone: HAZ）の焼入れ硬化相の焼き戻しを行った。シャルピーV ノッチ微小衝撃試験片及び、SSJ 型微小引張試験片を中性子照射した。照射は BR-II にて、295℃で 5.6×10^{23} n m^{-2}（E > 1 MeV）にて行った。損傷量は Fe 換算で 0.1 dpa である。

3. 結果と考察

継手の室温引張試験では、破断位置は SS316L 母材であり十分な接合強度を確認した。

非照射と比較して、照射後は全ての試験温度で衝撃吸収エネルギーが低下した。しかし、溶接金属、HAZ にノッチを加工した場合でも、照射後の F82H 母材よりも吸収エネルギーが大きかった。HAZ では比較的大きな照射硬化が観測されたが、それでも延性－脆性遷移温度は-100℃以下で、継手として十分な延性を持つことが示された。

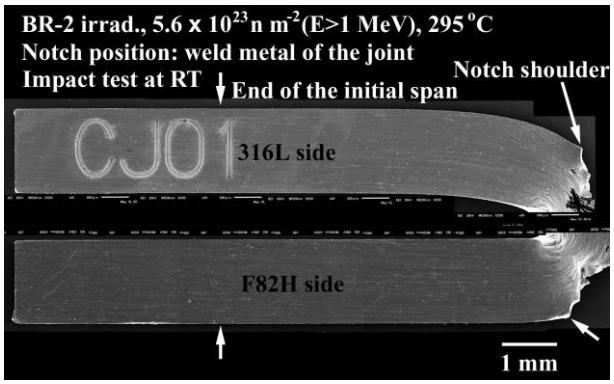


図 1　衝撃試験後の異材溶接継手の形状

図 1 に、室温衝撃試験後の継手の試験片形状を示す。矢印で示したノッチの肩の位置の比較より、F82H 側よりも 316L 側の変形が大きい。スパンの端からノッチの肩までの長さ変化より、試験片長手方向の平均塑性歪は、F82H で 2.0%、316L で 6.4%であった。316L 母材が大きく変形することで吸収エネルギーを上昇させ、さらにノッチ周辺の応力緩和をしていると考えられる。亀裂発生前の継手の変形を有限要素法で解析した結果、溶接金属内最大引張応力は 1540 MPa であった。接合強度はこれ以上と推定できる。

4. 結論

中性子照射後の異材溶接継手は衝撃試験で十分な延性を示した。継手の 316L 母材部分が大きく変形することにより、接合部と F82H 母材の変形が抑制され、応力は緩和される。この不均一変形を有限要素法で解析することにより、接合強度は 1540 MPa 以上あると推定できた。

*T. Nagasaka[1,2], H. Y. Fu[3], M. Yamazaki[4], T. Toyama[4], W. H. Guan[5], S. Nogami[5], H. Serizawa[6], H. Tanigawa[7]

[1]NIFS, [2]SOKENDAI, [3]SWIP, China, [4]IMR, Tohoku Univ., [5]Graduate school of Eng., Tohoku Univ., [6]JWRI, Osaka Univ., [7]QST

Chemical compatibility between EUROFER and ceramic breeder under dry and moist atmospheres

*Keisuke Mukai[1,2], Maria Gonzalez[3] and Regina Knitter[1]
[1]Karlsruhe Institute of Technology, [2](present address) Kyoto University, [3]CIEMAT

Abstract: Chemical compatibility test between EUROFER steel and ceramic breeder (Li_4SiO_4 + 20 mol% of Li_2TiO_3) was carried out under dry and moist atmospheres. The formation of the corrosion layer on the EUROFER specimens was critically enhanced by moisture. The growth rate was controlled by diffusion process through the oxide layers.

Keywords: compatibility, ceramic breeder, EUROFER, RAFM, fusion DEMO, HCPB blanket

1. Introduction

Addition of water vapor to the reference sweep gas (He + 0.1%H_2) has been considered for European HCPB DEMO blanket to reduce tritium permeation through structural steel and to facilitate tritium release from ceramic breeder pebbles. However, an increase of moisture may have a critical impact on the chemical compatibility between structural steel and ceramic breeder. The influence of moisture on corrosion characteristics of EUROFER reduced activation ferritic martensitic (RAFM) steel was investigated by using two-phase ceramic breeder (Li_4SiO_4 with 20 mol% of Li_2TiO_3).

2. Results & Discussion

A EUROFER plate and a ceramic breeder pellet were contacted and heated at 623, 823, and 1073 K for up to 12 weeks under dry (0.01-0.03 vol.% H_2O) and moist (0.13-0.24 vol.% H_2O) atmospheres. In the breeder pellet, the decomposition of Li_4SiO_4 phase into Li_2SiO_3 was critically enhanced by the increased humidity. The thickness of the double oxide layer, composed of Fe-rich outer and Cr-rich inner oxide, on the EUROFER (figure 1) showed parabolic growth rates for all the heating temperatures. The fitting curves yielded the effective diffusion coefficient at 623 K under dry and wet atmosphere as 1.6×10^{-14} and 4.5×10^{-14} cm^2/s, respectively. From the diffusion coefficient, a possible thickness of the corrosion layer on EUROFER structural steel after a 2-year use was predicted.

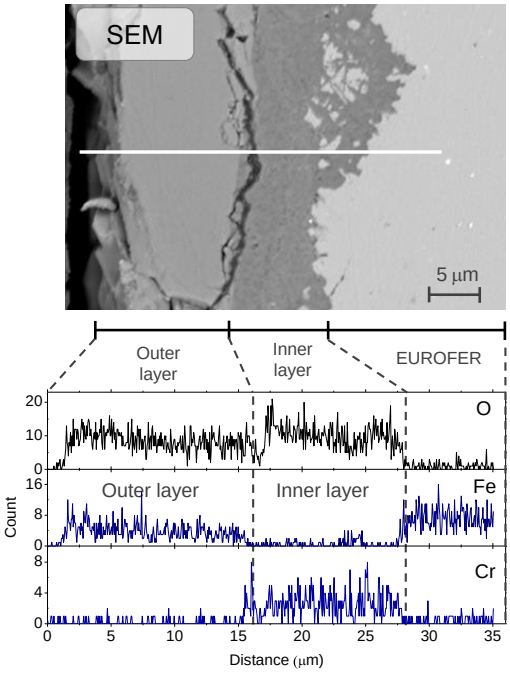


Figure 1 Corrosion layer on the EUROFER surface after 672 h at 1073 K and element depth profile by energy-dispersive x-ray (EDX).

発表言語: 日本語 (Language for presentation: Japanese)

ITER-BA 活動における先進中性子増倍材料の研究開発の現状
(23) Be-Zr-Ti 系の 3 元系ベリライド微小球の製造試験

Status of R&D of advanced neutron multiplier in ITER-BA activity

(23) Preliminary Granulation of Be-Zr-Ti ternary beryllide

*金 宰煥[1]，クリンスキー ピーター[1]，中野 優[1]，赤津 孔明[1]，中道 勝[1]

*量子科学技術研究開発機構

現在、高温での安定性に優れたベリリウム金属間化合物(ベリライド)の製造技術の開発研究及びその特性評価を進めている。本発表では、Be-Zr-Ti 系の 3 元系ベリライドに着目し、高 Be 原子密度でかつ、Be 相を含まない組成の探索を実施している。本発表では、その造粒試験結果について報告する。

キーワード：DEMO，中性子増倍材，3 元系ベリライド，均質化処理

1. 緒言

原型炉（DEMO）開発に向けた先進中性子増倍材料として、高温での安定性に優れたベリライドの製造技術の開発研究及びその特性評価を ITER-BA 活動を中心に進めている。今回は、Be-Zr-Ti 系の３元系ベリライド微小球の造粒試験を行い、その微小球の表面・断面の組成分析などについて報告する。

2. 実験法

ベリライド微小球は、量研機構が確立した、1）プラズマ焼結合成法によりベリライドを合成し、2）そのプラズマ焼結製ベリライドを造粒原料として用いて、回転電極造粒法により製造した。先ず、Be-Zr-Ti の組成比$Be_{13}Zr_{1-x}Ti_x$に対して、X=0.1，0.3，0.5，0.7，0.9 と組成比をパラメータにして、800℃で 2.5 分間のプラズマ焼結条件で造粒原料となる電極棒を製造した。そして、そのベリライド電極棒を用いて、回転電極造粒法でアーク電流 80A、回転数 6000rpmの条件で造粒した。そして、各々の微小球についてEPMA・SEM装置、XRD装置などを用いて、組成分析などを行った。

3. 結果及びまとめ

$Be_{13}Zr_{1-x}Ti_x$（x=0.1～0.9）組成のベリライド微小球の表面・断面観察した結果、全ての組成比のベリライド微小球においてBe相が存在することが明らかになった。また、Zr組成比（1-ｘ）が 0.1 と 0.3 になると包晶反応から形成されたBe、$Be_{12}Ti$、$Be_{17}Ti_2$相と少量の$Be_{13}Zr$相が確認された。一方、図１に示したように、その比が 0.5、0.7、0.9 になることによって細かい組織である$Be_{13}Zr$相が形成されていることが確認できた。本発表ではこれらより詳細な微小球性状について報告する。

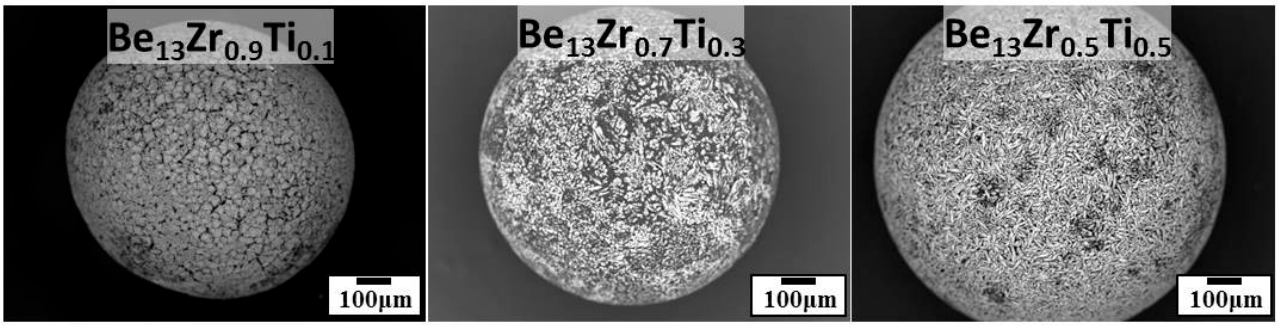


図１． Be-Zr-Ti の 3 元系ベリライド微小球の表面写真

*Jae-Hwan Kim[1], Petr Kurinskiy, Suguru Nakano, Yoshiaki Akatsu, Masaru Nakamichi

*National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology

Status of R&D of advanced neutron multiplier in ITER-BA activity (24) Optimization study on $Be_{12}V$ pebble granulation

*Petr Kurinskiy[1], Jae-Hwan Kim[1], Suguru Nakano[1], Yoshiaki Akatsu[1], Masaru Nakamichi[1]

[1]QST, Fusion Energy Research & Development Directorate, Rokkasho Fusion Institute

Beryllium intermetallic compounds (beryllides) are, currently, the most promising materials as advanced neutron multipliers in Japan and the EU in the DEMO R&D of the International Fusion Energy Research Centre (IFERC) project as a part of Broader Approach (BA) activities. In this study, granulation yield properties and characterization of $Be_{12}V$ pebbles will be reported.

Keywords: neutron multiplier, beryllide, granulation

1. Introduction

Spherical $Be_{12}V$ pebbles having the sizes of about 1mm were fabricated using Rotating Electrode Method (REM). The influence of the rotation speed of Be-V rods under constant discharge current on the yield properties of granulation process is presented.

2. Summary

2-1. Experimental

Be-V rods were centrifugally melted using W electrode in the chamber of REM apparatus in atmosphere of high-purity helium (Fig. 1). Rotation speeds equaled to 4500, 5000 and 5500 rpm were used to melt, consequently, two electrodes under each condition while current value remained 60A. Estimated yield properties are shown in Fig. 2.

2-2. Characterisation

Investigation of microstructure and analysis of the yield properties of REM process are presented in this work. X-Ray diffraction technique and electron probe microanalyser were applied for study of microstructural characteristics. Additionally, densities of fabricated beryllide pebbles were defined by the immersion method.

3. Conclusion

Optimization of the granulation parameters of Be-V rods from the point of view of the improvement of the yield of obtained beryllide pebbles is presented and discussed.

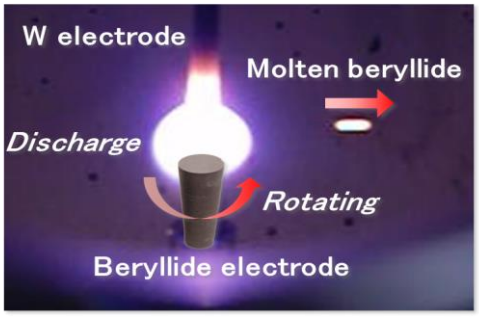


Fig. 1 Schematic view of REM apparatus

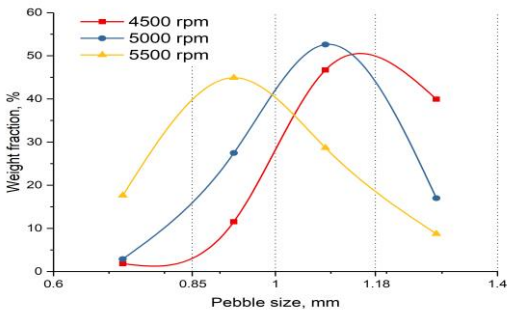


Fig. 2 Yield properties of Be-V pebbles using 60A current

ITER-BA 活動における先進中性子増倍材料の研究開発の現状

(25) 先進中性子増倍材としてのベリライドの予備的な熱特性評価

Status of R&D of advanced neutron multiplier in ITER-BA activity

(25) Preliminary thermal properties of beryllides as advanced neutron multiplier

*中道　勝[1]，金　宰煥[1]，クリンスキー　ピーター[1]，中野　優[1]，赤津　孔明[1]

*量子科学技術研究開発機構

高温での安定性に優れたベリリウム金属間化合物(ベリライド)の製造技術の開発研究及びその特性評価を進めている。本発表では、ベリライドの特性評価の一環として実施した、微小球充填特性及び有効熱伝導率測定について報告する。

キーワード：DEMO，ベリライド、微小球、充填特性、有効熱伝導率

1. 緒言

原型炉（DEMO）開発に向けた先進中性子増倍材料として、高温での安定性に優れたベリライドの製造技術の開発研究及びその特性評価を ITER-BA 活動を中心に進めている。今回は、ベリライド微小球の充填特性及び有効熱伝導率測定の結果などについて報告する。

2. 実験法

ベリライド微小球は、組成の均質化熱処理が不要で直接単相の微小球が造粒可能な $Be_{12}V$ 組成を選定した。プラズマ焼結製 $Be_{12}V$ 電極棒を原料として、回転電極法によって直径約 1㎜ の $Be_{12}V$ 微小球を造粒した。本試験では、まず $Be_{12}V$ 微小球の振動充填特性について調べた。内径 70㎜ で高さ 90㎜ の充填容器に $Be_{12}V$ 微小球を約 500g 充填し、微小球が流動する振動を与えて、充填率の変化を調べた。最初に荷重を加えない無負荷で振動充填し、充填率が一定になったのを確認した後、微小球充填層上部に約 2kg の重しを乗せて、振動充填を継続して充填率の変化を調べた。

3. 結果及びまとめ

$Be_{12}V$ 微小球を、充填容器に振動を与えずに自然充填した直後では 57.2%PF であった。次に、微小球充填層に荷重を加えず無負荷で振動のみを加えた結果、59.9%PF まで上昇した。そして、充填率が一定になったところで、重しを乗せて充填層を振動させた結果、最終的には、60.3%PF となった。発表においては、本充填体を用いた $Be_{12}V$ 微小球の有効熱伝導率の測定結果についても報告する。

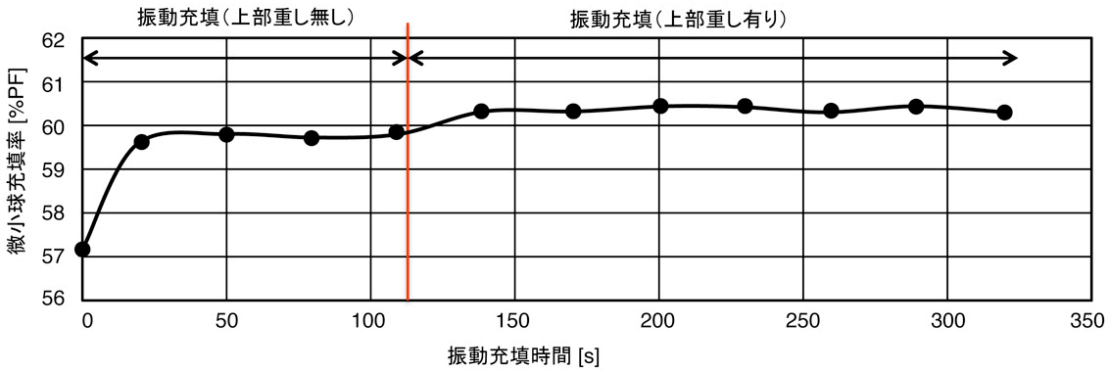


図１．微小球充填層上部への荷重無負荷及び負荷時における振動充填による微小球充填率の変化

*Masaru Nakamichi, Jae-Hwan Kim, Petr Kurinskiy, Suguru Nakano, Yoshiaki Akatsu

*National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology

Oral presentation | V. Fusion Energy Engineering：501-2 Fusion Reactor Material Science (Reactor and Blanket Materials, Irradiation Behavior)

Thu. Sep 14, 2017 4:35 PM - 6:30 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 7:35 AM - 9:30 AM UTC | Room O Seminar room 1- Frontier Research in Applied Sciences Building

[2O17-23] Fusion Reactor Materials (Divertor Material, Tungsten)

Chair:Ken-Ichi Fukumoto (Univ. of Fukui)

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

[2O17] Application of Friction-Stir Processing (FSP) on CuCrZr-alloy

*Dai Hamaguchi[1], Yoshiaki Morisada[2], Hidetoshi Fujii[2], Hiroyasu Tanigawa[1] (1. QST, 2. Osaka University)

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

[2O18] Low temperature joining of tungsten and isotropic graphite

*Tatsuya Hinoki[1], Kanjiro Kawasaki[1], Fujio Shinoda[1], Yuji Hatano[2], Masayuki Tokitani[3] (1. Kyoto University, 2. The University of Toyama, 3. National Institute for Fusion Science)

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

[2O19] Recrystallization behavior of pure tungsten and its alloys by long-term annealing at high temperature.

*kohei tsuchida[1], taehyun hwang[1], takeshi miyazawa[1], makoto fukuda[2], shuhei nogami[1], akira hasegawa[1] (1. TOHOKU Univ., 2. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology.)

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

[2O20] Tungsten material characterization by laser ultrasonics

*Heun Tae Lee[1], Sosuke Ando[1], Yoshio Ueda[1] (1. Osaka Unversity)

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

[2O21] Clustering behavior of transmutation elements in Tungsten and its alloys during fission reactor irradiation

*TAEHYUN HWANG[1], KEIKO TOMURA[1], NAOKI EBISAWA[1], TAKESHI TOYAMA[1], YASUYOSHI NAGAI[1], AKIRA HASEGAWA[1], MAKOTO FUKUDA[1,2], TAKESHI MIYAZAWA[1], SHUHEI NOGAMI[1] (1. Tohoku university, 2. National Institute of Quantum and Radiological Science and Technology)

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

[2O22] Irradiation hardening behavior of ion-irradiated tungsten materials

*Takeshi Miyazawa[1], Tsunenori Tabata[1], Taehyun Hwang[1], Makoto Fukuda[2], Akira Hasegawa[1], Shuhei Nogami[1], Hiroyasu Tanigawa[2] (1. Tohoku University, 2. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology)

6:05 PM - 6:20 PM JST | 9:05 AM - 9:20 AM UTC

[2O23] Helium retention behavior in high-temperature simultaneous He-H implanted tungsten

*Qilai Zhou[1], Keisuke Azuma[2], Akihiro Togari[2], Miyuki Yajima[3], Masayuki Tokitani[3], Suguru Masuzaki[3], Naoaki Yoshida[4], Yuji Hatano[5], Takumi Chikada[1], Yasuhisa Oya[1] (1. Faculty of Science, Shizuoka Univ., 2. Graduate School of Science, Shizuoka Univ., 3. National Inst. for Fusion Science, 4. RIAM, Kyushu Univ., 5. Hydrogen Isotope Res. Cen., Univ. of Toyama)

6:20 PM - 6:30 PM JST | 9:20 AM - 9:30 AM UTC

Time reserved for Chair

摩擦攪拌プロセス（FSP）を用いたクロムジルコニウム銅合金の改質

Application of Friction-Stir Processing on CuCrZr-alloy

*濱口　大[1]，森貞 好昭[2]，藤井 英俊[2]，谷川 博康[1]

[1]量子科学技術研究開発機構，[2]大阪大学

ITER および DEMO 核融合炉におけるダイバータ等プラズマ対向機器のヒートシンク材としての使用を想定したクロムジルコニウム銅合金の課題である耐照射性の向上と製造時の組織不均一性の解消を目的として、表面改質法の一つである摩擦攪拌プロセス（FSP）を応用した ITER-Gr に準拠したクロムジルコニウム銅合金の改質と FSP 加工条件の最適化を行った。

キーワード：ダイバータ，クロムジルコニウム銅，摩擦攪拌プロセス，耐照射性

1. 緒言

時効析出硬化型の合金であるクロムジルコニウム銅合金（ITER-Gr）は、強度と熱伝導性の観点より ITER や DEMO のダイバータ冷却管材としての使用が想定されている。クロムジルコニウム銅は均質な組織を得るための製造時熱履歴制御要求が非常に厳しい事に起因する製品品質のバラツキや、異材接合を要するコンポーネントの製作に伴う入熱によって強度特性が損なわれ、それを回復させる為にコンポーネント自体の再熱処理が必要となる等の課題がある。また、中性子照射影響についても、150℃以下の照射では非常に低い照射量でも顕著な照射硬化と一様伸びの喪失が問題となっている[1]。そこで本研究では、表面改質法の一つである摩擦攪拌プロセス（FSP）に着目し、結晶粒の微細化と組織改良による耐照射性向上と機械的強化を目的として、クロムジルコニウム銅合金の改質および FSP 加工条件の最適化を行った。

2. 実験および結果

これまで、銅材料に対する最適な FSP 加工条件の策定を目的として、OFC 純銅板材に対し FSP 試験を行ってきた。その結果、OFC 銅ではツール（回転工具）の回転速度が 200～300 RPM で組織が最も微細化され且つ硬化量が最大となる事を確認した。また、プロセス中に液体 CO_2 を用いて強制冷却を行う事で更に結晶粒が微細化される事も明らかとした。そこで本研究では、純銅で得られた条件を基にクロムジルコニウム銅合金に対する FSP 加工条件の策定とその評価を行った。FSP 試験に先立ち、まず ITER-Gr に準拠した性能を有するクロムジルコニウム銅合金の板材を製作した。試験には、980℃で溶体化処理を行ったのみの材料（未時効材）と、溶体化処理後 1℃/s 以上の速度で冷却し、475℃で 3 時間の時効処理を行った材料（時効処理材）を用いた。FSP 試験の結果、未時効材は純銅と同様の加工条件で、同様の微細粒化と硬化が達成される事を確認した。しかし、時効処理材では純銅と同様のツール回転速度では加工が上手く行かず、多くの欠陥が導入される事が明らかとなった。その為、ツールの回転速度および荷重等の条件を再検討した結果、ツール回転速度を 500RPM まで上昇させる必要がある事や荷重を 2.0t まで増やす事で欠陥形成を抑制できる事、また、加工中に強制冷却を行うと逆に欠陥形成が助長される事が確認された。これは時効による析出物の分布と元々結晶粒が微細である事に起因すると考えられる。詳細については本講演にて報告する。

参考文献

[1] M. Li et al. / Journal of Nuclear Materials 393 (2009) 36–46

*Dai Hamaguchi[1], Yoshiaki Morisada[2], Hidetoshi Fujii[2], Hiroyasu Tanigawa[1]

[1] National Institute of Quantum and Radiological Science and Technology, [2] Osaka University

タングステンと等方性黒鉛の低温接合

Low Temperature Joining of Tungsten and Isotropic Graphite

*檜木 達也[1]，川崎 寛治郎[1]，篠田 富士雄[1]，波多野 雄治[2]，時谷 政行[3]

[1]京都大学，[2]富山大学，[3]核融合科学研究所

核融合炉ダイバータ材料として、黒鉛とタングステンの接合技術開発を行った。各種タングステンの再結晶の上限温度以下という比較的低温での、タングステンと等方性黒鉛の接合に成功した。

キーワード：ダイバータ，タングステン，グラファイト，接合

1. 緒言

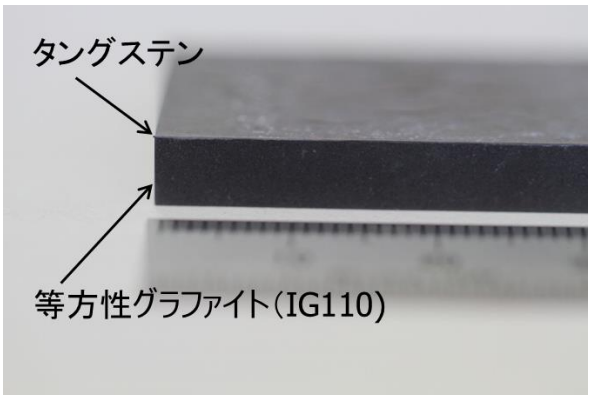
黒鉛は、高温強度、低放射化特性、高熱伝導度等の特性から多くの核融合実験装置でダイバータ材料として使用されてきたが、プラズマによるスパッタリングやトリチウム保持等の問題から、耐スパッタリング特性に優れ、水素同位体との化学的親和性が低く、高融点、高熱伝導のタングステンが期待されている。LHD ではダイバータに黒鉛が用いられており、黒鉛内に打ち込まれたトリチウムの滞留および炭素のスパッタに伴う共堆積層形成がトリチウム蓄積を支配すると予測される。タングステンの使用によりトリチウム蓄積量の低減が可能であるが、技術の連続性、調達コストや重量を考慮すると、従来の黒鉛上にタングステン層を形成することが現実的である。本研究では、タングステンと黒鉛の接合技術開発を目的とした。

2. タングステンと黒鉛の接合方法

タングステンは高融点材料であるが、再結晶温度以上での脆化が懸念される。純タングステンであれば、1000℃以上での脆化が懸念されるが、レニウムやカリウムの添加により 1500℃程度までは脆化を抑制することが可能とされている。本研究では、純タングステンやタングステンレニウムと等方性グラファイトを用いて、～1800℃、20MPa の条件でホットプレスによる接合を行った。接合後の断面は走査形電子顕微鏡を用いて観察を行った。

3. 結言

タングステンと等方性グラファイトの直接の拡散接合では、1800℃、20MPa の条件でも接合することはできなかった。このため、タングステンと等方性グラファイトの間に添加物を加え、1500℃以下での接合を試みた。図は、添加物を用いて、1350℃で接合を行った結果であり、1500℃以下でのタングステンと等方性グラファイトとの接合に成功した。



図：1350℃で接合したタングステンと等方性グラファイト

謝辞

本研究成果の一部は核融合科学研究所の LHD 共同研究（NIFS14KOBF029）により得られたものである。

---

*Tatsuya Hinoki[1], Kanjiro Kawasaki[1], Fujio Shinoda[1], Yuji Hatano[2] and Masayuki Tokitani[3]

[1]Kyoto Univ., [2]The Univ. of Toyama, [3]NIFS

高温長時間保持による W および W 合金の再結晶挙動

Recrystallization behavior of pure tungsten and its alloys by long-term annealing at high temperature.

*土田 航平[1]，黄 泰現[1]，宮澤 健[1]，福田 誠[2]，野上 修平[1]，長谷川 晃[1]

[1]東北大学，[2]現量子科学技術研究開発機構

本研究では、ダイバータ機器への適用を目指したタングステン（W）、および W 合金の高温長時間保持による再結晶挙動を調査することを目的とした。800 ℃、および 1100 ℃にて 3000 時間までの熱処理を行った試料に対して、EBSD 装置による組織解析を行い、その結果、合金化により再結晶が抑制されたと分かった。

キーワード：タングステン，タングステン合金，ダイバータ，再結晶

1. 緒言

W 材料の中性子照射効果を明らかにするための日米協力事業（PHENIX 計画）により、米国の HFIR にてタングステン（W）および W 合金に対する中性子照射実験が行われた。照射温度は 500、800、1100 ℃であり、照射期間は 3 サイクル（約 3 ヶ月、約 1 dpa）であった。試験結果の詳細な分析には、非照射環境で同温度、同期間で熱処理した試料のデータ等も必要である。本研究は、中性子照射に使用した W および W 合金の熱履歴による再結晶等に伴う組織の変化を調査し、非照射環境下における回復および再結晶の挙動に対する合金化の影響を明らかにすることを目的として行った。

2. 実験方法

供試材は、(株)アライドマテリアルにより粉末焼結及び熱間圧延で作製された純タングステン(Pure W)、カリウムドープタングステン(K-doped W)、およびカリウムドープタングステン 3 wt.%レニウム添加合金(K-doped W-3%Re)の板材を用いた。これらの試料は板材に加工後、900 ℃にて 20 分間の応力除去熱処理を行ったもので、これを「受け入れまま材」とした。その後、真空封入した石英管中で、800 ℃および 1100 ℃で各々3000 時間の等温熱処理を行った。熱処理後にビッカース硬さ測定や FE-SEM の EBSD 法による粒径や集合組織の解析を行った。

3. 結果・考察

右図は各材料の受け入れまま材、及び 1100 ℃にて 3000 時間熱処理した試料の横方向断面（TD 面）を、EBSD 解析して得られた IPF 図である。図より、受け入れまま材の各材料の結晶粒は、圧延方向に延伸し、内部の方位がまだらな状態だと分かる。1100 ℃で 1 時間熱処理後の試料には、ほぼ変化がなかったが、Pure W と K-doped W は、3000 時間の熱処理後に、形状が等軸の結晶粒組織に変化した。これより、両材料は 3000 時間の熱処理により再結晶したことが分かった。一方で K-doped W-3%Re はほとんど再結晶しておらず、合金化により、再結晶が抑制されたと考えられる。講演では上記に加え、硬さの回復への熱処理温度の影響や、加工方向による材料組織や粒径の変化を調査した結果を報告する。

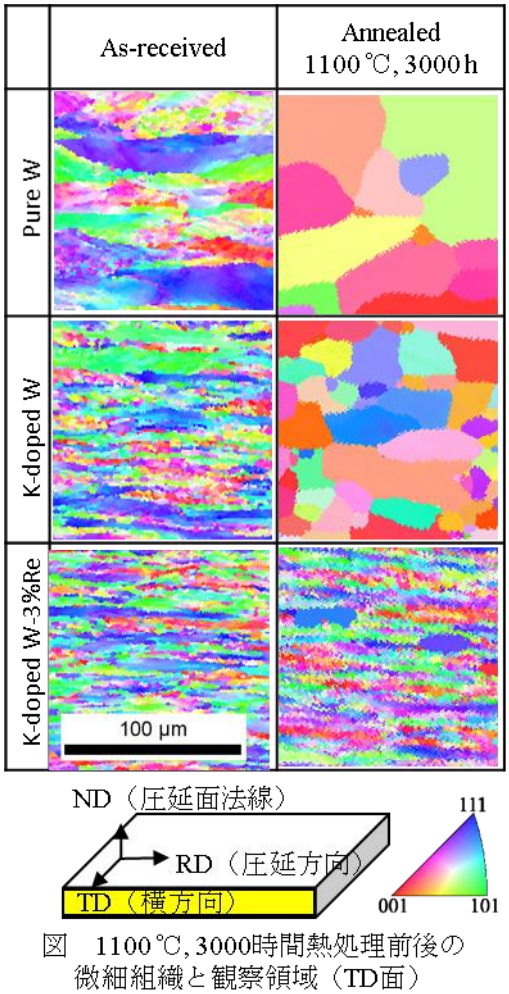


図　1100℃, 3000時間熱処理前後の微細組織と観察領域（TD面）

* Kohei Tsuchida[1], Taehyun Hwang[1], Takeshi Miyazawa[1], Makoto Fukuda[2], Shuhei Nogami[1] and Akira Hasegawa[1]

[1]Tohoku Univ., [2]National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology.

レーザー超音波法によるタングステン材の特性の評価

Tungsten material characterization by laser ultrasonics

安藤　颯介[1]，*Lee Heun tae[1]，　上田　良夫[1]

[1]大阪大学大学院工学研究科

核融合炉に使用されるタングステン材料の特性評価のために、レーザー超音波法を用いた弾性波速度解析から先進 W 繊維強化複合材料の機械的特性を測定した。また実際の W モノブロックに発生した亀裂に対してその深さ分布をレイリー波を用いて評価した。

キーワード：タングステン、レーザー超音波、機械的特性、亀裂検出

1. 緒言

ITER ではダイバータのプラズマ対向材料として、タングステン(W)を用いることが検討されている。しかし W は広い温度域で脆性を示す材料であり、繰り返しの高い熱負荷を受けることで疲労や再結晶化により亀裂が発生することが報告されている[1]。そこで W に代わる高靭性材料として先進 W 繊維複合材(W_f/W)がユーリッヒ総合研究機構で開発されている[2]。しかし一般に複合材料では、その熱機械特性は製造過程の影響を大きく受ける。本研究ではレーザー超音波法を用いて、W_f/W の弾性率の温度依存性を測定し、W と比較することでファイバーやインターフェイスが弾性率に及ぼす影響を調べた。また実際に W モノブロックに生じた亀裂の深さ分布をレーザー超音波を用いて測定し、亀裂の検出技術について評価した。

2. 実験

焼結温度が異なる純 W(W_1 と W_2)と界面の酸化イットリウムの厚さが 1μm(W_fW_1)と 2.5μm(W_fW_2)の W_f/W の 4 つの試料を用いた。これらは放電プラズマ焼結法(SPS)により作成され、比較のために 99.99%多結晶 W 試料(Ref W)も使用した。これらの試料に 25℃から 450℃の温度域で、パルス幅 10ns の Nd:YAG レーザーを用いて弾性波を発生させ、レーザー振動計を用いて非接触に表面変位を計測して、縦弾性波速度と横弾性波速度を測定した[3]。さらに弾性率の関係式を用いてヤング率を計算した。また亀裂の入った W モノブロックの表面にパルスレーザーによってレイリー波を励起し、亀裂により反射する波をレーザー振動計で観測し、亀裂方向にスキャンすることで亀裂の深さ分布を測定した。

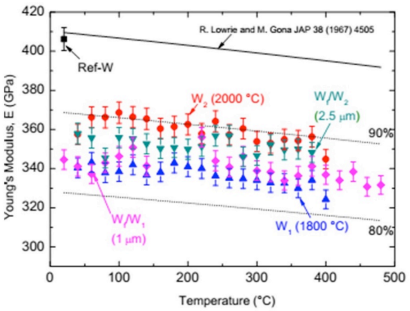


図 1.各 W 試料の弾性波速度から計算したヤング率の温度依存性

3. 結果・考察

レーザー超音波法により測定した各試料のヤング率の温度依存性を図 1 に示した。W_f/W は純 W に比べて弾性波速度は遅くなるが、Y_2O_3 膜において弾性波速度は速くなるという結果が得られた。また SPS により作成した試料のヤング率は多結晶タングステンの 80-90%となったが、その 25-450℃における温度依存傾向は似ているという結果が得られた。モノブロック表面に励起したレイリー波の伝播の様子を図２に示した。亀裂での反射波の振幅は場所によって変化し、亀裂が冷却管に到達している側での振幅は大きくなっていることから、亀裂の深さと反射波の振幅は正の相関があると考えられる。

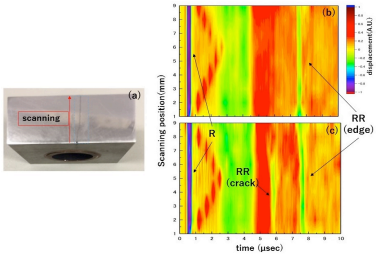


図 2.(a)亀裂の入った W モノブロックと(b)亀裂なし、(c)亀裂ありの W モノブロックでのレイリー波伝播の表面

参考文献

[1] T. Hirai, S. Panayotis, et al., Nuclear Materials and Energy, in press (2016)
[2] Coenen J W, Mao Y, Almanstötter J, et al., Fus. Eng.&Design, in press (2016)
[3] Aussel J D, and Monchalin J P, Ultrasonics 27, 165 (1989)

Sosuke Ando[1], *Heun Tae Lee[1], Yoshio Ueda[1]

[1]Graduate School of Engineering, Osaka University

原子炉照射した純タングステンとタングステン合金における核変換元素のクラスター形成挙動

Clustering behavior of transmutation elements in Tungsten and its alloys during fission reactor irradiation

*黄　泰現[1]、戸村　恵子[1]、海老澤　直樹[1]、外山　健[1]、永井　康介[1]、長谷川　晃[1]、福田　誠[1,2]、宮澤　健[1]、野上　修平[1]

[1]東北大学, [2]量子科学技術研究開発機構

熱中性子束密度が大きく異なるため、(*n*, γ) 反応による核変換量が異なる常陽と HFIR で W 試料に対し、中性子照射した。アトムプローブを用いて試験片中の核変換元素（Re, Os）の生成量と Re クラスターの形成挙動を調査し、照射硬化に及ぼす照射欠陥集合体と Re クラスターの形成挙動について考察した。

キーワード：タングステン合金、中性子照射、アトムプローブ、照射誘起偏析

1. 緒言

核融合炉プラズマ対向機器であるダイバータの候補材料として、タングステン(W)が考えられている。W は中性子照射により、微細組織の変化及び核変換による組成変化が起き、照射硬化や脆化を引き起こす。これまで原子炉での中性子照射によって生成するはじき出し欠陥と、(*n*, γ) 反応で生ずるレニウム(Re)やオスミウム(Os)など固体核変換元素の相乗効果で照射誘起析出や照射硬化の促進が報告されているが、そのメカニズムは明らかになっていない。本研究では、核変換量（熱中性子束）の異なる原子炉で照射した W と W−Re 合金について、アトムプローブによる分析を行って、照射欠陥集合体形成に及ぼす固体核変換元素の影響を調べることを目的として行った。

2. 実験方法

本研究で使用した試料は、当研究室でアーク溶解によって作製した純 W と W−10%Re 合金のインゴットと Plansee 社製の純 W と W−10%Re 合金の 0.15 mm の板材である。試料は照射前に熱処理をそれぞれ 1400℃ /1 hr と 1300℃ / 1hr 行った。中性子照射は日本原子力研究開発機構の高速実験炉常陽と、オークリッジ国立研究所の高中性子束同位体炉 HFIR で行った。照射量と照射温度は常陽では 0.44 dpa / 531℃および 0.96 dpa / 538℃であり、HFIR では 1 dpa / 500℃であった。照射試料は東北大学金属材料研究所附属量子エネルギー材料科学国際研究センターにある FIB を用いて針状の試験片に加工し、Local Electrode Atom Probe (LEAP）を用いて分析を行った。

3. 結果

常陽で 0.96 dpa / 538℃照射した純 W と HFIR で 1 dpa / 500℃照射した純 W をアトムプローブで分析した結果、両試料にはクラスターが形成されていることが観察された。HFIR で照射した純 W とは異なり、常陽で照射した純 W では TEM で析出物が観察されてなかった。

未照射の W-10%Re 合金には Re のクラスターは観察されなかった。常陽および HFIR 照射した W-10%Re 試料では Re が濃化したクラスターが両方形成され 1 ～ 10 nm の大きさで、約 $9 \times 10^{23}/m^3$ の数密度で分布していることが観察された。発表当日には、核計算によって求めた核変換元素の濃度との比較や、Re クラスター中の W、Re、Os の濃度と、析出物および欠陥集合体との関係については講演で報告する。

---

*Hwang Taehyun[1], Tomura Keiko[1], Ebisawa Naoki[1], Toyama Takeshi[1], Nagai Yasuyoshi[1], Hasegawa Akira[1], Fukuda Makoto[1,2], Miyazawa Takeshi[1] and Nogami Shuhei[1]

[1]Tohoku Univ., [2]The National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology.

重イオン照射したタングステン材料の照射硬化挙動

Irradiation hardening behavior of ion-irradiated tungsten materials

*宮澤健[1]、田畠恒紀[1]、黄泰現[1]、福田誠[2]、長谷川晃[1]、野上修平[1]、谷川博康[2]

[1]東北大学，[2]量子科学技術研究開発機構

W 材料に対して自己イオンである W イオン照射による硬化挙動と、その挙動に及ぼす合金化の影響を明らかにすることを目的とした。照射温度 500℃及び 800℃ともに、Pure W 及び W 合金は照射による硬化が起こり、0.2～1 dpa 程度で硬化量がほぼ一定値となり飽和する傾向が得られた。

キーワード：プラズマ対向機器用材料、照射硬化、ナノインデンテーション試験

1. 緒言

核融合炉プラズマ対向機器用材料として期待されているタングステン(W)は、中性子照射を受けることによって微細組織や機械特性が変化し、照射脆化すると予想されている。このため、機器の構造健全性を評価するためには W の照射による機械特性変化の調査が必須である。しかしながら、実機相当の高損傷量を原子炉における中性子照射で実現し､W の合金化の影響を調査することは制御性･損傷速度等の観点から難しい。そこで、重照射領域のデータや新材料と従来材を比較した耐照射特性の検討においては、短時間で多くの損傷量を導入できる重イオン照射を用いることが有効であると考えられる。本研究では、W および W 合金に対して W イオン照射による硬化挙動と、その挙動に及ぼす合金化の影響を明らかにすることを目的とした。

2. 実験方法

供試材には、(株)アライドマテリアル社製の粉末焼結と熱間加工により板材とし、その後 900 ℃で 20 分間の応力除去熱処理を施した Pure W、K-doped W、W-3%Re および K-doped W-3%Re を用いた。重イオン照射には量子科学技術研究開発機構 高崎量子応用研究所の 3 MV タンデム加速器を使用して、18 MeV の W^{+6} イオンを照射した。照射温度は 500℃及び 800℃であり、損傷量は 0.1～8 dpa の範囲である。SRIM による計算結果に基づき、試料表面から 500 nm の深さにおけるはじき出し損傷量を公称値とした。ナノインデンテーション硬さ試験は室温で実施し、押込み深さは損傷領域を含みかつ照射領域を超えない 0.3 μm とした。

3. 結果・考察

本研究で実施した重イオン照射において、照射温度 500℃及び 800℃ともに、Pure W 及び W 合金は照射による硬化が起こり、0.2～1 dpa 程度で硬化量がほぼ一定値となり飽和する傾向が得られた。Pure W 及び W-3Re 合金では、1 dpa までの硬化量の増加は TEM 観察により、はじき出しによるボイド形成と転位ループにより生じたことが分かっている。重照射領域での硬化の飽和は欠陥の生成と再結合、シンクへの消滅が釣り合うようになり、各欠陥濃度が定常に達したため生じたと考えられる。講演では、それぞれの W 合金の照射硬化挙動の特徴を考察し、それらのメカニズムを議論する。

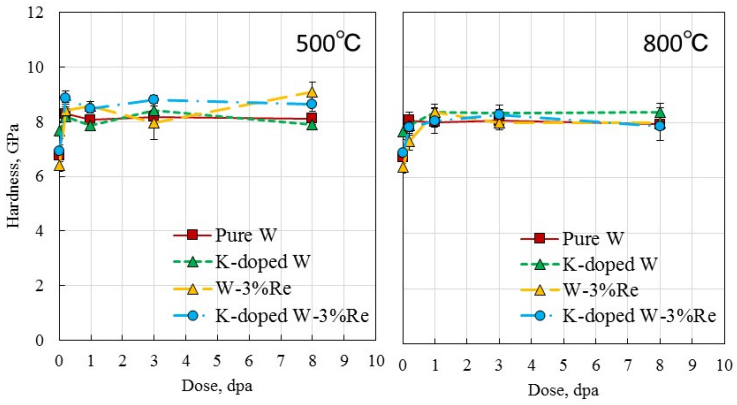


図1 ナノインデンテーション硬さの損傷量依存性

---

* Takeshi Miyazawa[1], Tsunenori Tabata[1], Taehyun Hwang[1], Makoto Fukuda[2], Akira Hasegawa[1], Shuhei Nogami and Hiroyasu Tanigawa[1]

[1]Tohoku Univ., [2]National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology.

ヘリウム・水素高温同時照射下におけるタングステン中のヘリウム滞留挙動

Helium retention behavior in high-temperature simultaneous He-H implanted tungsten

*周啓来[1]、東奎介[2]、戸苅陽大[2]、矢嶋美幸[3]、時谷政行[3]、増崎貴[3]、吉田直亮[4]、波多野雄治[5]、近田拓未[1]、大矢恭久[1]

[1]静大理、[2]静岡大院、[3]核融合研、[4]九大応力研、[5]富山大水素研

タングステン中のヘリウム滞留挙動を理解するため、ヘリウムと水素を高温下で同時照射し、照射温度の変化による He 滞留挙動への影響を検討した。3.0 keV He^+-1.0 keV H_2^+同時照射では、材料表面付近に捕捉される He が増加した。また、照射温度が 573~773 K に上昇すると、He 滞留挙動に及ぼす水素の影響が低減することが示唆された。

キーワード：ヘリウム滞留、高温、ヘリウム・水素同時照射、ヘリウムバブル

1. 緒言

核融合炉のプラズマ対向材であるタングステン(W)には、炉運転時に水素同位体および D-T 核融合反応によって生成したヘリウム(He)が同時に照射される。同時照射下における W 中の He 滞留挙動を解明することは、実炉環境下での不純物制御の観点からも重要である。また、高温下では He バブルの形成によって燃料である水素同位体滞留挙動に影響することが知られているが、高温 He-H 同時照射下における He 滞留およびその放出挙動については十分明らかになっていない。そこで本研究では、He と水素同位体を室温及び高温下で同時照射した W 試料に対して昇温脱離法（R.T.~1700 K）および TEM 観察を行い、照射温度が He 滞留挙動へ及ぼす影響を検討した。

2. 実験

アライドマテリアル社製歪取加工 W 試料（直径 10 mm、厚さ 0.5 mm）に対して 3.0 keV He^+および 1.0~3.0 keV H_2^+を同時照射した。He フルエンスを 1.0×10^{21} He^+m^{-2} に固定し、H/He フラックス比を 5.5~15 の範囲で変化させ、照射温度 R.T. ~ 773 K にて行った。その後、TDS を行い、W 中の He 滞留挙動を評価した。

3. 結果・考察

図に R.T. ~ 773 K 照射温度で H/He フラックス比 10 にして He-H 同時照射を行った He TDS スペクトルを示す。室温照射試料では 900 K、1300 K、1500 K 付近に三つの主要な放出ピークが見られた。照射温度が 573 ~ 673 K になると、900 K のピークが低温側にシフトし、1300 K のピークが減少した。このことから、高温照射時では、転位ループは表面への拡散し回復することが示唆された。さらに、673 K で照射した試料では、He バブルが成長し、高温側に放出ピークが見られた。照射温度が 773 K になると、低温のピークは現れず、He 単独照射のように高温側のみに放出ピークが見られた。このことから、低エネルギー水素照射によって W 表面での He 滞留が促進される一方で、高温照射ではこの促進効果が低減することが示唆された。

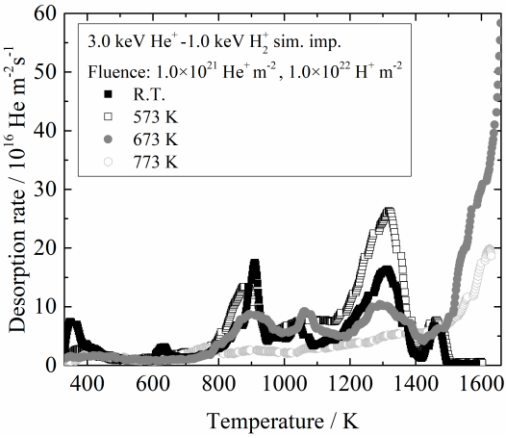


図　各試料における He TDS スペクトル

*Qilai Zhou[1], Keisuke Azuma[2], Akihiro Togari[2], Miyuki Yajima[3], Masayuki Tokitani[3], Suguru Masuzaki[3], Naoaki Yoshida[4], Yuji Hatano[5], Takumi Chikada[1] and Yasuhisa Oya[1]

[1]Fac. of Sci., Shizuoka Univ., [2]Grad. Sch. Integrated Sci. Technol., Shizuoka Univ., [3]NIFS, [4]RIAM Kyushu Univ., [5]HIRC Univ. of Toyama.

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：401-1 Basic Properties

Thu. Sep 14, 2017 9:30 AM - 10:55 AM JST | Thu. Sep 14, 2017 12:30 AM - 1:55 AM UTC | Room P Seminar room 2 - Frontier Research in Applied Sciences Building

[2P01-05] Properties of Control Rod Materials

Chair:Mutsumi Hirai (NFD)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2P01] Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors

(1)Project Overview

*Hidemasa Yamano[1], Toshihide Takai[1], Tomohiro Furukawa[1], Yuki Emura[1], Masaki Kurata[1], Hideo Higashi[2], Hiroyuki Fukuyama[2], Tsuyoshi Nishi[3], Xiaoxing Liu[4], Masahiro Furuya[5] (1. JAEA, 2. Tohoku Univ., 3. Ibaraki Univ., 4. Kyushu Univ., 5. CRIEPI)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2P02] Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors

(2)Thermophysical Properties of 5mass%B_4C-SS Eutectic Materials in the Solid State

*Toshihide Takai[1], Tomohiro Furukawa[1], Hidemasa Yamano[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

[2P03] Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors

(3)Density and Surface Tension of 5mass%B_4C-SS Eutectic Molten Material

*Hiroyuki Fukuyama[1], Hideo Higashi[1], Hidemasa Yamano[2] (1. Tohoku univ., 2. JAEA)

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

[2P04] Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors

(4)Emissivity, Heat Capacity and Thermal Conductivity of 5mass%B_4C-SS Eutectic Molten Material

*Hideo Higashi[1], Hiroyuki Fukuyama[1], Hidemasa Yamano[2] (1. IMRAM, 2. JAEA)

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

[2P05] Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors

(5)Viscosity Measurement of 5mass%B_4C-SS Eutectic Molten Material

*Tsuyoshi Nishi[1], Hiromichi Ohta[1], Hidemasa Yamano[2] (1. Ibaraki University, 2. Japan Atomic Energy Agency)

10:45 AM - 10:55 AM JST | 1:45 AM - 1:55 AM UTC

Time reserved for Chair

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故時の制御棒材の共晶溶融挙動に関する研究 (1) プロジェクト全体概要

Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors
(1) Project Overview

*山野 秀将[1], 高井 俊秀[1], 古川 智弘[1], 江村 優軌[1],倉田 正輝[1],
東 英生[2], 福山 博之[2], 西 剛史[3], 太田 弘道[3], 劉 暁星[4], 守田 幸路[4], 古谷 正裕[5]
[1]日本原子力研究開発機構, [2]東北大学, [3]茨城大学, [4]九州大学, [5]電中研

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故評価において制御棒材の炭化ホウ素とステンレス鋼の共晶溶融反応及び移動挙動を模擬できるようにするため、共晶溶融物の熱物性評価、共晶溶融反応実験及び材料分析、共晶溶融反応に関する物理モデル開発及び実機適用解析を実施する研究プロジェクトを立ち上げた。ここでは、プロジェクト全体概要及び初年度（平成 28 年度）の進捗概要について報告する。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉, 炉心損傷事故, 炭化ホウ素, ステンレス鋼, 共晶溶融反応

1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉の設計コンセプトの一つに、仮に炉心損傷事故(CDA)が起きたとしても設計対策により溶融燃料を原子炉容器内に格納する炉容器内事象終息(IVR)の達成が挙げられている。その IVR を達成するための要件を同定し、設計対策の有効性を評価した結果、制御棒材（中性子吸収材）である炭化ホウ素(B_4C)とステンレス鋼(SS)の共晶溶融反応及び移動挙動が将来の研究課題として摘出された[1]。そこで、これまでの CDA 評価では考慮されていなかった B_4C-SS 共晶溶融反応及び移動挙動を実機解析の中で模擬することを目的として、研究プロジェクトを立ち上げた。本報では、プロジェクト概要として 4 年間の全体計画を述べるとともに、初年度（平成 28 年度）の進捗概要について報告する。

2. 全体計画

B_4C-SS 溶融物の炉心内の再配置は反応度低減に大きな影響を及ぼす[2]。図 1 に着目すべき現象を示すが、本プロジェクトでは、B_4C-SS 共晶溶融反応及び混合・移行挙動を調べることとした。熱物性評価として、B_4C 含有率をパラメータとして年度毎にデータの拡充を図る計画であり、固相（密度、比熱、熱伝導率等）、液相（密度、比熱、熱伝導率、表面張力、粘度等）の物性データを取得する計画である。次に、共晶溶融反応の可視化実験を行い、物理モデル検証のための実験データを得る計画である。また、共晶溶融反応速度を求めるため、B_4C-SS 共晶溶融反応のみならず、B_4C と共晶溶融物、SS と共晶溶融物の反応速度データも取得する計画である。これらの実験データ等を基に、物理モデルを開発して、CDA 解析コード SIMMER-III(SIMMER-IV)にモデルを組み込み、最終的には実機適用解析を行う計画である。

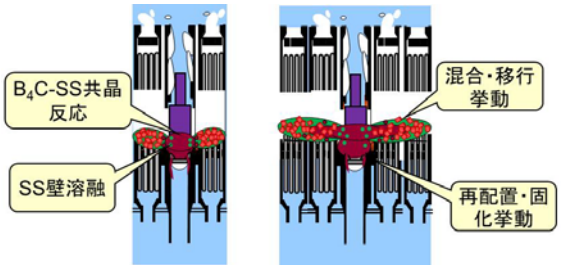


図 1　着目すべき重要現象

3. 平成２８年度進捗概要

B_4C 含有率 5-mass%を対象に、固相及び液相の熱物性データを取得した（第 2 報以降）。共晶溶融反応実験を行い、溶融挙動の可視化及び固化物から移動範囲の同定、並びに材料分析を行った。また、物理モデルの開発及び解析コードへの組み込みを行い、動作確認を実施した。

4. 結言

本研究プロジェクトを概説するとともに、初年度進捗概要を報告した。

*本報告は、経済産業省からの受託事業である「平成 28 年度高速炉国際協力等技術開発」の一環として実施した成果である。

参考文献

[1] T. Suzuki, et al., JNST, 51,493-513 (2014), [2] 山野ら, 動エネシンポ 2016.

*Hidemasa Yamano[1], Toshihide Takai[1], Tomohiro Furukawa[1], Yuki Emura[1], Masaki Kurata[1], Hideo Higashi[2], Hiroyuki Fukuyama[2], Tsuyoshi Nishi[3], Hiromichi Ohta[3], Xiaoxing Liu[4], Koji Morita[4], Masahiro Furuya[5]
[1] Japan Atomic Energy Agency, [2] Tohoku Univ., [3] Ibaraki Univ., [4] Kyushu Univ., [5] CRIEPI

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故時の制御棒材の共晶溶融挙動に関する研究 (2) 5mass%B_4C-SS 共晶物の固相物性測定

Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors
(2) Thermophysical Properties of 5mass%B_4C-SS Eutectic Materials in the Solid State

*高井　俊秀[1]，古川　智弘[1]，山野　秀将[1]
[1]原子力機構

第 4 世代ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故（CDA）における制御棒材（炭化ホウ素：B_4C）と原子炉構造材（ステンレス鋼：SS）の共晶反応挙動を模擬するのに必要な熱物性モデル構築のため、B_4C-SS 共晶物の固相物性評価を行った結果について報告する。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，炭化ホウ素，ステンレス鋼，共晶反応，固相物性

1. 緒言

第 4 世代ナトリウム冷却高速炉の CDA 解析において B_4C と SS の共晶反応及び移行挙動を考慮するため、シビアアクシデント解析コードに組み込む熱物性モデルを開発する必要がある。本報では、このための基盤データとして B_4C-SS 共晶物の固相物性評価を行った結果について報告する。

2. 研究概要

2-1. B_4C-SS 共晶反応試料の合成

固相物性は結晶構造の差異による影響を受けることから、均質かつ緻密な試料形成が期待できるホットプレス法（原料粉末を高温下で加圧・焼結する方法）により試料を合成した。本実験では、原料粉末を所定の重量比（SS：B_4C＝95：5）で採取し、ロッキングミキサーで混合した後に焼結型に充填し、これを真空雰囲気下で 40MPa-950℃の条件下で 3 時間加圧・焼結させ、5mass%B_4C-SS 共晶試料を合成した。試料合成後、化学組成分析、組織観察及び X 線回折を行い、ほぼ狙い通りの B_4C 含有率が得られていること、組織が全体的に均質であること、B_4C と SS の反応生成物が形成されていることを確認した。

2-2. 固相物性測定結果

固相物性測定に先立ち、TG-DTA を用いて合成試料の溶融温度を確認し、固相物性の測定温度範囲を室温から 1000℃までと定めた。

続いてこの温度領域における B_4C-SS 共晶試料の密度、比熱及び熱伝導率を、それぞれ熱膨張法（アルキメデス法）、断熱熱量計法（DSC 法）およびレーザーフラッシュ法により、測定・評価した。熱伝導率の測定結果を図 1 に示す。この図より、5mass%B_4C-SS 共晶試料は、SS より熱伝導率の高い B_4C が添加されたにもかかわらず、SS よりも平均で約 20%低い熱伝導率を示すことが分かった。一方、密度及び比熱については、B_4C と SS の物性値から予想される通り、B_4C 添加により SS と比べて、それぞれ平均で約 5%低く、約 10%高くなる傾向にあることが分かった。

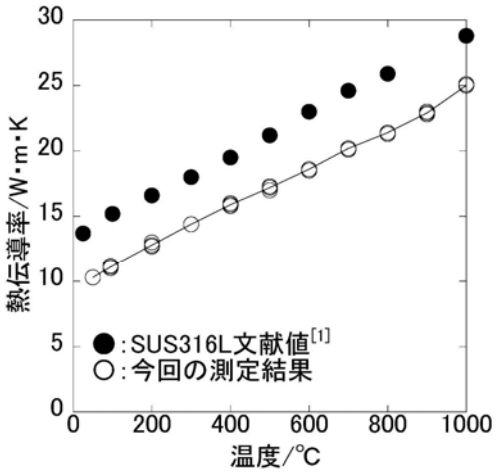


図1　5mass%B_4C-SS共晶試料の熱伝導率

3. まとめ

制御棒材と原子炉構造材の反応挙動を確認するため、B_4C 含有率 5mass%の B_4C-SS 共晶試料を合成し、固相物性測定を実施した。今後、B_4C 含有率の異なる B_4C-SS 共晶試料の物性測定を進めるとともに、それぞれの物性値に対する B_4C 含有率の影響を評価していく予定である。

*本報告は、経済産業省からの受託事業である「平成 28 年度高速炉国際協力等技術開発」の一環として実施した成果である。

参考文献

[1] Aging and Material Reliability Evaluation Group, JNES-RE-2012-0024, Appendix1-38, (2012).

* Toshihide Takai[1], Tomohiro Furukawa[1], Hidemasa Yamano[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故時の制御棒材の共晶溶融挙動に関する研究 (3) 5mass%B_4C-SS 共晶溶融物の密度および表面張力測定

Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors

(3) Density and Surface Tension of 5mass%B_4C-SS Eutectic Molten Material

*福山 博之[1]，東 英生[1]，山野 秀将[2]

[1]東北大学多元物質科学研究所，[2]日本原子力研究開発機構

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故における制御棒材（炭化ホウ素：B_4C）と原子炉構造材（ステンレス鋼：SS）の共晶反応挙動を模擬するのに必要な熱物性モデル構築のため、超高温熱物性計測システム（PROSPECT）により、5mass%B_4C-SS 系融体の密度および表面張力の測定を行った結果について報告する。また、連報(4)では、PROSPECT による同融体の放射率、熱容量、熱伝導率について報告する。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，炭化ホウ素，ステンレス鋼，密度，表面張力

1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故時には、制御棒材（B_4C）と原子炉構造材（ステンレス鋼：SS）との共晶反応による複雑な炉心損傷の様相を呈する。この共晶反応挙動を模擬するためには溶融したB_4C-SS 系融体の熱物性値が必要であるが、高温における融体の熱物性計測は極めて困難であり、信頼できるデータはほとんど存在しない。当研究室では、超高温熱物性計測システム（PROSPECT）[1]を開発している。PROSPECT（図 1）では、電磁浮遊装置に静磁場（超電導磁石）を組み合わせて、表面振動、並進運動や内部の対流が抑制された金属液滴の浮遊状態が得られる。PROSPECT はさらに高速度カメラ、レーザー、真空ポンプ、ガス導入系、放射温度計、酸素センサーを備えたマルチ熱物性計測システムであり、高温融体の密度、表面張力、放射率、熱容量、熱伝導率を測定可能である。本研究では、PROSPECT を適用し、5mass%B_4C-SS 系融体の密度および表面張力を測定したので、その結果について報告する。

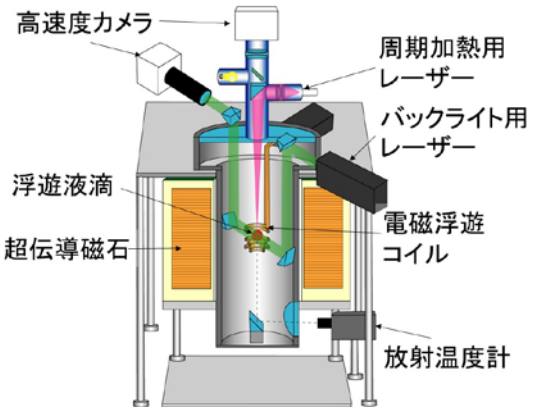


図 1　超高温熱物性計測システム（PROSPECT）

2. 実験および結果

試料には、誘導加熱・急冷法で作製した SS（SUS316L）および 5mass%B_4C-SS を用いた。密度測定では、レーザー光を試料に照射し、高速度カメラを用いて液滴の形状を正確に測定する液滴投影法を採用した。表面張力測定では、静磁場を印加せず、液滴の表面振動を高速度カメラで観察し、その振動数から表面張力を求めた（液滴振動法）。5mass%B_4C-SS 系融体の密度と表面張力は、液相線温度近傍で、それぞれ、6882 $kg \cdot m^{-3}$、1600 $mN \cdot m^{-1}$ であった。

*本報告は、経済産業省からの受託事業である「平成 28 年度高速炉国際協力等技術開発」の一環として実施した成果である。

参考文献

[1] 福山博之，計測と制御, vol. 54 , no. 5 (2015), 303-308.

* Hiroyuki Fukuyama[1], Hideo Higashi[1] and Hidemasa Yamano[2]

[1]Tohoku University, Institute of Multidisciplinary Research for Advanced Materials, [2]Japan Atomic Energy Agency.

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故時の制御棒材の共晶溶融挙動に関する研究 (4) 5mass%B_4C-SS 共晶溶融物の放射率、熱容量および熱伝導率測定

Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors

(4) Emissivity, Heat Capacity and Thermal Conductivity of 5mass%B_4C-SS Eutectic Molten Material

*東 英生[1]，福山 博之[1]，山野 秀将[2]

[1]東北大学多元物質科学研究所，[2]日本原子力研究開発機構

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故における制御棒材（炭化ホウ素：B_4C）と原子炉構造材（ステンレス鋼：SS）の共晶反応挙動を模擬するのに必要な熱物性モデル構築のため、超高温熱物性計測システム（PROSPECT）を用いた非接触レーザー周期加熱カロリメトリ法により、5mass%B_4C-SS 系融体の放射率、熱容量および熱伝導率の測定を行った結果について報告する。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，炭化ホウ素，ステンレス鋼，放射率，熱容量，熱伝導率

1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故時には、制御棒材（B_4C）と原子炉構造材（ステンレス鋼：SS）との共晶反応による複雑な炉心損傷の様相を呈する。この共晶反応挙動を模擬するためには溶融したB_4C-SS 系融体の熱物性値が必要であるが、高温における融体の熱物性計測は困難であり、信頼できるデータはほとんど存在しない。当研究室では、高温融体の高精度熱物性計測に向けた超高温熱物性計測システム（PROSPECT）によるレーザー周期加熱カロリメトリ法[1]を開発している。本研究では、本手法を適用し、5mass%B_4C-SS 系融体の放射率、熱容量および熱伝導率を測定したので、その結果について報告する。

2. 実験方法

試料には、誘導加熱・急冷法で作製した SS（SUS316L）および 5mass%B_4C-SS を用いた。PROSPECT 内に試料をセットした後、真空引きし、Ar-5vol%H_2 ガスで置換した。試料を浮遊、溶融させた後、放射温度計を用いて試料温度を測定した。試料の温度は液相線温度で補正を行った。試料の垂直分光放射率は試料からの輝度を分光器で測定することによって求めた。また、熱容量および熱伝導率は、レーザー周期加熱カロリメトリ法により測定した。垂直分光放射率および熱容量測定では静磁場を 3 T 印加することにより試料の表面振動および並進運動を抑制し、熱伝導率測定では 8 T 印加して試料の内部対流を抑制して真の熱伝導率を得た。

3. 結果

5mass%B_4C-SS 系融体の垂直分光放射率には明確な温度依存性はみられず、0.19±0.03（波長 940 nm）であった。熱容量においても明確な温度依存性はみられず、679±43 $J \cdot kg^{-1} \cdot K^{-1}$ であった。熱伝導率ではゆるやかな正の温度依存性がみられ、液相線温度近傍では、30 $W \cdot m^{-1} \cdot K^{-1}$ であった。

*本報告は、経済産業省からの受託事業である「平成 28 年度高速炉国際協力等技術開発」の一環として実施した成果である。

参考文献

[1] H. Kobatake, H. Fukuyama, T. Tsukada and S. Awaji, Meas. Sci. Technol. 21 (2010) 025901 (9pp).

*Hideo Higashi[1], Hiroyuki Fukuyama[1] and Hidemasa Yamano[2]

[1]Tohoku University, Institute of Multidisciplinary Research for Advanced Materials, [2]Japan Atomic Energy Agency.

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故時の制御棒材の共晶溶融挙動に関する研究 (5) 5mass%B_4C-SS 共晶溶融物の粘度測定

Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors

(5) Viscosity Measurement of 5mass%B_4C-SS Eutectic Molten Material

*西 剛史[1]，太田 弘道[1]，山野 秀将[2]

[1]茨城大学工学部，[2]日本原子力研究開発機構

炭化ホウ素（B_4C）とステンレス鋼（SS）の溶融混合物の粘度データはシビアアクシデント解析に必要不可欠である。本研究では、るつぼ回転粘度計による 5mass%B_4C-SS 共晶溶融物の粘度測定に着手した。

キーワード：炭化ホウ素、ステンレス鋼、るつぼ回転粘度計、5mass%B_4C-SS 共晶溶融物、粘度

1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉のシビアアクシデント時には、制御棒材（B_4C）と原子炉構造材（SS）との共晶反応による複雑な炉心損傷の様相を呈する。この共晶反応挙動を模擬するためには B_4C-SS 溶融混合物の熱物性値が必要であるが、高温における融体の熱物性計測は極めて困難であり、信頼できるデータはほとんど存在しない。本研究では、高速炉のシビアクシデント解析で最も重要なパラメータの一つである粘度を実測するため、るつぼ回転粘度計を導入し、5mass%B_4C-SS 共晶溶融物の粘度測定に着手した。

2. 実験方法

本実験はヘリウム雰囲気下で実施し、懸垂ワイヤーは直径 0.4 ㎜、長さ 450mm の Pt-13%Rh 線を用いた。粘度測定においては高温にて熱対流の影響を防ぎ、安定した広い均熱帯を必要とするため、本研究では内径 60mm のアルミナチューブを炉心管とし、三段からなるカンタルスーパー発熱体による電気抵抗炉を用いた。記録系は、懸垂系に取り付けられた反射鏡にレーザ光を一定方向から入射し、その反射光をフォト・ディテクターで検出した。この各検出子を通過する反射光の時間間隔を測定し、実測で得た振動曲線から周期と対数減衰率を決定し、粘度を算出した。

3. 結論

室温、1200℃、1300℃にて空るつぼ検定を実施後、5mass%B_4C-SS 共晶溶融物の 1390℃にて粘度測定を実施した。粘度の測定結果を図 1 に示す。1390℃における 5mass%B4C-SS 共晶溶融物の粘度は溶融 Fe[1]および溶融 12.5mol%B-Fe 混合物[2]の文献値より B4C の添加量の影響からかなり高い値を示すことが明らかとなった。

*本報告は、経済産業省からの受託事業である「平成 28 年度高速炉国際協力等技術開発」の一環として実施した成果である。

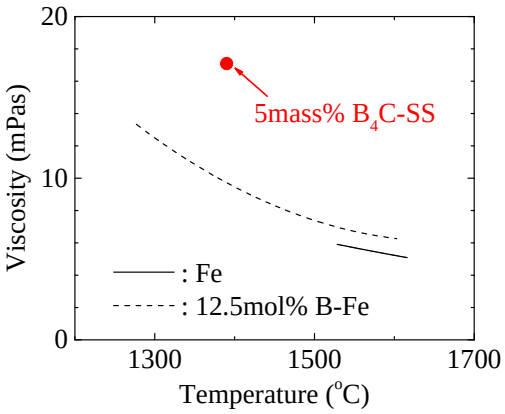


図 1　5mass%B4C-SS 共晶溶融物の粘度

参考文献

[1] M. J. Assael et al., J. Phys. Chem. Ref. Eng. Data, 35 (2006) 285.

[2] O. Takeda et al., ISIJ Int., 55 (2015) 500.

*Tsuyoshi Nishi[1], Hiromichi Ohta[2] and Hidemasa Yamano[1,2]

[1]College of Engineering, Ibaraki Univ. [2]Japan Atomic Energy Agency.

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：401-1 Basic Properties

Thu. Sep 14, 2017 10:55 AM - 12:00 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 1:55 AM - 3:00 AM UTC | Room P Seminar room 2 - Frontier Research in Applied Sciences Building

[2P06-09] Behavior of Cs

Chair:Hiroyuki Fukuyama (Tohoku Univ.)

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

[2P06] Cs chemical reaction with stainless steel under a LWR severe accident

(1)Effect of temperature and atmosphere on Cs chemisorbed amounts

*Eriko Suzuki[1], Shunichiro Nishioka[1,2], Kunihisa Nakajima[1], Masahiko Osaka[1] (1. JAEA, 2. IRID)

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

[2P07] Cs chemical reaction with stainless steel undear a LWR severe accident

(2)Analysis of HAXPES measurements on Cs chemisorbed compounds adsorbed by a DFT calculation

*Chikashi Suzuki[1], Masaaki Kobata[1], Kunihisa Nakajima[1], Tetsuo Okane[1], Masahiko Osaka[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

[2P08] Cs chemical reaction with stainless steel under a LWR severe accident

(3)Evaluation of re-evaporation behavior of Cs adsorption compound by HAXPES

*Masaaki Kobata[1], Tetsuo Okane[1], Kunihisa Nakajima[1], Eriko Suzuki[1], keisuke kobayashi[1], Masahiko Osaka[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

[2P09] Cs chemical reaction with stainless steel under a LWR severe accident

(4)Evaluation of surface reaction rate between Cs and stainless steel for modeling study

*Shunichiro Nishioka[2,1], Kunihisa Nakajima[1], Eriko Suzuki[1], Masahiko Osaka[1] (1. JAEA, 2. IRID)

11:55 AM - 12:00 PM JST | 2:55 AM - 3:00 AM UTC

Time reserved for Chair

軽水炉重大事故時における Cs と鋼材の化学反応の評価
（1）Cs 吸着量に及ぼす温度および雰囲気の影響

Cs chemical reaction with stainless steel under a LWR severe accident
(1) Effect of temperature and atmosphere on Cs chemisorbed amounts

*鈴木 恵理子[1]，西岡 俊一郎[1,2]，中島 邦久[1]，逢坂 正彦[1]
[1] 日本原子力研究開発機構，[2] 国際廃炉研究開発機構

軽水炉重大事故時に想定される様々な条件下における、Cs のステンレス鋼への化学吸着挙動評価のために、温度・雰囲気をパラメータとして、Cs 化学吸着実験を行った。Cs 吸着量は、温度のみならず雰囲気に大きく影響を受けることが分かった。

キーワード：軽水炉シビアアクシデント，セシウム，化学吸着，ステンレス鋼

1. 緒言

軽水炉シビアアクシデント（SA）時、原子炉内の構造材にセシウム（Cs）が高温で化学反応を生じて強固に吸着する化学吸着により、主要な放射線源となる可能性があることが予想されている。しかしながら、Cs の化学吸着挙動に関する知見は不足している。これまで原子力機構では、Cs 化学吸着挙動の機構論的解明のために、ステンレス（SS）鋼への Cs 化学吸着再現試験を行い、SS 鋼中に含まれるケイ素（Si）やモリブデン（Mo）とセシウム蒸気種との高温化学反応により生成する化合物の挙動を調べてきた[1, 2]。本件では特に、Cs 吸着量に及ぼす雰囲気の影響について述べる。

2. 試験方法

Cs 吸着試験では、Cs の模擬物質として CsOH 一水和物を蒸発させ、蒸発した Cs の下流側に保持された 10×10×(2～5)^{t}mm サイズの SS 試験片（Si 含有量を変化させた SS304 及び SS316）に CsOH 蒸気を高温で作用させた。試験温度、雰囲気は、SA 時に想定されるような温度（923K～1273K）、雰囲気（Ar-5%H_2-(0~20)%H_2O）とした。試験片への Cs 吸着量は、試験前後の重量測定により評価した。また、吸着における Cs の化合物形態等を評価するために、SS 表面の SEM/EDX、XRD 等の分析を行った。さらに、吸着化合物の安定性を評価するために、Cs 吸着試験により表面に Cs が吸着した試験片に対して、水蒸気含有量が異なる 2 つの雰囲気下（Ar-5%H_2-(0,5)%H_2O）で、Cs 蒸気が無い条件で加熱する試験（再蒸発試験）を行った。

3. 結果

Fig.1 に、SS316 鋼試験片を用いて、各雰囲気下で Cs 吸着試験(1073K)を行った後の重量増加量を示す。H_2O を含む雰囲気下では、H_2O を含まない雰囲気下よりも Cs 吸着量が大きくなることがわかった。SEM/EDX 及び XRD 測定の結果、この吸着量の違いは、H_2O を含む雰囲気下でのみ生成する Cs_2MoO_4 の影響であることが示唆された。また、H_2O を含まない雰囲気下での再蒸発試験において、表面に吸着した Cs の顕著な蒸発損失が観察された。これらの結果から、Cs 化学吸着挙動は雰囲気の影響を大きく受けることがわかった。

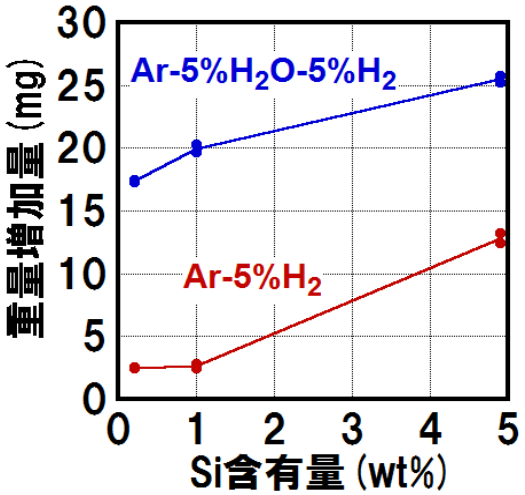


Fig.1 Cs 吸着試験(800℃)後の SS316 鋼試験片の重量増加量

参考文献
[1] F. G. Di Lemma et al., Nucl. Eng. Des. 305(2016)411.
[2] F. G. Di Lemma et al., J. Nucl. Mater. 484 (2017) 174.

*Eriko Suzuki[1], Shunichiro Nishioka[1,2], Kunihisa Nakajima[1] and Masahiko Osaka[1]
[1]JAEA, [2]IRID

軽水炉重大事故時における Cs と鋼材の化学反応の評価
(2) 第一原理計算による Cs 吸着化合物の HAXPES 分析結果の解析

Cs chemical reaction with stainless steel under a LWR severe accident
(2) Analysis of HAXPES measurements on Cs chemisorbed compounds adsorbed by a DFT calculation

*鈴木 知史，小畠 雅明，中島 邦久，岡根 哲夫，逢坂 正彦
日本原子力研究開発機構

Cs の鋼材への化学吸着による反応生成物である Cs-Fe-Si-O 化合物について、硬 X 線光電子分光による測定結果を第一原理計算により解析し、測定結果の妥当性を評価した。

キーワード：硬 X 線光電子分光法，第一原理計算，電子構造，Cs-Fe-Si-O 化合物

1. 緒言

デブリ取り出し等、福島第一原発（1F）の廃止措置において、主な放射線源・発熱源となる Cs の 1F の炉内における分布と性状を評価することは重要である。我々は、高温における Cs と構造材と化学反応による化学吸着挙動の解明に向けた研究を行っており、その一環として、化学吸着により生成した化合物の硬 X 線光電子分光法（HAXPES）等による性状評価を進めている。これまでに、Cs 化学吸着により、Cs-Si-O 化合物や Cs-Fe-Si-O 化合物が生成することが知られている。しかしながら、これらの化合物の HAXPES 測定によるスペクトルの形状等は知られていないため、その解析手法を確立する必要がある。特に、これらの化合物は吸湿性が高いため、HAXPES 測定により得られたスペクトルが物理的に妥当であることをあらかじめ確認する必要がある。そこで、これらの純粋な化合物の HAXPES を第一原理計算により求め、測定結果の妥当性を評価した。

2. 解析手法

$Cs_2Si_2O_5$、$Cs_6Si_{10}O_{23}$ および $CsFeSiO_4$ の HAXPES を対象として、第一原理計算による評価を実施した。計算コードは WIEN2k [1]を用いて、Fe を含む $CsFeSiO_4$ については、GGA+U 法により計算を実施し、パラメータとして Fe_2O_3 で用いられている U＝4.6 eV, J＝0.3 eV を用いた。内殻軌道の HAXPES のエネルギーは、内殻軌道の電子を除去した系と基底状態の系のそれぞれのエネルギーの計算結果の差として求めた。

3. 結果と考察

表 1 に Si 1s HAXPES の測定結果と計算結果の比較を示す。エネルギーは、$CsFeSiO_4$ を基準として示している。測定結果は、$Cs_2Si_2O_5$ と $Cs_6Si_{10}O_{23}$ のエネルギーはほぼ同じであるが、$CsFeSiO_4$ はそれより低い値である。第一原理計算による結果は、これらの測定結果の傾向と一致した。測定における試料の表面状態等の影響、HAXPES の測定精度、及び、第一原理計算の計算精度等を考慮すると、測定結果と計算結果はほぼ同等であると考えられる。以上より、$Cs_2Si_2O_5$、$Cs_6Si_{10}O_{23}$ および $CsFeSiO_4$ の HAXPES 測定結果は妥当であると評価される。

表 1 Si 1s HAXPES のエネルギー

試料	測定結果	計算結果
$CsFeSiO_4$	0 eV	0 eV
$Cs_2Si_2O_5$	1.3 eV	1.5 eV
$Cs_6Si_{10}O_{23}$	1.1 eV	1.6 eV

参考文献

[1] K. Schwarz, P. Blaha, and G. K. H. Madsen, Electronic structure calculations of solids using the WIEN2k package for material sciences, Comput. Phys. Commun. 147, 71 (2002).

* Chikashi Suzuki, Masaaki Kobata, Kunihisa Nakajima, Tetsuo Okane and Masahiko Osaka
Japan Atomic Energy Agency

軽水炉重大事故時における Cs と鋼材の化学反応の評価
(3)HAXPES による Cs 吸着化合物の再蒸発挙動評価

Cs chemical reaction with stainless steel under a LWR severe accident
(3)Evaluation of re-evaporation behavior of Cs adsorption compound by HAXEPS

*小畠 雅明[1], 岡根 哲夫[1], 中島 邦久[1], 鈴木 恵理子[1], 小林 啓介[1], 逢坂 正彦[1]
[1] 日本原子力研究開発機構

軽水炉シビアアクシデント時にセシウム（Cs）が高温の原子炉構造材(ステンレス鋼)へ化学吸着することにより生成する可能性がある $CsFeSiO_4$ の蒸発挙動を評価するために、各種条件下で加熱試験を行った試料の Cs の化学状態について硬X線光電子分光(HAXPES)により調査した。その結果、還元雰囲気において、Fe が離脱して、Cs-Si-O 化合物に変化することがわかった。

キーワード：硬 X 線光電子分光、軽水炉シビアアクシデント、化学状態、セシウム、再蒸発

1. 緒言

シビアアクシデントを模擬した Cs 吸着挙動の評価実験において、高温に加熱されたステンレス鋼に含まれるケイ素(Si)と放出された Cs が化学吸着反応を起こし、Cs 化合物（主に $CsFeSiO_4$）が生成されることが明らかになっている[1,2]。さらに、事故進展の過程で吸着生成した Cs 化合物の再蒸発や再反応などが起こる可能性がある。そこで本研究では、$CsFeSiO_4$ の蒸発挙動の評価のために、合成した $CsFeSiO_4$ を各種条件下（温度・雰囲気）で加熱試験を行った試料の Cs の化学状態を HAXPES により調査した。

2. 実験方法

加熱試験は、昇温及び降温速度 20℃/min.として各温度(800, 1000 ℃)まで昇温、1 時間保持後徐冷した。このときの雰囲気は、Ar-5%H_2 または Ar-5%H_2-5%H_2O とした。加熱試験後の試料の Cs の化学状態を BL22XU(SPring-8)に設置した HAXPES 装置を用いて評価した。

3. 結果・考察

図 1 に加熱試験前後の Cs 3*d* と Fe 2*p* HAXPES スペクトルを示す。加熱温度に関わらず、温度還元雰囲気(Ar-5% H_2)で加熱試験後の試料において Fe $2p_{3/2}$ の信号強度が劇的に減少した。これは $CsFeSiO_4$ が分解して、Fe が離脱したことを示唆している。さらに、Cs 3*d* のピーク位置が高結合エネルギー側にシフトして、$Cs_2Si_2O_5$ のピーク位置と一致することから、Cs-Si-O 化合物に変化したと考えられる。一方、水蒸気を含んだ雰囲気では、加熱試験後も Fe の減少や Cs 3*d* スペクトルのシフトが起こらないことから、$CsFeSiO_4$ のまま存在していると考えられる。

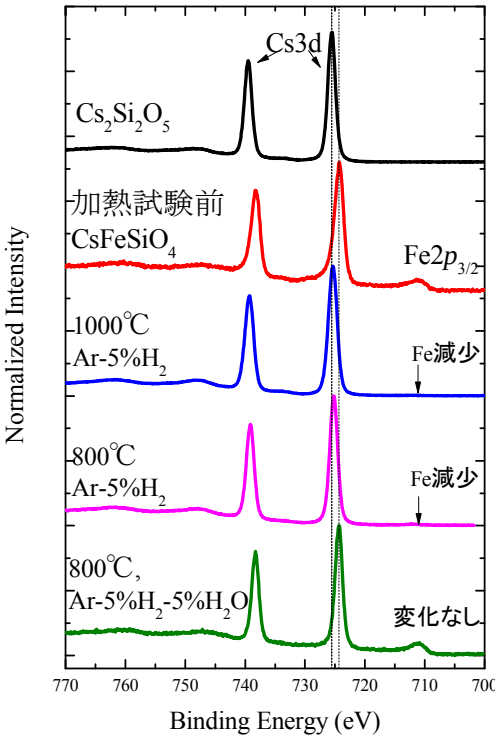


図1 加熱試験前後のHAXPESスペクトル

参考文献

[1] F.G. Di Lemma et al., Nuclear Engineering and Design 305 (2016) 411–420
[2] F.G. Di Lemma et al., Journal of Nuclear Materials 484 (2017) 174-182

*Masaaki Kobata[1], Tetsuo Okane[1], Kunihisa Nakajima[1], Eriko Suzuki[1] Keisuke Kobayashi[1] and Masahiko Osaka[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

軽水炉重大事故時における Cs と鋼材の化学反応の評価
（4）モデル化に向けた Cs と鋼材との反応速度の評価

Cs chemical reaction with stainless steel under a LWR severe accident

(4) Evaluation of surface reaction rate between Cs and stainless steel for modeling study

*西岡 俊一郎[1,2]，中島 邦久[1]，鈴木 恵理子[1]，逢坂 正彦[1]

[1] 日本原子力研究開発機構，[2] 国際廃炉研究開発機構

新たに取得した実験データを用いて、既存の軽水炉重大事故解析コードに組み込まれている、Cs の鋼材への化学吸着モデルの妥当性を検討した。

キーワード：セシウム、化学吸着

1. 緒言

デブリ取り出し等の福島第一原発（1F）廃炉においては、炉内の Cs 分布評価が重要である。我々は、Cs が圧力容器上部構造材のステンレス鋼（SS）と高温で化学反応を起こして吸着する化学吸着現象に着目し、そのモデルを高度化するための研究を進めている。現状の SAMPSON 等のシビアアクシデント（SA）解析コードに組み込まれているモデル（以下、Bowsher モデル [1]）は、Cs 化学吸着量が温度のみの関数として示されており、また実験データのばらつきが大きい。さらに、1F 事故進展における温度、圧力変化や複数ユニットの存在等、多様な化学条件への適合性を検証する必要がある。そこで本研究においては、温度、雰囲気等をパラメータとして、Cs の SS への化学吸着実験を行って Cs 化学吸着量を求め、得られた実験データにより Bowsher モデルの検証を行うことを目的とする。本発表においては、最初のステップとして、Ar-5%H_2雰囲気で温度を変化させて取得した Cs 化学吸着実験データを用いて、当該雰囲気における Bowsher モデルの妥当性を検討した。

2. モデル妥当性検討の方法

Bowsher モデルの式を以下に示す。

$$\frac{1}{A}\frac{dM_d}{dt} = C_g v_d \quad (1)$$

ここで、A は試験片表面積、M_dは Cs 化学吸着量、t は試験時間、C_gは気相中の CsOH 濃度、v_dは反応速度定数を表す。モデル妥当性の検討は、過去 Bowsher がモデルを構築する際に取得した実験と新たに取得した実験値について、反応速度定数 v_dを比較することにより行った。

3. 検討結果

図 1 に、(1)式により求めた反応速度定数について、Bowsher の結果と我々の実験の結果を比較したものを示す。我々の実験と Bowsher の実験においては、気相中の Cs 濃度や実験体系等の条件が異なるため、図中の反応速度定数はそれらを補正したものである。図に示されるとおり、反応速度定数は、我々の実験と Bowsher の実験の間で概ね一致し、モデルの妥当性が示唆された。

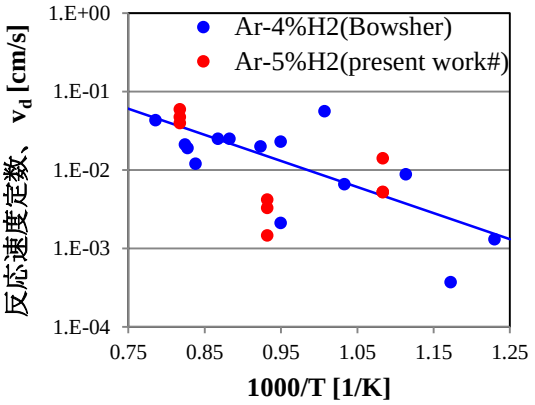


図 1. 反応速度定数の比較
(#本件の結果については補正値)

—謝辞—

本研究は、経済産業省「平成 26 年度補正予算廃炉・汚染水対策事業費補助金(事故進展解析及び実績データ等による炉内状況把握の高度化)」の一部として実施した。

参考文献

[1] B.R. Bowsher et al., AEEW-R 1863 (1990).

*Shunichiro Nishioka[1,2], Kunihisa Nakajima[1], Eriko Suzuki[1], and Masahiko Osaka[1]

[1]JAEA, [2]IRID

General Meeting

Thu. Sep 14, 2017 12:00 PM - 1:00 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room P Seminar room 2 - Frontier Research in Applied Sciences Building

[2P_GM] 「学生連絡会」第31回全体会議

[2P_GM] General Meeting

General Meeting

[2P_GM] 「学生連絡会」第31回全体会議

Thu. Sep 14, 2017 12:00 PM - 1:00 PM Room P (Seminar room 2 - Frontier Research in Applied Sciences Building)

[2P_GM]General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：401-1 Basic Properties

Thu. Sep 14, 2017 2:45 PM - 3:50 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 5:45 AM - 6:50 AM UTC | Room P Seminar room 2 - Frontier Research in Applied Sciences Building

[2P10-13] MA Fuels

Chair:Chikashi Suzuki (JAEA)

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

[2P10] Enhancing MA Transmutation by Irradiation of (MA, Zr)Hx in FBR Blanket

(1)Fabrication of (Ln, Zr) alloy by the melting process

*Mutsumi Hirai[1], Fumiki Mizusako[1], Atsushi Ohuchi[1], Kenji Konashi[2], Hiroaki Muta[3], Ken Kurosaki[3] (1. Nippon Nuclear Fuel Development Co., Ltd., 2. Tohoku University, 3. Osaka University)

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

[2P11] Enhancing MA Transmutation by Irradiation of (MA, Zr)Hx in FBR Blanket

(2)Preparation of (Nd, Zr) mixed powder with attritor

*Atsushi Ohuchi[1], Fumiki Mizusako[1], Mutsumi Hirai[1], Kenji Konashi[2], Hiroaki Muta[3], Ken Kurosaki[3] (1. Nippon Nuclear Fuel Devloment Co., Ltd., 2. Tohoku University, 3. Osaka University)

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

[2P12] Enhancing MA Transmutation by Irradiation of (MA, ZR)Hx in FBR Blanket

(3)Physical properties measurement of Nd-Zr hydride

*Kyosuke Nakayama[1], Hiroaki Muta[1], Yuji Ohishi[1], Ken Kurosaki[1], Shinsuke Yamanaka[1], Mutsumi Hirai[2], Kenji Konashi[3] (1. Osaka university, 2. NFD, 3. Tohoku university)

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

[2P13] Development of Innovative Nuclear Waste Burning System by Fast Reactor Cycle Using Pu Metallic Fuel with MA

(13)Microstructure of Nb-Zr Alloy with Rare Earth Element

*Naoya Odaira[1], Yuji Arita[1], Yasushi Tsuboi[2] (1. University of Fukui, 2. Toshiba Corporation)

3:45 PM - 3:50 PM JST | 6:45 AM - 6:50 AM UTC

Time reserved for Chair

早期実用化を目指した MA-Zr 水素化物を用いた核変換処理に関する研究開発
(1) 溶融による(Ln,Zr)合金の作製

Enhancing MA Transmutation by Irradiation of (MA, ZR)Hx in FBR Blanket

(1) Fabrication of (Ln, Zr) alloy by the melting process

*平井 睦[1]，水迫 文樹[1]，大内 敦[1]，小無 健司[2]，牟田浩明[3]，黒崎 健[3]
[1]NFD，[2]東北大学，[3]大阪大学

MA-Zr 水素化物ターゲット作製技術開発の一環として、特に蒸気圧が高く化学的にも活性な Am を含有する Zr 合金の作製技術開発に着目し、Sm を模擬物質として用いて、低融点 Zr 基合金との溶融により試料を調製し、Sm 減少率、分布を測定し、作製法の課題と可能性を調べた。

キーワード：マイナーアクチノイド，核変換、希土類、ジルコニウム，サマリウム，ネオジム

1. 緒言

高レベル放射性廃棄物の地層処分の負担軽減に向けて、マイナーアクチノイド（MA）-Zr 水素化物ターゲットを高速炉ブランケット領域に配置する研究が進められている。MA-Zr 水素化物ターゲットの作製で重要となる MA-Zr ペレットの作製において、特に、Zr よりも融点が著しく低く、蒸気圧が高い Am の製造過程での損失が懸念される。ここでは、Am の模擬材として蒸気圧の高い希土類元素 Sm を用いて、低融点化した Zr 合金との溶融プロセスにより合金を作製し、製造条件と Sm 減少率、Sm 分布について調べた。

2. 実験および結果

アーク溶解により得た ZrFeAl 合金（融点 1163 K）と Sm（99.90%）ロッドを所定量秤量し、Y_2O_3 るつぼに装荷して、加熱条件並びに冷却条件を変えて Ar 雰囲気中で溶融した。また、Sm 蒸発の抑制を狙って蓋を乗せた試験も行った。冷却後、試料重量を測定し、前後の重量変化から、減量分は Sm によるものと仮定して、Sm の減少率を評価した。また、試料を切断・研磨し、SEM/EDS により Sm の分布を評価した。

昇温中、Sm は 1293 K において蒸発し始め、蓋をしない場合、1523K-1 h 加熱後は初期 Sm 装荷量の約 30%が損失した。系からの Sm 損失は蓋を乗せることにより防止できた。Sm の分散は冷却速度に依存し、図 1 に示すように、クエンチすることにより Sm が均一に分散した状態であるのに対し、徐冷した場合非常に大きな凝集や濃度差を示した。1 時間加熱時のるつぼとの反応層の厚さは 10～20 μ m 程度であった。原料の形状、加熱条件を適正化することにより、本方法で良好な合金を得る見通しを得た。

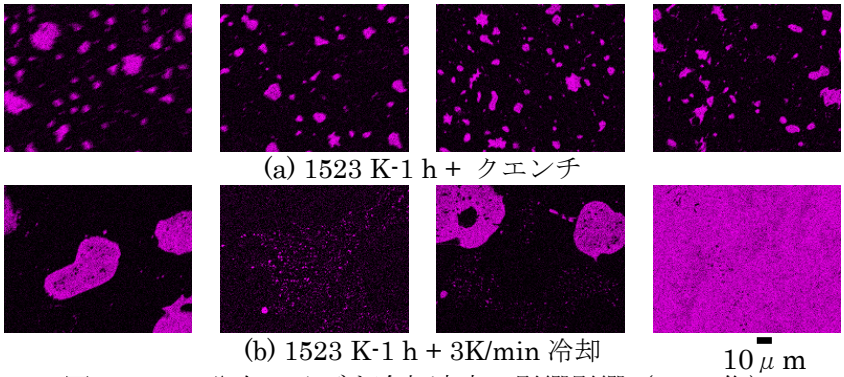


図 1　Sm 分布に及ぼす冷却速度の影響影響（EDS 像）

本研究発表は、文部科学省原子力システム研究開発事業「早期実用化を目指した MA-Zr 水素化物を用いた核変換処理に関する研究開発」の成果の一部である。

---

*Mutsumi Hirai[1], Fumiki Mizusako[1], Atsushi Ohuchi[1], Kenji Konashi[2], Hiroaki Muta[3], Ken Kurosaki[3]
[1]Nippon Nuclear Fuel Development Co., Ltd., [2]Tohoku Univ., [3]Osaka Univ.

早期実用化を目指した MA-Zr 水素化物を用いた核変換処理に関する研究開発
(2) アトライターを用いた(Nd,Zr)混合粉末の作製

Enhancing MA Transmutation by Irradiation of (MA, ZR)Hx in FBR Blanket

(2) Preparation of (Nd, Zr) mixed powder with the attritor

*大内 敦[1]，水迫 文樹[1]，平井 睦[1]，小無 健司[2]，牟田浩明[3]，黒崎 健[3]

[1]NFD，[2]東北大学，[3]大阪大学

均一な MA-Zr ペレットの作製技術開発の一環として、MA を Zr 母材中に均一に分散させることを目的として、Am 模擬材として Nd を用いてアトライターにより調整した Nd-Zr 混合粉末、並びに混合粉末を 1473 K で加熱して得たペレットについて Nd の分散状態を調べた。

キーワード：マイナーアクチノイド，核変換，希土類，ジルコニウム，ネオジム，アトライター，メカニカルアロイ

1. 緒言

MA-Zr 水素化物ターゲットの開発において、MA を Zr 中に均一分散させたペレットの作製技術の確立が重要である。このため、MA の模擬材として化学的特性の類似した Nd を模擬物質として、アトライターにより得た(Nd,Zr)混合粉末、並びに混合粉末を Y_2O_3 るつぼ内で Zr の融点より大幅に低い 1473 K で短時間加熱、焼結したペレットについて Nd の分布状態を SEM/EDS により調べた。

2. 実験および結果

Nd 粉末（99.9%）および Zr 粉末（98%）を Ar グローブボックス内で SUJ2 製 3/8”ボールとともにアトライター（PowderLab™；日本コークス工業社製）に入れ、回転羽速度 300rpm～1000rpm で 3 時間処理して混合粉末を得た。混合粉末を圧粉成型し、Nd の分散状態を観察した。回転羽の回転数の増加とともに Nd の均一状態は増加した。また、本試験の中で最も Nd 凝集が大きかった 300rpm で得た混合粉末を Y_2O_3 るつぼに入れ、図 1 に示す温度履歴で加熱したところ、るつぼと固着せずに約 90%TD のペレットが得られた。縦断面観察の結果を図 2 に示す。軸方向いずれの位置でも Nd の凝集部の寸法は混合粉末の寸法と同等であり、最大でも 30 μm であった。アトライター処理条件の適正化による均一化やホットプレス等による高密度化により良好なペレットが得られる見通しを得た。

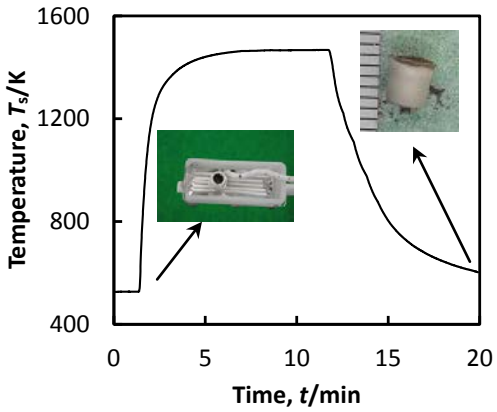


図 1　温度履歴と試験前後の試料外観

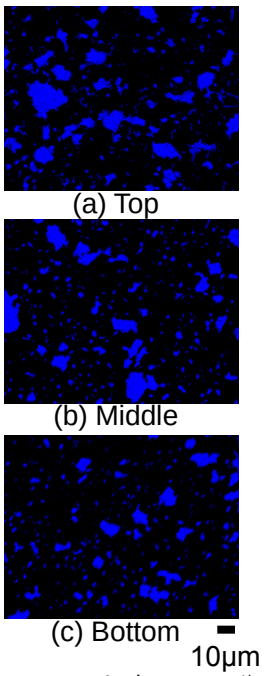


図 2　ペレット中の Nd 分布

本研究発表は、文部科学省原子力システム研究開発事業「早期実用化を目指した MA-Zr 水素化物を用いた核変換処理に関する研究開発」の成果の一部である。

* Atsushi Ohuchi[1], Fumiki Mizusako[1], Mutsumi Hirai[1], Kenji Konashi[2], Hiroaki Muta[3], Ken Kurosaki[3]

[1]Nippon Nuclear Fuel Development Co., Ltd., [2]Tohoku Univ., [3]Osaka Univ.

早期実用化を目指した MA-Zr 水素化物を用いた核変換処理に関する研究開発 （3）Nd-Zr 水素化物の物性評価

Enhancing MA Transmutation by Irradiation of (MA, ZR)Hx in FBR Blanket

(3) Physical properties measurement of Nd-Zr hydride

*中山 恭輔[1]，牟田 浩明[1]，大石 佑治[1]，黒崎 健[1]，山中 伸介[1]，平井 睦[2]，小無 健司[3]

[1]大阪大学，[2]日本核燃料開発株式会社，[3]東北大学

Am の核変換に用いる Am-Zr 水素化物ターゲット材料の作製に先立ち、同様の 2 相分離組織をとると考えられる模擬材料 Nd-Zr 水素化物材料を作製し、いくつかの物性を評価した。

キーワード：マイナーアクチノイド，ジルコニウム，ネオジム，水素化物，物性評価

1. 緒言

長寿命放射性廃棄物の地層処分の負担軽減方法としてマイナーアクチニド(MA)-Zr 水素化物ターゲットを用いた核変換が有望である。試験数が限られる MA-Zr 試料の作製に先立ち、その組織および物性を推定しておくことが望まれる。本研究では Am に近い金属結合半径を持つ Nd を模擬元素として、Nd-Zr 水素化物材料を作製した。相状態・微細構造を観察するとともに、機械的特性・熱的特性の評価を行った。

2. 実験方法

アーク溶解装置にて作製した Nd_x-Zr_{1-x} 試料を高真空ジーベルツ装置にて水素化した。導入水素量は Zr 相が H/Zr = 1.6、Nd 相が H/Nd = 2.0 となるように調節した。SEM/EDS による組織観察を行い、XRD にて格子定数を求めた。機械的特性に関しては、シングアラウンド法で音速を測定し弾性率を求め、ビッカース硬さ試験にてビッカース硬度を求めた。熱的特性に関しては、示差走査熱量計にて比熱を求め、レーザーフラッシュ法にて得られた熱拡散率を用いて熱伝導率を算出した。

3. 結果

作製した Nd-Zr 水素化物試料の SEM 観察像を図 1 に示す。金属結合半径差から予想される通り、Zr と Nd はほぼ分離し、Zr リッチ水素化物と Nd リッチ水素化物の二相混合物となった。Zr/Nd 分布は水素化前と類似しており、組織は合金形成時にほぼ決定されると考えられる。試料の熱伝導率を図 2 に示す。Nd-Zr 水素化物は報告されている $ZrH_{1.66}$ の熱伝導率と同程度かそれよりも高い値を示した。Nd 水素化物の値とそれによる物性推定方法については当日報告する。

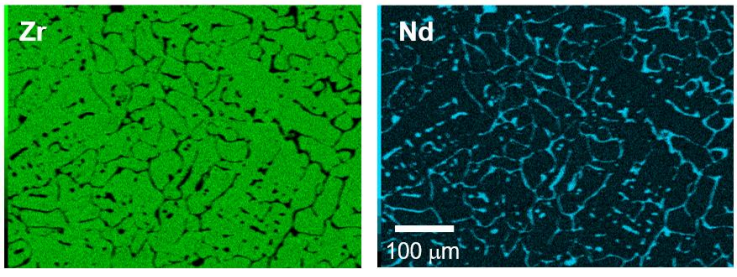


図 1　$Zr_{0.1}Nd_{0.9}$ 水素化物の Zr/Nd 分布

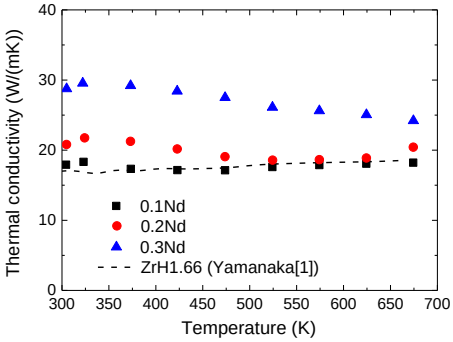


図 2　Nd-Zr 水素化物の熱伝導率

※本研究発表は、文部科学省原子力システム研究開発事業「早期実用化を目指した MA-Zr 水素化物を用いた核変換処理に関する研究開発」の成果の一部である。

参考文献

[1] S. Yamanaka, K. Yamada, K. Kurosaki, M. Uno, et al., *Journal of Nuclear Material*, 294 (2001), pp.94-98.

---

*Kyosuke Nakayama[1], Hiroaki Muta[1], Yuji Ohishi[1], Ken Kurosaki[1], Shinsuke Yamanaka[1], Mutsumi Hirai[2], Kenji Konashi[3]

[1]Osaka University, [2]Nippon Nuclear Fuel Development Co., Ltd., [3]Tohoku University

MA 入り Pu 金属燃料高速炉サイクルによる革新的核廃棄物燃焼システムの開発 (13) 希土類元素添加による Nb-Zr 合金の組織変化

Development of Innovative Nuclear Waste Burning System by Fast Reactor Cycle Using Pu Metallic Fuel with MA (13) Microstructure of Nb-Zr Alloy with Rare Earth Element

*大平 直也[1]，有田 裕二[1]，坪井 靖[2]
[1]福井大学，[2]東芝

Nb-Zr 合金を模擬 TRU-Zr 合金として実験を行い、TRU-Zr 燃料組織内への RE 溶解挙動を明らかにした。特に RE の分布に着目して、凝固過程と溶解挙動との関係について評価した。

キーワード：金属燃料高速炉サイクル、希土類元素影響、合金燃料、ミクロ組織

1. 緒言

金属燃料として用いられる TRU-Zr 合金において、再処理工程から随伴する RE（希土類元素）の燃料組織への影響は重要である[1]。過去の報告で、溶融させた U-Zr 合金への Nd の溶解度が Nd の添加量に応じて異なる挙動を示したとの報告があるが、溶解時のミクロな挙動などの詳細はわかっていなかった[2]。本研究では、RE の添加量による溶解度変化の効果を考察するため、Nb-Zr 合金を模擬燃料として組織内の RE の分布に着目して合金組織の変化を評価した。

2. 実験内容および実験結果

組織内における RE の分布を明らかにするためにエネルギー分散型 X 線分光器付走査型電子顕微鏡 (SEM-EDS) を使用した。対象合金の組成は U-10Zr [wt%]合金と同様のモル比で、77.8Nb-22.2Zr[wt%]とし、これに RE（Ce, Nd）を添加したサンプルをアーク炉で溶融、急冷させた。これを SEM-EDS で観察し、サンプルの凝固過程を推定した。

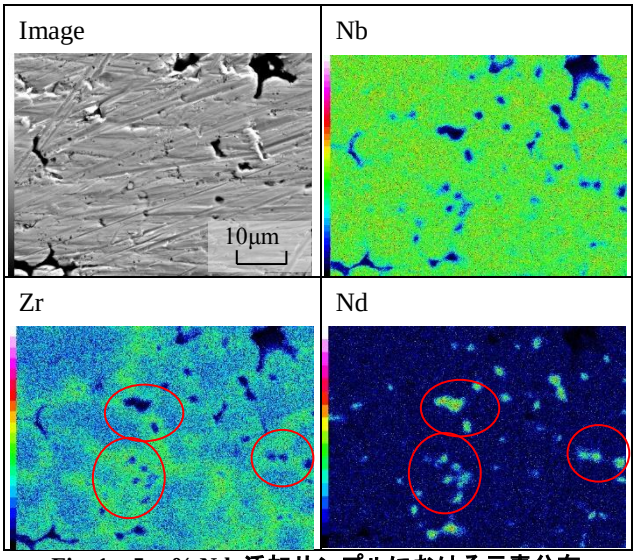


Fig. 1　5wt% Nd 添加サンプルにおける元素分布

Fig.1 に 5wt%Nd 添加サンプルにおける元素分布を示す。Nd は Nb-Zr 結晶粒の粒界に分布していることがわかる。Ce においても同様の分布が見られた。状態図上では単相を形成するはずである Nb-Zr 合金において、Zr が結晶粒外部と内部とで濃度差を形成している点が興味深い。Nb と RE は二液相を形成するが、Zr は Nb, RE 両方と液相で単相になるため、Zr が Nb と RE の間に入ることによって、RE が液相において分離せず、凝固した組織内に分散したと考えられる。この組織変化は、合金状態図が似ている U-Zr 合金においても同様に発生すると考えられる。

3. 結論

Nb-Zr 合金において、RE が合金組織に分散する様子が確認できた。Zr が Nb と RE の仲介役を担うことで RE が合金の結晶粒界に分散できると考えられる。U-Zr 合金においても同様の現象が発生すると予測され、これが過去の報告において発生した溶解度変化の原因であると考えられる。

謝辞

本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業の一環として実施している。

参考文献

[1] T. Ogata, “Comprehensive Nuclear Materials”, 3.01(2012) [2] 本文科省研究 H27 年度成果報告書（東芝）2016, in press

*Naoya Odaira[1], Yuji Arita[1] and Yasushi Tsuboi[2]
[1]Univ. of Fukui, [2]Toshiba Co.

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：401-1 Basic Properties

Thu. Sep 14, 2017 3:50 PM - 5:10 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 6:50 AM - 8:10 AM UTC | Room P Seminar room 2 - Frontier Research in Applied Sciences Building

[2P14-18] Fundamental Properties

Chair:Tsuyoshi Nishi (Ibaraki Univ.)

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

[2P14] Interrelationship between Thermal and Electrical conductivity of (Dy,Zr)N simulating nitride fuel

*Seiya Takaki[1], Masahide Takano[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

[2P15] Thermal and Mechanical Properties of U_3Si_2

*Afiqa Mohamad[1], Yuji Ohishi[1], Hiroaki Muta[1], Ken Kurosaki[1,2], Shinsuke Yamanaka[1,3] (1. Osaka University, 2. JST,PRESTO , 3. University of Fukui)

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

[2P16] First-principles study on point defects in plutonium dioxide

*Hiroki Nakamura[1], Masahiko Machida[1] (1. JAEA)

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

[2P17] Effect of Post Heat treatment on Corrosion Resistance of Surface Modified Material for Thermochemical Water-splitting Process

*Ikuo Ioka[1], Yoshiko Kuriki[2], Jin Iwatsuki[1], Shinji Kubo[1], Yoshiyuki Inagaki[1], Nariaki Sakaba[1] (1. JAEA, 2. JGC)

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

[2P18] Study on diffusion coefficient of oxygen in liquid lead-bismuth eutectic

*Nao Watanabe[1], Pribadi Mumpuni Adhi[1], Masatoshi Kondo[2], Minoru Takahashi[2] (1. Graduate School, Tokyo Tech., 2. Laboratory for Advanced Nuclear Energy (LANE), Tokyo Tech.)

5:05 PM - 5:10 PM JST | 8:05 AM - 8:10 AM UTC

Time reserved for Chair

(Dy,Zr)N 窒化物模擬燃料の熱-電気伝導相間

Interrelationship between Thermal and Electrical conductivity of (Dy,Zr)N simulating nitride fuel

*髙木 聖也[1]，高野 公秀[1]

[1]日本原子力研究開発機構

MA 核変換用窒化物燃料の熱伝導機構に関して基礎的な知見を得ることを目的とし、(Dy,Zr)N 模擬窒化物燃料の熱伝導率および電気伝導率測定を行った。

キーワード：窒化物燃料，熱伝導率，電気伝導率

1. 緒言

マイナーアクチノイド(MA)核変換用燃料として ZrN を母材とした窒化物燃料が研究されている。MA 核変換用窒化物燃料では幅広い組成で MA 窒化物を ZrN 母材に固溶させるため、燃料設計上必要な組成での熱伝導率測定が少量の MA を用いたホット試験により行われてきた[1]。今後、例えば照射の影響を考慮した燃料設計を行う場合、その熱伝導機構を詳細に把握しておくことが重要となるが、MA を用いた系統的な試験は困難である。そこで本研究では、MA の模擬物質として Dy 希土類元素を用い、(Dy,Zr)N 模擬窒化物試料の熱-電気伝導相間を明らかにすることで、MA 核変換用窒化物燃料の熱伝導機構に関する基礎的な知見を得ることを目的とした。

2. 実験方法および結果

(Dy,Zr)N 固溶体を幅広い組成で調整し、それぞれの試料を粉末 X 線回折測定やエネルギー分散型 X 線分光分析、酸素窒素分析装置により、作製した試料の組成や性状、酸素不純物濃度の分析を行った。これにより、それぞれの試料で、DyN や ZrN の偏析は無く、均一な固溶体を形成しており、不純物酸素濃度についても 0.2~0.3 wt%程度で大きな差は無いことがわかった。

(Dy,Zr)N 焼結体の熱拡散率をレーザーフラッシュ法により測定し、全熱伝導率を評価した（図 1.(a)）。また電気伝導率を直流四端子法により測定し（図 1.(b)）、(Dy,Zr)N の全熱伝導率における電子伝導の寄与をウィーデマン-フランツの法則を適用することで評価した。この結果、(Dy,Zr)N 固溶体における熱伝導率の組成および温度依存性は電気伝導率が支配的因子であることが明らかとなった（図 1.(c)）。

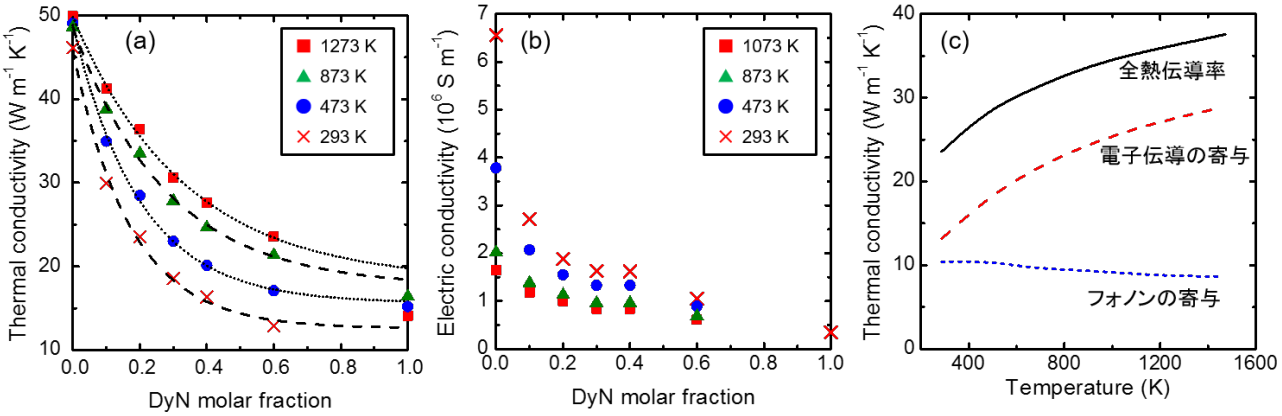


図 1. (Dy,Zr)N 固溶体における全熱伝導率(a)および電気伝導率(b)の温度・組成依存性。(c)は(a)および(b)の測定結果から評価した $Dy_{0.2}Zr_{0.8}N$ における電子伝導とフォノン伝導の寄与の温度依存性。

参考文献

[1] Journal of NUCLEAR SCIENCE and TECHNOLOGY, Vol. 48, No. 3, p. 359-365 (2011)

---

*Seiya Takaki[1] and Masahide Takano[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

Thermal and Mechanical Properties of U_3Si_2

*Afiqa Mohamad[1], Yuji Ohishi[1], Hiroaki Muta[1], Ken Kurosaki[1,2],Shinsuke Yamanaka[1,3]

[1]Osaka University [2]JST, PRESTO [3]University of Fukui.

Abstract

U_3Si_2 is one of the candidate material for accident tolerant fuel (ATF). To develop U_3Si_2 based ATF, it is necessary to accurately understand the basic properties of U_3Si_2 such as thermal and mechanical properties. In this study, we fabricated dense U_3Si_2 polycrystalline sample and measured thermal and mechanical properties.

Keywords: Accident tolerant fuel, U_3Si_2, Thermal conductivity, Debye temperature, Hardness

1. Introduction

Recently, accident tolerant fuel (ATF) has become one of the primary focus after the Fukushima Daiichi accident. The fuel for enhanced ATF should have higher uranium density and higher thermal conductivity (λ) than those of the current nuclear fuel of UO_2. Several candidates have been explored as alternative nuclear fuel materials for ATF, and U_3Si_2 attracts attention recently[1].

The density of U_3Si_2 is 11.3 g-U/cm^3, which is larger than that of UO_2, 9.7 g-U/cm^3. The λ of U_3Si_2 and UO_2 at 1000 K are 12.4~17.6 W/mK and 3.6 W/mK, respectively[2]. Moreover, U_3Si_2 is thermally stable up to melting temperature and has good corrosion resistance[2]. For designing U_3Si_2 based ATF, the basic properties of U_3Si_2 must be understood. There are however uncertainties in the reported thermal conductivities for U_3Si_2[2]. In addition, there are no experimental data regarding the mechanical properties and elastic constant yet. Therefore, in the present study we intended to report thermal and mechanical properties of U_3Si_2 through synthesis of single phase U_3Si_2 and measurement of these properties.

2. Experimental

The nominal composition of U_3Si_2 was prepared from natural uranium and Si with 2 wt% of excess Si by arc melting in Ar atmosphere. The U_3Si_2 bulk sample was then synthesized by spark plasma sintering (SPS) at a pressure of 75 MPa and a temperature of 1123 K followed by annealing at 1000 K for 72h. The Vickers indentation test was performed using a Vickers hardness tester (Akashi, hardness tester). The applied load was 9.8 N with a loading time of 10 s and a series of 11 indentations were placed on the surface.

3. Results and discussion

The X-ray diffraction measurement showed that almost single phase of tetragonal U_3Si_2 was obtained. The density of the pellet prepared by SPS was 97% of the theoretical density. Figure 1 show the Vickers hardness as a funvtion of the load. The average Vickers hardness of 7.51±0.41 GPa are plotted together with the reported UN and UO_2. The Vickers hardness of U_3Si_2 obtained from the present study is higher than those reported for UN and UO_2.

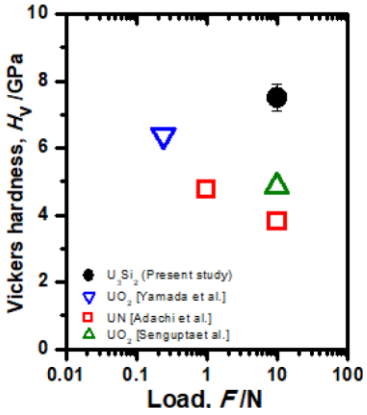


Figure 1 Vickers hardness as a function of the load.

4. Conclusion

A dense U_3Si_2 sample was fabricated and a single phase was obtained from the sample. The thermal and mechanical properties were evaluated. The Vickers hardness obtained from the present study was 7.51±0.41 GPa.
The mechanical properties and elastic constant of U_3Si_2 will be discussed in the presentation.

References

[1] Bragg et al., *Nuclear News*, 57, 2014, p83.

[2] White et al., *Journal of Nuclear Materials*, 464, 2015, p275-280.

[3] Adachi et al., *Journal of Nuclear Materials*, 384, 2009, p6-11.

[4] Sengupta et al., *Journal of Nuclear Materials*, 325, 2004, p141-147.

二酸化プルトニウムの点欠陥に関する第一原理計算

First-principles study on point defects in plutonium dioxide

*中村　博樹[1]，町田　昌彦[1]

[1]原子力機構

第一原理計算を用いて MOX 燃料主要成分である二酸化プルトニウムの点欠陥を評価した。電荷を持った酸素欠損などの点欠陥を扱い、その生成エネルギーや移動エネルギーなどの評価などから、点欠陥と物性値の関係について考察する。

キーワード：二酸化プルトニウム、第一原理計算、点欠陥

1. 緒言

二酸化プルトニウムは MOX 燃料の主要成分の 1 つである。それゆえに、MOX 燃料の開発においてはその詳細な物性値が必要となる。しかし、二酸化プルトニウムを始めとする核燃料物質は取り扱いの制限や高温での実験の困難さのため、測定によって詳細な物性を得ることが簡単ではない。それゆえに、数値計算によって測定された物性値の精度を補間していくことは燃料開発やシビアアクシデントの解析において重要な役割を担ってくる。物性評価のための数値計算手法としては、経験的なパラメータを必要としない第一原理計算を用いるのが最も信頼性が高いと考えられる。

これまで、我々は定比組成の二酸化プルトニウムの電子状態や熱物性値を第一原理計算で評価してきた。しかしながら、二酸化プルトニウムでは不定比組成の PuO2-x の存在が知られており、酸素空孔の性質を理解することが、燃料物性を評価する上で重要と考えられる。そこで、本研究では、酸素空孔や粒子間酸素の生成エネルギー及び移動エネルギーを、第一原理計算を用いて評価する。

2. 計算方法

二酸化プルトニウムは蛍石型の結晶構造を持っている。計算においては 2×2×2 のスーパーセルを用いた。酸素空孔に関する計算では、このスーパーセル中の酸素を 1 個取り除いた構造を用いた。また、粒子間酸素に対しては、スーパーセル中に酸素を 1 つ追加することで計算を行った。どちらの計算でも、格子定数は固定して、原子の内部座標に関してのみ最適化を行った。また、電荷を持った点欠陥に関する計算では系全体の電子数を増減することで対応した。移動エネルギーの計算に対しては、Nudged Elastic Band 法を用いて評価した。計算コードとしては VASP を用いて、強相関効果(LDA+U)とスピン軌道相互作用を考慮した。

3. 結論

酸素空孔及び粒子間酸素においては 2 価の電荷が安定であることが分かった。また、移動エネルギーに関したは空孔も粒子間原子もほぼ同程度の値になることが分かった。本発表ではこれらの結果が物性に与える影響について議論する。

---

*Hiroki Nakamura[1], and Masahiko Machida[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency.

熱化学水素製造用表面処理材料の耐食性に及ぼす後熱処理の効果

Effect of Post Heat Treatment on Corrosion Resistance of Surface Modified Material for Thermochemical Water-splitting Process

*井岡郁夫[1]，栗木良郎[2]，岩月　仁[1]，久保真治[1]，稲垣嘉之[1]，坂場成昭[1]
[1]原子力機構，[2]日揮

プラズマ溶射とレーザー処理による2段表面処理した熱化学水素製造法（ISプロセス）用の耐硫酸性ハイブリッド材の耐食性を高めるため、ハイブリッド材に後熱処理を施した。後熱処理材の47%沸騰硫酸中での腐食速度は低下し、後熱処理がハイブリッド材の耐食性向上に有効であることを確認した。

キーワード：表面処理，後熱処理，沸騰硫酸，耐食性，ISプロセス

1. 緒言

ISプロセスは、大規模水素製造法の候補の一つである。ISプロセスには、硫酸を熱分解する厳しい腐食環境が含まれている。耐硫酸性と延性をもつハイブリッド材の開発を進めている。プラズマ溶射とレーザー処理により表面処理したハイブリッド材は、95%沸騰硫酸中で優れた耐食性を有したが、47%沸騰硫酸中では腐食速度が50倍程度速かった。これは、表面の割れが十分に自己修復できなかったためと考えられる。47%沸騰硫酸中での耐食性を高めるため、ハイブリッド材に後熱処理を施した。ハイブリッド材の47%沸騰硫酸中での腐食速度は改善し、後熱処理が表面処理材の耐食性向上に有効であることを確認した。

2. 試験

試験片は、基材にハステロイC276を用い、Si粉末を大気圧プラズマ溶射し（約100μm）、レーザー処理により溶射層と基材を溶融させた。この処理を2回施工した。試験片形状はφ16mm×70mmの丸棒である。後熱処理は、予備試験により空気中800℃×24h、900℃×24hとした。腐食試験は、47wt%沸騰硫酸中（約120℃）で300hまで実施し、重量変化、浸漬部分の皮膜面積及び皮膜密度から年換算の腐食速度を算出した。

3. 結果及び考察

浸漬時間と腐食速度の関係を図1に示す。非熱処理材の結果[1]も一緒に示す。後熱処理により耐食性が改善された。試験後の断面観察より、最表面には数μmのSiO_2膜が確認された。これが、耐食性の改善に寄与したと考えられる。表面処理層のEDX観察では、両試験片とも中央部にSiO_2以外の酸化物が観察された。これは、表面処理層に存在するクラックを通して、表面処理層が酸化されたものと考えられ、長期耐食性の劣化が懸念される。今後、クラックを含む接液部を硫酸からSiO_2で遮断できる後熱処理条件を選定し、腐食試験を実施する予定である。

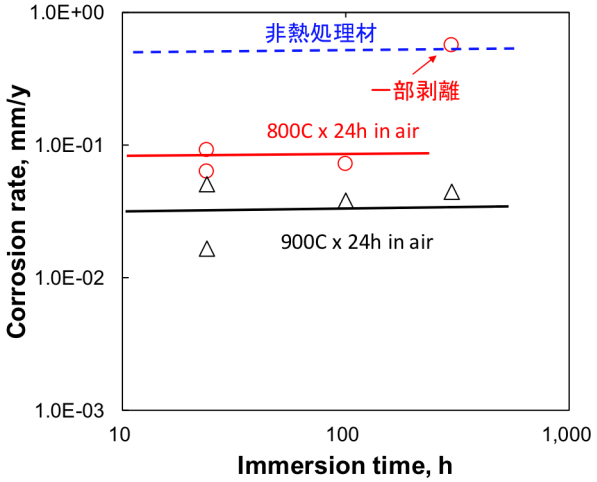


図1 ハイブリッド材の浸漬時間と腐食速度の関係

本研究は，総合科学技術・イノベーション会議のSIP（戦略的イノベーション創造プログラム）「エネルギーキャリア」（管理法人：JST）によって実施されました。

参考文献

[1] I.Ioka et al., ASCON-IEEChE-2016 in Yokohama on 14-16, Nov. 2016, P-064.

*Ikuo Ioka[1], Yoshiro Kuriki[2], Jin Iwatsuki[1], Shinji Kubo[1], Yoshiyuki Inagaki[1] and Nariaki Sakab[1]
[1]JAEA, [2]JGC

液体鉛ビスマス共晶合金中の酸素の拡散係数に関する研究

Study on diffusion coefficient of oxygen in liquid lead-bismuth eutectic

*渡辺奈央[1]，Adhi Pribadi[1]，近藤正敏[2]，高橋実[2]

[1]東工大大学院，　[2]東工大先導原子力研

固体電解質の細管を利用した電気化学的手法により、液体鉛ビスマス共晶合金中の酸素の拡散係数を実験的に求めた。

キーワード：鉛ビスマス共晶合金、酸素拡散、クロノアンペロメトリー

1. 緒言

新型高速炉や加速器駆動システムの冷却材として鉛ビスマス共晶合金(LBE)が有力視されている。一方で液体LBEには構造材料に対する腐食速度が大きいという問題が挙げられるが、液体LBE中の酸素濃度の制御によりこの腐食の抑制が可能である。液体LBE中の酸素の輸送特性の評価にはその拡散係数が重要なパラメータの一つである。本研究では液体LBE中の酸素の拡散係数を実験により求めることを目的としている。

2. 実験手順

固体電解質の細管を用いたクロノアンペロメトリーにより酸素の拡散係数の測定を行った。実験装置とセルの概略を図1に示す。セルは、内径5mm外径8mm長さ50mmのイットリア安定化ジルコニア(YSZ)の細管に5.7gのLBEを入れ、無機バインダーまたはセラミックセメントで密封した。細管外側にはPtをスパッタし、その上にPt線を巻き、参照電極とした。実験温度下で両電極間の電圧E_1が安定したのち、一定電圧E_2($=E_1+\Delta E$)を両電極間に印加し、応答電流iを測定した。各セルで行った実験の条件を表1に示す。ファラデーの電気分解の第二法則とフィックの第二法則より、イオン電流i_{ion}($=i-$ 電子電流i_e)の時間変化から拡散係数が得られる。

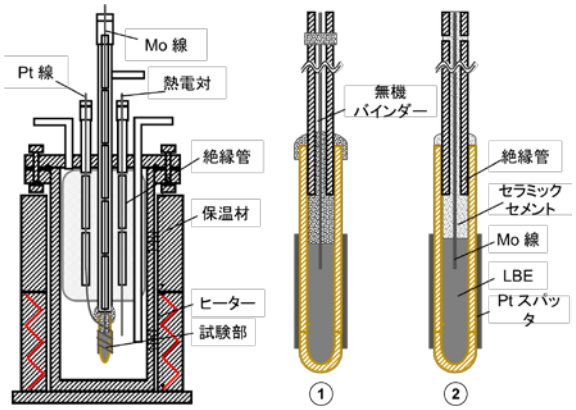


図1：実験装置及びセルの概略図

表1：実験条件

セル	実験温度[℃]	ベッセル内状態
1	500	非密閉
2	500, 520, 540	Ar ガス

3. 結果

拡散係数の測定結果D_Oを先行研究[1][2]の結果と比較して図2に示す。セル1と2の500℃における両結果が非常によく一致したことから、D_Oは周囲気体の酸素濃度には依存していないことがわかった。また、セル2の結果から温度上昇に伴うD_Oの増加傾向が見られた。本実験結果はAbellaらの結果とほぼ一致し、その温度依存性はより急なGanesanのデータに近いものとなった。

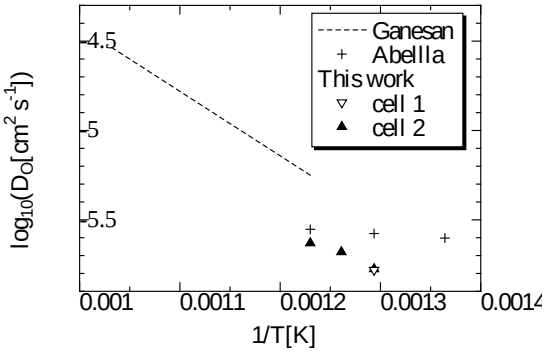


図2：液体LBE中の酸素の拡散係数

4. 結言

固体電解質を用いたクロノアンペロメトリーにより温度500~540℃のLBE中の酸素の拡散係数が得られた。

参考文献　[1] R. Ganesan et al., J. Nucl. Mater. 349 (1988)133-149　[2] J. Abella et al., J. Nucl. Mater. 415(2011)329-337

*Nao Watanabe[1], Adhi Pribadi[2], Masatoshi Kondo[3] and Minoru Takahashi[4]

[1] Graduate School, Tokyo Tech., [2]Laboratory for Advanced Nuclear Energy (LANE), Tokyo Tech.

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：401-2 Nuclear Fuel and the Irradiation Behavior

Thu. Sep 14, 2017 5:10 PM - 6:30 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 8:10 AM - 9:30 AM UTC | Room P Seminar room 2 - Frontier Research in Applied Sciences Building

[2P19-23] Advanced Fuels/Fundamental Properties

Chair:Shuhei Miwa (JAEA)

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

[2P19] R&D on Nitride Fuel Cycle Technologies for MA Transmutation in the Aspects of Safety and Economy

(1)Introduction of Overall Plan

*Masahide Takano[1], Hirokazu Hayashi[1], Tsuyoshi Murakami[2], Tatsumi Arima[3] (1. JAEA, 2. CRIEPI, 3. Kyushu Univ.)

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

[2P20] Sintering of Cerium dioxide by 28GHz Microwave Radiation

*Masatoshi Akashi[1], Taku Matasumoto[1], Masato Kato[1] (1. JAEA)

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

[2P21] High-Temperature oxidation behavior of advanced fuel cladding SiC under various oxygen partial pressures

*Souichirou Yamaguchi[1], Aikebaier Yusufu[1], Takuma Shirahama[1], Yukihiro Murakami[1], Masayoshi Uno[1] (1. Research Institute of Nuclear Engineering, University of Fukui)

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

[2P22] Comparative study of deformation process in the axial and hoop directions of Zr-2.5Nb cladding tubes

*Zishou Zhao[1], Zhengang Duan[2], Jingjie Shen[1], John Patrick MacGrady[1], Huilong Yang[1], Sho Kano[1], Hiroaki Abe[1] (1. The University of Tokyo, Graduate School of Engineering, 2. Tohoku University, Graduate School of Engineering)

6:10 PM - 6:25 PM JST | 9:10 AM - 9:25 AM UTC

[2P23] Correlation between Fe content and formation of Fe (nano) clusters in irradiated zirconium alloys

*Takashi Sawabe[1], Takeshi Sonoda[1] (1. CRIEPI)

6:25 PM - 6:30 PM JST | 9:25 AM - 9:30 AM UTC

Time reserved for Chair

安全性・経済性向上を目指したMA核変換用窒化物燃料サイクルに関する研究開発：(1) 全体計画

R&D on Nitride Fuel Cycle Technologies for MA Transmutation in the Aspects of Safety and Economy

(1) Introduction of Overall Plan

*高野　公秀[1]，林　博和[1]，村上　毅[2]，有馬立身[3]

[1]原子力機構，[2]電力中央研究所，[3]九州大学

放射性廃棄物の減容・有害度低減に資することを目的とした、文部科学省原子力システム研究開発事業「安全性・経済性向上を目指したMA核変換用窒化物燃料サイクルに関する研究開発」の全体計画を紹介する。

キーワード：マイナーアクチノイド，核変換，窒化物燃料，乾式処理

1. 緒言　放射性廃棄物の減容・有害度低減は、原子力を持続的に利用していく上で重要な課題であり、マイナーアクチノイド（MA）の核変換はそのための有効な選択肢である。ここでは、MAを高濃度に添加するのに適した窒化物燃料と乾式処理による核変換専用の燃料サイクルに関する研究開発として、平成28年度から4カ年計画で開始した文部科学省原子力システム研究開発事業「安全性・経済性向上を目指したMA核変換用窒化物燃料サイクルに関する研究開発」の全体計画を紹介する。燃料の概念は、MAとPuの窒化物を高温安定性に優れる不活性母材（ZrN または TiN）で希釈したセラミックス燃料であり、組成自由度が高いことが特徴である。

2. 全体計画　MA核変換専用の燃料サイクルに関して、これまでグラム未満のMA試料を用いたごく小規模のホット試験により、基礎知見と技術を蓄積してきた。本事業の目的は、このような基礎研究の段階から、準工学研究の段階へと進むための技術的見通しを得ることであり、以下の三大項目に取り組む。

（1）燃料製造技術開発　MAの硝酸塩溶液から窒化物に転換する工程では、セル内遠隔操作への対応と放射性ダスト発生抑制の観点から、ゾルゲル法を経由したMA酸化物と炭素の混合焜焼粒子作製技術の開発を行う。MA の模擬として希土類を用いた粒子作製試験を行い、均質分散性と良好な球形状が得られる条件を確立する。この粒子を炭素熱還元により窒化する際には、^{15}Nを濃縮した窒素ガスを用いる必要がある。経済性の観点から、加熱炉に流通する窒素ガスを排気せず、窒化反応に伴い生成する CO を触媒で除去して再利用する実験室規模の循環精製システム試作機を製作して性能を実証する。

（2）燃料安全性挙動評価　核変換（燃焼）時の燃料の安全性に関する挙動評価として、レーザー局所加熱による液相生成温度測定技術の窒化物燃料への適用（九州大学)、窒化物燃料と被覆管候補材（T91フェライト鋼）との高温化学両立性に関するデータ取得、燃料製造後の保管中に蓄積するHeの高温放出挙動とそれに伴う燃料微細組織変化・スエリングに関するデータ取得を実施する。

（3）乾式処理技術開発　これまで主概念として検討してきた溶融塩電解法の対案として、工程が簡素な化学溶解法の試験・検討を行い物質収支や成立性を評価することで、溶融塩電解法と技術的・経済的に比較するために必要な情報を取得する。具体的には、模擬燃料ピンのせん断と溶融塩中への溶解、液体金属中への還元抽出（電中研)、再窒化に関する試験データを取得する。また、経済性向上の観点から不活性母材廃棄物からの ^{15}N 回収に関する技術開発も併せて行う。

3. 実施体制　原子力機構が代表機関として全体を取りまとめ、一部項目を九州大学と電力中央研究所に再委託する。また、特殊な技術あるいは設備を有するメーカー3社に外注先として参画してもらい、協力を得ている。

---

*Masahide Takano[1], Hirokazu Hayashi[1], Tsuyoshi Murakami[2], Tatsumi Arima[3]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Central Research Institute of Electric Power Industry, [3]Kyushu Univ.

28GHz のマイクロ波照射による CeO_2 ペレットの焼結試験

Sintering of Cerium dioxide by 28GHz Microwave Radiation

*赤司　雅俊[1]、松本　卓[1]、加藤　正人[1]

[1]国研）日本原子力研究開発機構

28GHz のマイクロ波照射による CeO_2 ペレットの焼結試験を実施した。大気雰囲気下にて 1200℃の昇温に要した時間は 800s 程度であり、昇温直後であっても約 80%T.D.の焼結体が得られた。これより、28GHz のマイクロ波照射による焼結は短時間で密度 80%T.D.以上の健全な焼結体が得られることがわかった。

キーワード：マイクロ波、28GHz、CeO_2、焼結

1. 緒言

近年、マイクロ波照射によるセラミックス焼結に関する研究が行われている。UO_2 ペレットに対しては 2.45GHz のマイクロ波照射による焼結が J.H.Yang ら[1]により報告されているが、2.45GHz のマイクロ波照射では UO_2 ペレット単体から生じる発熱エネルギーが低いため、ペレットの昇温に課題がある。そこで本試験では、CeO_2 ペレットに対して 28GHz のマイクロ波照射による焼結試験を行い、28GHz のマイクロ波照射による核燃料ペレットの製造プロセスの適用に資するデータの取得を行った。

2. 実験

レアメタリック社製 CeO_2 粉末（平均粒子径 1～2μm）を原料粉とした外径 5mm、高さ 8～9mm 程度の成型体に対して、大気雰囲気にて 28GHz のマイクロ波を 2kW 一定の出力で照射した。ペレットの温度を熱電対により計測し、ペレットの温度が 1200℃に達した段階で、マイクロ波の出力を制御することによりペレット温度を 1200℃で一定時間保持し、保持時間と焼結体密度との関係を調査した。なお、焼結体密度は幾何学的手法により算出し、保持時間はそれぞれ 0、7.5、10.5、19.5min とした。

3. 結果及び考察

Fig. 1 に 28GHz のマイクロ波を 2kW 一定の出力で照射されたペレットの温度プロファイルを示す。ペレットの温度は 750℃まで 1℃/s 程度の速度で上昇し、800℃付近にて 20℃/s もの急激な温度上昇が確認された。1200℃の昇温に要した時間はわずか 800s と、マイクロ波照射による焼結は試料が急速に昇温されることがわかった。

次に得られた焼結体の理論密度に対する相対密度を Fig. 2 に示す。約 60%T.D.のグリーンペレットを 1200℃まで昇温した結果、保持時間 0 min で約 80%T.D.の焼結体が得られた。また、保持時間の増加とともに焼結体密度が上昇する傾向が確認でき、19.5min の保持により 88.3%T.D.に達することがわかった。

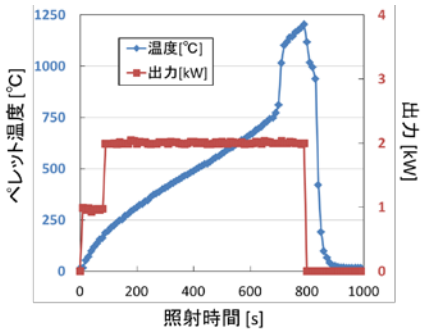


Fig. 1 ペレットの昇温プロファイル

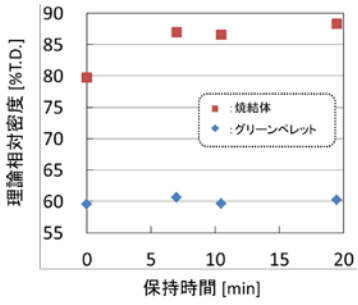


Fig. 2 保持時間と理論相対密度の関係

4. 参考文献

[1] J.H.Yang et al., “Microwave process for sintering of uranium dioxide” J. Nucl. Mater. 325 (2004) 210-216

*Masatoshi Akashi[1], Taku Matsumoto[1] and Masato Kato[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

様々な酸素分圧下での先進燃料被覆管材 SiC の高温酸化挙動

High-Temperature oxidation behavior of advanced fuel cladding SiC under various oxygen partial pressures

*山口 壮一朗　エクバル ユスフ　白浜 卓馬　村上 幸弘　宇埜 正美
福井大学附属国際原子力工学研究所

抄録

有望な事故耐性燃料被覆材として SiC が注目されている。実機での健全性を確認するために、高密度バルク SiC の高温酸化挙動を空気及び真空(10Pa)で調べ、実験結果の妥当性を熱力学計算からも検討した。

キーワード

炭化ケイ素、高温酸化挙動、熱力学計算、酸素分圧

1. 緒言

現在 LWR の安全裕度を大幅に改善するために、革新的な技術が強く求められており、その中でも SiC による Zr 合金の完全な置換は、事故耐性燃料被覆材として最も有望であると結論付けられている。SiC は、Zr 合金よりも高い高温強度、高い化学的不活性と、重大事故時ではるかに低い水素発生量が期待されるなど多くの魅力的な利点を有している[1]。また、SiC は焼結しにくいという欠点があるために Al_2O_3等の酸化物助剤を混合、焼結している。これまでに、水蒸気との酸化反応では良好な特性が示されているが、高温、低酸素分圧で大気中の酸素や酸化物助剤と反応し、以下の反応により反応生成物が気化することが知られている[2]。$SiC(s) + O_2(g) \rightarrow SiO(g) + CO(g)$ (1)　　$SiC(s) + Al_2O_3(s) \rightarrow SiO(g) + Al_2O(g) + CO(g)$ (2)

本研究では、高密度バルク SiC と Al_2O_3との接触における反応試験を行い、熱力学計算により、実験結果の妥当性を検証するとともに、実機での健全性に検討を加えた。

2. 実験方法

実験は、高密度バルク SiC と Al_2O_3をスパークプラズマ焼結法で作製した。その後、SiC 単体又は Al_2O_3接触 SiC 試料を大気及び真空(10Pa)で 1573K、25h 又は 1773K、5h で反応させた。熱力学計算は、$\Delta G = -RT\ln(K)$ を用いて、大気雰囲気($K = P_{SiO} \times P_{Al_2O} \times P_{CO}, P_{SiO,Al_2O,CO} = 100Pa$)、真空雰囲気($K = P_{SiO} \times P_{Al_2O} \times P_{CO}, P_{O_2,SiO,Al_2O,CO} = 3.34Pa$)より平衡曲線を導出した。

3. 結果

ここでは、Al_2O_3接触 SiC の結果を示す。大気雰囲気ではいずれの温度の反応試験でも SiO_2の生成を確認した。真空雰囲気での、反応試験では、1573K では Al_2O_3と SiC の重量変化が見られず、1773K では Al_2O_3と SiC の重量が減少し(表 1)、SiC 表面に空孔が形成されていた。熱力学計算においても、1573K は SiC と Al_2O_3の反応が進まず、1773K は SiC と Al_2O_3の反応が進むことが示された(図 1)。

表 1 Al_2O_3接触 SiC の重量変化

	温度	重量変化 (mg/cm²)	
		SiC	Al_2O_3
大気雰囲気	1573K	0.0	0.0
	1773K	0.0	0.0
真空雰囲気	1573K	0.0	0.0
	1773K	-17.5	-19.0

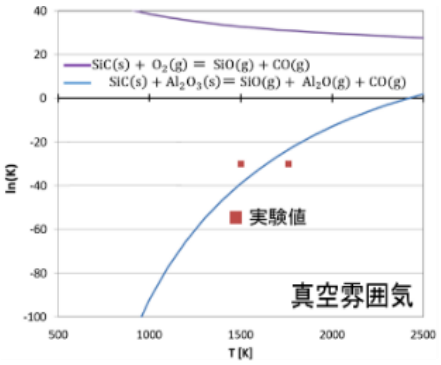


図 1 Al_2O_3接触 SiC の熱力学計算

謝辞：本研究は科研費(26420866)の助成を受けたものである。

参考文献

[1] Barrett, K. et.al Idaho 83415 INL/EXT-12-27090 (2012) [2] T. NAGANO et.al *J. Mater. Sci.* **37** (2002) 4419-4424

⋆Souichirou Yamaguchi, Aikebaier Yusufu, Takuma Shirahama, Yukihiro Murakami, Masayoshi Uno
Research Institute of Nuclear Engineering, University of Fukui

Comparative Study of Deformation Process in the Axial and Hoop Directions of Zr-2.5Nb Cladding Tubes

*Zhao Zishou[1], Duan Zhengang[2], Shen Jingjie[1], MacGrady John[1], Yang Huilong[1],
Kano Sho[1], Abe Hiroaki[1]
[1]The Univ. of Tokyo, [2]Tohoku Univ.

Abstract

Uniaxial tension and advanced expansion due to expression tests were applied to prepare different deformed Zr-2.5Nb cladding samples. The total elongation has reached to a maximum value of 20% in tube axial and hoop direction, respectively. The microstructure and texture evolution during each deformation process will be comparatively investigated by electron backscatter diffraction (EBSD) technique.

Keywords: anisotropy, deformation, texture, EBSD

1. Introduction

Preferred orientations or textures in zirconium (Zr) alloys are feasibly produced by pilgering fabrication, which result in anisotropic mechanical properties and further affect the in-service behavior in light water reactors [1]. Due to the hexagonal close-packed crystal structure, deformation systems are very limited in α-Zr. Plastic shear deformation on the first or the second prismatic planes can be easily realized along the <a> directions. In addition, the plastic deformation along <c> directions can be mostly attained by the pyramidal planes slip along <a+c> directions, $\{10\bar{1}2\}$ tensile twinning, or $\{11\bar{2}2\}$ compression twinning [2]. In this research, Zr-2.5Nb cladding tube has been examined under axial tension and hoop tension, respectively. Through this work, the microstructural and crystallographic evolution will be studied, and the differences in slip and/or twin deformation of the above two tests will be comparatively discussed as well.

2. Experimental Procedure

For uniaxial tension (UT) along tube axial direction, Zr-2.5Nb was fabricated into SSJ type tensile specimen by electron discharge machining. Then, the SSJ specimen has been loaded by a Shimadzu AG-100KNX plus machine at room temperature. The strain rate was maintained at ~3.3×10^{-4} s^{-1}. For the hoop tension test, advanced expansion due to compression (A-EDC) method [3] has been utilized at room temperature under a strain rate of 2.0~4.5×10^{-4} s^{-1}. Samples reached different total elongations of 6%, 10%, 15%, and 20% by UT and A-EDC tests, respectively. Then, EBSD method has been employed for sample examination and analysis.

3. Conclusion

In this work, it has been found that Schimid factors (SFs) of primary slip systems were different under UT and A-EDC tests. The prismatic slip system $\{10\bar{1}0\}\langle1\bar{2}10\rangle$ as the most favorable slip system, seems much easier to activate under UT than A-EDC. Apart from slip deformation, in A-EDC tests twin deformation played significant role in plastic deformation, and the $\{10\bar{1}2\}\langle\bar{1}011\rangle$ twins have been mostly examined in the deformed specimen. With respect to the UT tests, slip deformation is the main attributor to plastic deformation, and very few twins have been detected. This implies that twinning deformation seems more significant for specimen plastic deformation under hoop stress in A-EDC tests. When total strains continually increase, the change of crystallographic orientation appears to be different between UT and A-EDC tests, which will be further discussed.

References

[1] B. Cheadle, et al., J. Nucl. Mater., 1967. 23(2): p. 199-208.

[2] R. McCabe, et al., Philos. Mag., 2006. 86(23): p. 3595-3611.

[3] H. Abe, et al., J. Nucl. Sci. Technol. 2015. 52(10): p. 1232-1239.

照射ジルコニウム合金中の Fe クラスターと Fe 量の関係

Correlation between Fe content and formation of Fe (nano) clusters in irradiated zirconium alloys

*澤部 孝史[1]，園田 健[1]

[1]電力中央研究所

照射による析出物原子の溶出は、被覆管の耐食性に影響を及ぼすと考えられ、当所は照射ジルコニウム合金中の溶出原子の分布を調べている。本発表では、中性子照射されたジルコニウム合金のアトムプローブ観察により得られた溶出 Fe 原子の分布と Fe 量の関係を報告する。

キーワード：ジルコニウム合金，燃料被覆管，金属析出物，中性子照射，アトムプローブトモグラフィー

1. 緒言

当所は、これまで照射により析出物から溶出した Fe, Cr がナノサイズのクラスターを形成して、母相中に点在すること確認した[1]。クラスターの寸法および数密度は、照射量とともに増加する傾向があった。本研究では、新たに Fe 量の異なる照射ジルコニウム（Zr）合金被覆管材に対して、アトムプローブ（APT）観察を実施し、Fe 量とクラスターの寸法および数密度との関係を調査した。

2. 試料と実験方法

高 Fe 材（Fe 量 0.43 at%）、中 Fe 材（0.29 at%）、低 Fe 材（0.18 at%、既往研究[1]で使用）の Zr 合金を用いた。これらは BWR で照射され、最大の中性子照射量は 15×10^{25} /m^2 (E > 1 MeV)であった。集束イオンビーム装置を用いて試料を作製し、アトムプローブ（APT）観察を実施した。APT データから三次元アトムマップを構築して、TEM 観察結果と比較した。クラスター探索には Maximum Separation 法を用いた。

3. 結果

多くのクラスターは c 成分転位に沿って観察された。検出したクラスターは一定密度の球体と仮定し、図 1 に平均クラスター半径と照射量の関係を示す。照射量 10×10^{25} /m^2 まで Fe 量の影響は見られないが、高照射量では高 Fe 材のみ、平均クラスター半径が増加した。図 2 にクラスター数密度と照射量の関係を示す。数密度は 10^{23} 個/m^2 オーダーまで増加し、Fe 量の影響は見られなかった。また、クラスターを除く母相中の Fe 濃度は、およそ 0.1 at%と評価された。

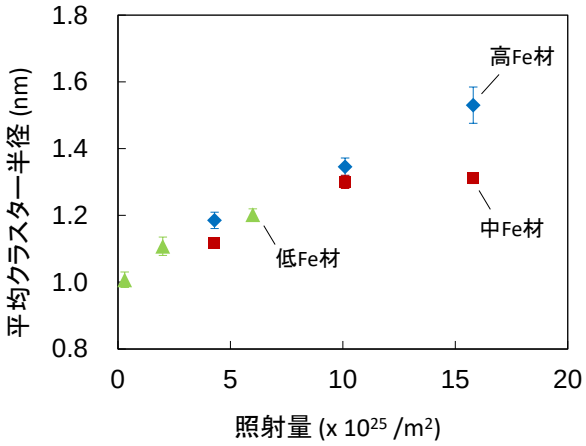


図1 平均クラスター半径と照射量の関係

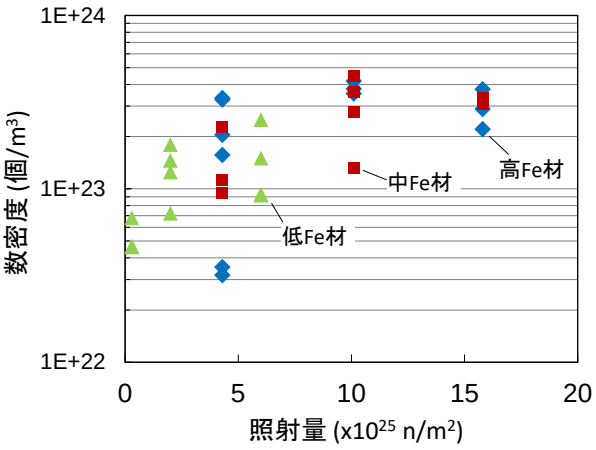


図2 クラスター数密度と照射量の関係

参考文献

[1] T. Sawabe, T. Sonoda, S. Kitajima, Proceedings of WRFPM 2014, Sendai, Japan, Sep. 14-17, 2014, Paper No. 100139.

*Takashi Sawabe[1] and Takeshi Sonoda[1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

Oral presentation | VI. Health Physics and Environmental Science：Health Physics and Environmental Science

Thu. Sep 14, 2017 9:30 AM - 10:35 AM JST | Thu. Sep 14, 2017 12:30 AM - 1:35 AM UTC | Room Q Lecture Hall - Frontier Research in Applied Sciences Building

[2Q01-04] Dosimetry 2

Chair:Jun Hirouchi (JAEA)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2Q01] Study of personal dosimeters used for 3 mm dose equivalent due to β-rays

*Hideo Hirayama[1] (1. High Energy Accelerator Research Organization)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2Q02] Effect of coexistent zirconium with uranium solution in total reflection X-ray fluorescence analysis

*Tsugufumi Matsuyama[1,2], Yukie Izumotp[1], Kota Ishii[2], Fumiaki Kan[2], Yasuhiro Sakai[2], Hiroshi Yoshii[1] (1. QST, 2. Toho.Univ.)

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

[2Q03] Study on the Analysis Method for Radioactive Strontium in Environmental Samples by ICP-MS with Online Solid Phase Extraction

*Kayo Yanagisawa[1], Haruka Kuwata[1], Hiroki Hagiwara[1], Yasuhiro Uezu[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

[2Q04] Gamma ray effect on reading charged particle tracks incidenting oblique into FNTD

*Takuya Hashizume[1,2], Tohru Okazaki[1], Toshiya Sanami[2,3], Masayuki Hagiwara[2,3], Hiroaki Hayashi[4], Hideaki Monjushiro[2,3], Ikuo Kobayashi[1] (1. Nagase Landauer, Ltd., 2. SOKENDAI, 3. KEK, 4. Tokushima Univ.)

10:30 AM - 10:35 AM JST | 1:30 AM - 1:35 AM UTC

Time reserved for Chair

β線による3ミリメートル線量当量測定用個人線量計の検討

Study of personal dosimeters used for 3 mm dose equivalent due to β-rays

*平山　英夫[1]
[1]高エネルギー加速器研究機構

モンテカルロ計算コード egs5 を用いて、Y-90β 線による 3 ミリメートル線量当量を測定する線量計について検討した結果を報告する。

キーワード：β線、3ミリメートル線量当量、Y-90、egs5

1. 緒言

ICRP による水晶体の等価線量限度引き下げ勧告に関連して、水晶体の線量評価法に関する検討が行われている。しかしながら、医療現場での X 線に関するものがほとんどで、β 線による水晶体の線量測定についてはほとんど行われていない。これは、水晶体の被曝が問題になるような高濃度の β 線源汚染物を扱う場が想定しにくいことによると思われる。一方、福島第１原子力発電所（１F）では、高濃度の Sr-90/Y-90 汚染物質の扱いが必要であり、β 線による水晶体の線量評価について検討する必要な状態が存在する。

2. β線による３ミリメートル線量当量の評価と測定法についての検討

2-1. β線による３ミリメートル線量当量の計算

電子による３ミリメートル線量当量が若干過小評価するエネルギー領域があるものの、水晶体の有感部及び水晶体全体の吸収線量から求めた等価線量を安全側に評価していることは、Behrens[1)] により報告されている。egs5[2)] を用いて求めた平板ファントムの β 線による３ミリメートル線量が Behrens の結果と一致することを確認し線量計の検討に使用した。

2-2. 質量阻止能

β 線を含む電子の３ミリメートル線量当量を測定する個人線量計を検討する上では、物質による質量阻止能の違いを、(1) フィルターによる減衰、及び (2) 計算求めた検出素子の吸収線量から人体等価物質の吸収線量に変換において考慮する必要がある。

2-3. β線による線量計の校正法

β 線は、影響する領域が小さいことから、X 線の場合に比べてファントムによる散乱の影響が小さい。また、１F で水晶体の被曝が問題になる核種は Sr-90/Y-90（Sr-90 の β 線は３ミリメートル線量当量に寄与しないので、実際は Y-90β 線）なので、Sr-90/Y-90 線源により線量計を照射し、計算で求めた３ミリメートル線量当量と比較することにより校正できると考えられる。

講演では、既存の線量計を Sr-90/Y-90β 線による３ミリメートル線量当量線量測定の可能性について検討した結果を報告する。

参考文献

[1] R Behrens, “On the operational quantity Hp.3/ for eye lens dosimetry”, J. Radiol. Prot. 32 (2012) 455–464.

[2] H. Hirayama, Y. Namito, A. F. Bielajew, S. J. Wilderman and W. R. Nelson, “The EGS5 Code System”, SLAC-R-730 (2005) and KEK Report 2005-8 (2005).

---

*Hideo Hirayama[1]

[1]High Energy Accelerator Research Organization

ウラン溶液の全反射蛍光 X 線分析における共存ジルコニウムの影響

Effect of coexistent zirconium with uranium solution in total reflection X-ray fluorescence analysis

*松山 嗣史[1,2]，伊豆本 幸恵[1]，石井 康太[2]，菅 史明[2]，酒井 康弘[2]，吉井 裕[1]
[1]量研機構，[2]東邦大理

福島第一原子力発電所の炉心周辺にある汚染水はウランを含む可能性がある。我々は全反射蛍光 X 線分析法を用いてこの汚染水中のウランを高感度に分析する方法の開発を行ってきた。今回は汚染水に含まれることが予期されるジルコニウムがウランの分析に及ぼす影響を調査した。

キーワード：ウラン，汚染水，ジルコニウム

1. 緒言

東京電力福島第一原子力発電所（1F）内の炉心周辺の作業を行う際に汚染水が見つかる可能性がある。この汚染水はウランを含む可能性があり、これを排水として放出する場合、ウランの放射能濃度を測定する必要がある。一般に、汚染水中のウランは放出する α 線を計測することで放射能濃度を決定されるが、この方法では長時間に及ぶ濃縮や数時間程度の計測が必要である。そこで、我々は全反射蛍光 X 線分析法を用いて溶液中のウランを迅速に分析する方法の開発を行ってきた [1]。本研究では実際の 1F にある汚染水に含まれるジルコニウムがウランの分析に及ぼす影響について調査した。

2. 実験

ウランを含む多元素標準溶液をジルコニウム標準液と混合させてジルコニウム混合ウラン溶液を作成した。また、ジルコニウム混合ウラン溶液には内標準元素としてインジウムも混合させた。そしてそれを石英ガラス基板に滴下・乾燥して、可搬型全反射蛍光 X 線分析装置 200TX（ourstex 社）で測定した。

3. 結果

ジルコニウムとウランの濃度が 10 ppm、1 ppm のジルコニウム混合ウラン溶液の代表的な全反射蛍光 X 線スペクトルを図 1 に示す。測定されたスペクトルには、ジルコニウム混合ウラン溶液に含まれる元素のほかに、X 線管のターゲットであるタングステンの Kα 線や試料台に含まれるシリコンの Kα 線、空気中に 0.9%含まれるアルゴンの Kα 線などが観測された。本研究から、ジルコニウムの量を増やすことで検出器に入る散乱線などが増加し、ウランの分析に影響を及ぼすことが示唆された。

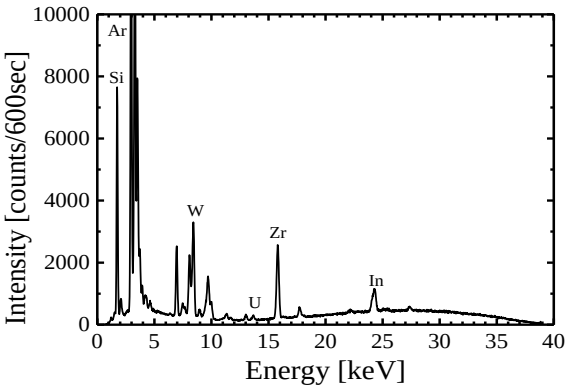


図 1.ジルコニウム混合ウラン溶液の全反射蛍光 X 線スペクトル

参考文献

[1] T.Matsuyama et.al, *Journal of Nuclear Science and Technology*, 2017, (accepted)

---

*Tsugufumi Matsuyama[1,2], Yukie Izumoto[1], Kota Ishii[2], Fumiaki Kan[2], Yasuhiro Sakai[2] and Hiroshi Yoshii[1]
[1]QST., [2] Toho Univ.

オンライン固相抽出/ICP-MS による 環境中放射性ストロンチウム分析法の検討

Study on the Analysis Method for Radioactive Strontium in Environmental Samples by ICP-MS with Online Solid Phase Extraction

*柳澤 華代[1]，桑田 遥[1]，萩原 大樹[1]，植頭 康裕[1]

[1] 日本原子力研究開発機構

オンライン固相抽出/誘導結合プラズマ質量分析装置 (ICP-MS) を用いた放射性ストロンチウム (^{90}Sr) の分析における環境試料への適用性向上を目的として，共存物質存在下での測定値の挙動を調査した。

キーワード：オンライン固相抽出，ICP-MS，放射性ストロンチウム，環境試料

1. 緒言

^{90}Sr は周期表上，Ca と同じ第 2 族に属し，化学的挙動が Ca と類似することから，骨に対して高い親和性を有する[1]。そのため，骨や殻ごと食べる水産物中の ^{90}Sr 濃度を求めることは重要である。オンライン固相抽出/ICP-MS[2]は，従来の放射能測定法に比べ，^{90}Sr を迅速かつ簡便に測定できる。一方，共存物質が多量に含まれる場合，シグナル強度の減少や回収率の低下が起こる懸念がある。本法を用いて水産物試料を分析した例はこれまでにないことから，本法の適用範囲拡大のため，水産物試料の Ca 含有量及び共存物質 (Ca) 存在下における測定値の挙動を調査した。

2. 概要

2-1. 水産物試料の Ca 含有量測定

環境試料中の主成分元素の含有量を把握するため，そのひとつである Ca に着目し，市販の水産物 1 g (乾燥物は 0.5 g) をマイクロ波試料前処理装置によって分解し，蒸留水で希釈して ICP-AES で測定した (Table. 1) 。各試料について，参考値とよく一致したことから妥当な値であると確認できた。この結果から，供試量 10g，最終試料量 50 mL とした場合，測定試料中には最大約 4000 mg/L の Ca が含まれると推定された。

Table. 1　水産物試料の Ca 含有量

試料名	採取場所	試料数	Ca含有量 (mg/g)	
			ICP-AES測定値	参考値
アキアミ (全体, 乾燥)	瀬戸内海	n=5	19.1±2.19	21.0 #1
マコガレイ (可食部, 生)	福島県沖	n=4	0.56±0.34	0.46 #2

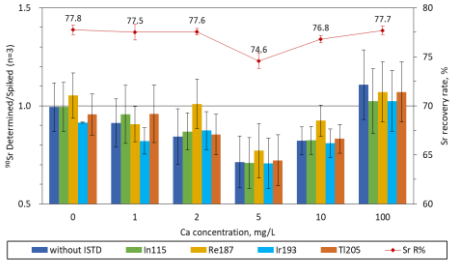


Fig. 1　Ca 濃度による ^{90}Sr 定量値への影響

2-2. Ca 濃度による ^{90}Sr 定量値への影響

既知濃度の ^{90}Sr を含む 20%硝酸溶液 10 mL に，Ca として 1～100 mg/L となるよう $CaCO_3$ を添加し，繰り返し測定を行った (Fig. 1) 。測定は，内標準補正シグナル積算法[3]に基づき，10 µg/L の内標準溶液を導入しながら行った。また，安定 Sr を 100 µg/L 含む 20%硝酸溶液を同条件で分離・濃縮し，カラム通液前後の安定 Sr 量を ICP-AES により測定することで，Sr の回収率を算出した。^{187}Re を用いて補正した場合，測定値は添加濃度 (約 110 Bq/L) に対して RSD 8.0～15.3%の範囲で一致した。しかし，一部で，添加濃度に対して最大約 30%低い値が得られた。このとき，Sr 回収率も同様の傾向を示したことから，今回の調査範囲内では，主に，Sr 回収率の変化が質量分析の測定結果へ影響すると考えられる。

参考文献

[1] ICRP, ICRP Publication 78 (1997).　[2] Y. Takagai et al., Anal. Methods, **6**, 355 (2014).

[3] M. Furukawa et al., BUNSEKI KAGAKU, **61**, 181 (2017).

---

*Kayo Yanagisawa[1], Haruka Kuwata[1], Hiroki Hagiwara[1] and Yasuhiro Uezu[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency.

蛍光飛跡検出器に斜め入射した荷電粒子の飛跡読取りにおけるγ線の影響評価

Evaluation of gamma-ray effect on reading tracks of charged particles entering obliquely into FNTD

*橋詰拓弥[1,2]，岡崎徹[1]，佐波俊哉[2,3]，萩原雅之[2,3]，文珠四郎秀昭[2,3]，林裕晃[4]，小林育夫[1]
[1]長瀬ランダウア（株），[2]総合研究大学院大学，[3]高エネルギー加速器研究機構，[4]徳島大学

蛍光飛跡検出器 (FNTD) を中性子線量測定に利用する場合、γ 線によるバックラウンド (以下、BG) ノイズの増加は、線量評価の基となる蛍光画像において飛跡読み取りを妨害する。本研究では異なる角度から FNTD に入射したα線粒子に起因する飛跡の特徴と、同飛跡画像の読み取りにおけるγ線影響を評価した。
キーワード：蛍光飛跡検出器 (FNTD)、荷電粒子、γ線

【 **背景** 】Al_2O_3:C,Mg を用いた FNTD 中性子線量計では、中性子とコンバータ内物質との核反応で発生した荷電粒子が、FNTD に様々な角度から入射する。中性子線量は FNTD 中のある深さ平面における飛跡を画像化し、測定した飛跡密度に校正乗数を乗じることで算出する。商用 FNTD リーダーでは、中性子照射とγ線照射 (10 mSv~) が重複すると、蛍光飛跡にγ線由来の BG ノイズが重なり、飛跡の誤認が生じる。我々は 0°方向からα線を照射した FNTD にγ線照射を重畳させ、蛍光飛跡の誤認に関する研究を行ってきた。今回の研究では斜めからα線を照射した FNTD に生成された蛍光飛跡の特徴を明らかにした。またそれら飛跡を商用 FNTD リーダーで読み取ることで、γ線が蛍光飛跡の誤認に与える影響を調べた。

【 **方法** 】0、30、45、60°方向から ^{241}Am-α線を照射した FNTD の 3.5 μm 深さを商用 FNTD リーダーでスキャンし、100 × 100 μm^2 (512×512 pixels) の飛跡画像を取得した (図 1)。画像上の飛跡を角度ごとに分類し、ROI を設定した。ROI 外の領域における pixel ごとの相対蛍光量：蛍光強度を測定し、BG 領域における蛍光強度の平均値: $Mean_{BG}$ および標準偏差: σ_{BG} を決定した。一方 ROI 内では、“蛍光強度＞$Mean_{BG} + 3\sigma_{BG}$”を満たす pixel を飛跡領域と定義し、各飛跡領域の蛍光強度を測定した。続いて同一 FNTD に ^{137}Cs-γ線を追加照射し (254 mSv) 、蛍光画像を取得した。γ線照射後の蛍光画像においても、同一座標を飛跡領域および BG 領域と定義し、飛跡および BG 領域との蛍光強度を測定した。

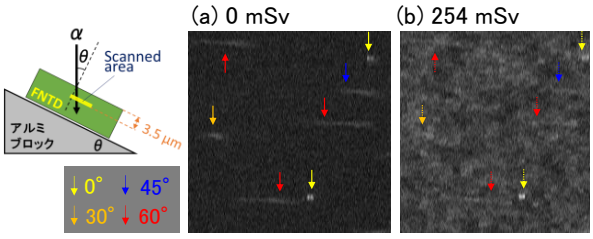


図 1: ^{241}Am-α線を 0、30、45、60°方向から照射した FNTD の蛍光画像(a)、および ^{137}Cs-γ線を追加照射して得られた蛍光画像(b)。同一飛跡を観測している。

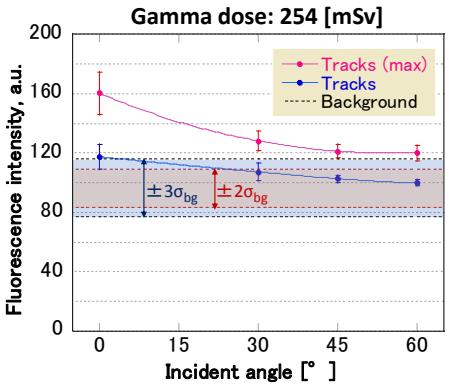


図 2: γ線照射後のα線飛跡領域 (0、30、45、60°) の蛍光強度 (/pixel) を示す。Tracks (max) は抽出された飛跡領域での最大値を、Tracks は飛跡領域での平均値を示した。

【 **結果・考察** 】入射角度の増大に伴い飛跡領域が大きくなる (図 1) ことから、本リーダーが特定の深さ平面をスキャンする際には、ある程度の深さ幅に生成された蛍光の積分値を観測していると考えられる。このことから、角度照射では蛍光が観測される飛跡領域が広く、pixel 当たりの蛍光強度が低くなる。γ線照射後の蛍光画像でも同様に、入射角度の増大に伴い pixel 当たりの蛍光強度が低減することから、蛍光飛跡が BG ノイズに埋もれて飛跡の判別が難しくなることが実証された (図 2)

*Takuya Hashizume[1,2], Tohru Okazaki[1], Toshiya Sanami[2,3], Masayuki Hagiwara[2,3], Hideaki Monjushiro[2,3], Hiroaki Hayashi[4] and Ikuo Kobayashi[1] __ [1]Nagase Landauer, Ltd, [2]SOKENDAI, [3]KEK, [4]Tokushima Univ.

Oral presentation | VI. Health Physics and Environmental Science：Health Physics and Environmental Science

Thu. Sep 14, 2017 10:35 AM - 12:00 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 1:35 AM - 3:00 AM UTC | Room Q Lecture Hall - Frontier Research in Applied Sciences Building

[2Q05-09] Dose Assessment and Radiation Protection

Chair:Hideo Hirayama (KEK)

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

[2Q05] Comparison of improved CORSOR-M model for CsI

*Masami TAIRA[1], Yuji ARITA[2] (1. Advanced Interdisciplinary Science and Technology, Univ. of Fukui, 2. Research Institute of Nuclear Engineering, Univ. of Fukui)

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

[2Q06] Consideration of Dose Evaluation Model of Emergency Responders in Off-site

(2)Consideration of Suitability and Development of Dose Evaluation Model

*kazumasa shimada[1], Toshihisa Sasaki[1], Masanori Kimura[1], Masahiro Munakata[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

[2Q07] Dose evaluation related to land formation using recycled material of contaminated soil

*Asako Shimada[1], Hiromi Nemoto[1], Takuma Sawaguchi[1], Seiji Takeda[1] (1. JAEA)

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

[2Q08] Evaluation of reduction effects for external exposures in vehicles evacuation after nuclear accident

*Shogo Takahara[1], Masatoshi WATANABE[1], Jun HIROUCHI[1], Masashi IIJIMA[1], Masahiro MUNAKATA[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

[2Q09] Examination of the decreasing effect on internal exposure by sheltering

(3)Investigation of penetration factor in real houses

*Jun Hirouchi[1], Shogo Takahara[1], Hiroshi Komagamine[1], Masatoshi Watanabe[1], Masahiro Munakata[1] (1. JAEA)

11:50 AM - 12:00 PM JST | 2:50 AM - 3:00 AM UTC

Time reserved for Chair

CsI における改良 CORSOR-M モデルの比較

Comparison of improved CORSOR-M model for CsI

*平等　雅巳[1]，有田　裕二[2]

[1]福井大学大学院工学研究科総合創成工学専攻，[2]福井大学附属国際原子力工学研究所

シビアアクシデント（SA）解析コードは SA を評価するのに効果的な手法である。これらのコードでは核分裂生成物の放出に関して CORSOR-M モデルというものが広く使用されている。本研究はこのモデルを熱力学的なデータ（蒸発エンタルピー）を用いて改良することを目指した。

キーワード：ヨウ化セシウム、模擬燃料、CORSOR-M モデル、四重極型質量分析計

1. 緒言

シビアアクシデント（SA）解析コードは SA を評価するのに効果的な手法であり、また多くの SA 解析コードが存在する。これらのコードでは核分裂生成物（FP）の放出に関して CORSOR-M モデルというものが広く使用されている。しかし CORSOR-M モデルは実験式をアレニウスプロットでフィッティングすることで得られた半経験式[1]であり、パラメータに明確な物理的意味は存在しない。本研究では模擬燃料サンプルに含有させた代表的な FP の一つであるヨウ化セシム（CsI）を蒸発させ得られたデータを用い、CORSOR-M モデルを熱力学的なデータ（蒸発エンタルピー）を用いて改良することを目指した。

2. 実験

ウランの模擬として酸化セリウム（CeO_2）を選択し、また FP としてヨウ化セシウム（CsI）を用いた。CeO_2 に対して 2.5mol%を添加し放電プラズマ焼結（SPS）法で作成した[2]。放出する CsI を観測する装置として四重極型質量分析機を用い、連続的に観測した。上記で得られたデータをアレニウスプロットでフィッティングし、改良したモデル式（改良モデル）を得た。

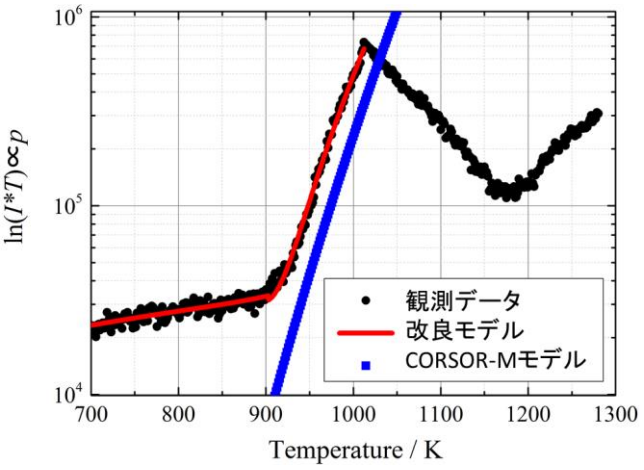


図 1 改良モデルと COSROS-M モデルの比較

3. 結論

本研究で熱力学的なデータを組み込んだ改良モデルの可能性を示唆できた。今回は蒸発エントロピーのみを関連付けており、他のパラメータは考慮していない。今後は別の FP を用い同様の検証を行い、またそれぞれのエンタルピーとの関係性を CORSOR-M モデルと関連付け、熱力学的データを用いることによる普遍的な FP 放出モデルを完成させていく予定である。

参考文献

[1] Lorenz, R. A. et al., “A Summary of ORNL Fission Product Release Tests With Recommanded Release Rates and Diffusion Coefficients”, NUREGCR-6261, 1995.

[2] 髙松 佑気, 黒崎 健, 石井 大翔, 逢坂 正彦, 中島 邦久, 三輪 周平, ディレンマ フィデルマ, 大石 佑治, 牟田 浩明, 山中 伸介, ” Cs 及び I の放出挙動評価を目的とした CsI-CeO_2 模擬燃料の作製”, 日本原子力学会 2016 年秋の大会, 3B11.

---

*Masami Taira[1], Yuji Arita[2]

[1]Advanced Interdisciplinary Science and Technology, Univ. of Fukui, [2]Research Institute of Nuclear Engineering, Univ. of Fukui.

オフサイトにおける防災業務関係者の線量評価モデルの検討
（2）線量評価モデルの構築と適応性の検討

Development of Dose Evaluation Model of Emergency Responders in Off-site
(2) Consideration of Suitability and Development of Dose Evaluation Model

*嶋田 和真[1]，佐々木 利久[1]，木村 仁宣[1]、宗像 雅広[1]
[1]日本原子力研究開発機構

オフサイトにおいて住民の避難誘導等を行う防災業務関係者の線量評価モデルを開発した。福島第一原子力発電所(1F)事故時のオフサイトで活動した防災業務関係者の活動記録に対して本線量評価モデルを適応して外部被ばく実効線量を算出し、個人線量計の実測値と比較を行い、モデルの適応性を検討した。

キーワード：防災業務関係者，福島第一原子力発電所事故，オフサイト，線量評価モデル

1. 緒言　本研究は、防災業務関係者の安全確保を事前に検討するための線量評価モデルの開発を目的としている。1F 事故時の情報を基に防災業務関係者の線量評価モデルを開発し、その適応性を検討した。

2. 手法　1F 事故時のオフサイトにおける防災業務関係者の活動記録から活動内容・場所等を分析した。防災業務関係者の 1 日の活動場所は市町村毎に限定されていたものの、屋外で活動する場合には線量率の大小様々な場所で活動していたことから、個人ごとの線量率の変動が大きい結果であった。活動記録を基に、本研究では、防災業務関係者が屋外あるいは屋内活動をする場合、活動に移動を伴うあるいは伴わないなどの活動パターンに分類した。屋外で移動を伴う活動する場合には、活動範囲を移動し続けると仮定し、各時刻の活動範囲内の線量率の最大値及び平均値を活動時間に対してそれぞれ積算し、その日の累積線量を算出した。1F 事故時の活動領域内における線量率は、UNSCEAR[1]のソースタームを用いた大気拡散・沈着計算により放射性物質の大気中濃度、地表面沈着量をそれぞれ計算し、線量換算係数を乗じて求めた。

3. 結果　1F 事故時の防災業務関係者の被ばく線量の実測値と計算値との比較を図に示す。この防災業務関係者は、14 日は双葉町、16 日は楢葉町、17 日以降は南相馬市で活動した。検討会報告書[2]から、UPZ 圏内の避難支援等の防災業務活動は放射性物質の沈着後に活動が開始されると考えられる。そこで、モニタリングポスト（MP）の結果 [3]からプルームが通過したと考えられる活動日(24 日まで)を除外し、グラウンドシャインからの被ばくが主たる被ばく要因と想定される活動日について実測値と計算値を比較した。なお、震災直後の南相馬市の MP のデータは欠損していたため、近隣の浪江町の MP の値からプルーム通過の有無を判断した。25 日以降について外部被ばくの実測値と計算値の平均値とを比較した結果、Factor2 以内の範囲で一致した。評価結果の違いには活動場所の不確かさが影響していると考えられる。また、計算の最大値を用いた評価は、実測値を保守的に評価できていることがわかった。

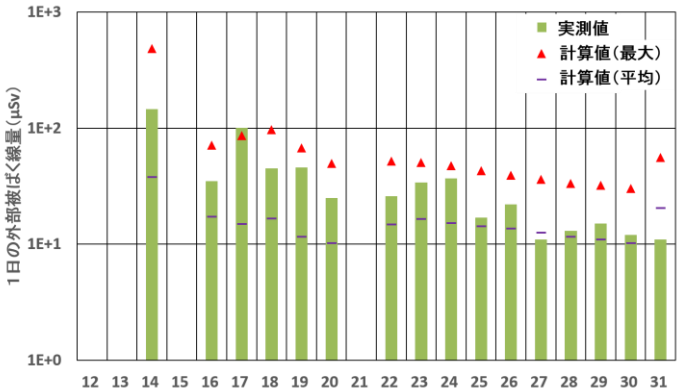


図　防災業務関係者の日毎の累積線量に対する実測値と計算値の比較

4. **結論**　本評価モデルにおいて UPZ 圏内の避難支援等の防災業務関係者の被ばく線量を概ね評価できることが示唆された。

参考文献 [1]UNSCEAR.Vol 1 (2013) [2]オフサイトの防災業務関係者の安全確保に関する検討会報告書（2016）
[3]福島県 HP：http://www.pref.fukushima.lg.jp/sec/16025d/post-oshirase.html（2017 年 7 月 20 日）

本発表は、内閣府受託（平成 28 年度地域防災計画・避難計画の充実化の支援に資する技術的知見の整備事業）の成果である。

*Kazumasa Shimada[1], Toshihisa Sasaki[1] Masanori Kimura[1] and Masahiro Munakata[1]　[1]Japan Atomic Energy Agency

除去土壌の再生資材を用いた土地造成に伴う線量評価

Dose evaluation related to land formation using recycled material of contaminated soil

*島田　亜佐子[1]，根本　宏美[1]，澤口　拓磨[1]，武田　聖司[1]
[1]原子力機構

除去土壌の再生資材を埋戻材として床堀型の土取場の土地造成を行うことを想定し、施工から供用、災害時の作業者や一般公衆の被ばく経路を設定して線量評価を行った。その一連の評価結果から、除去土壌の本用途への再生利用可能な放射能濃度レベルを算出した。

キーワード：再生利用，土地造成，除去土壌，線量評価

1. 緒言

環境省は、福島県内の除染で発生した除去土壌等について資源の有効活用や将来の処分量の低減の観点から再生資材として処理し、適切な管理の下、公共事業等の土木構造物の部材に限定し、被ばく線量を制限するための適切な措置を講じた上で利用する方針を示した(「再生資材化した除去土壌の安全な利用に係る基本的考え方について」(2016))。本報告では、除去土壌の再生利用に係る指針等の策定に資するため、様々な土地造成のうち上記方針を満たし人為的形質変更が想定されない用途に用いることとして、床堀型の土取場の土地造成に再生資材を埋戻材として利用する場合を想定し、施工時、供用時における作業者および一般公衆に対する追加被ばく線量を評価した。そして、その結果から再生利用可能な放射性 Cs 濃度や施設の設計条件について検討を行った。さらに、土取場の造成地において想定される災害時における被ばく線量が 1 mSv/y を超えないことを確認した。

2. 評価方法

国土交通省の標準歩掛り等に基づき、通常の土地造成に係る主な作業工程や作業形態を抽出し、それを基に施工時のシナリオを作成した。また、草本または木本が植栽された土地造成地の通常の利用、周辺居住、保全作業等を想定して供用時のシナリオを作成した。災害時のシナリオは自然災害による土木構造物等の破損事例等や復旧方法を調査して作成した。作成したシナリオや被ばく経路に対して、基本的にはクリアランスレベル評価等で評価実績のあるモデルを用いて単位再生資材中濃度当たりの被ばく線量を評価した。ただし、外部被ばく線量換算係数については、国内の土取場の規模を調査して埋戻材の規模や形状を安全側に設定し、かつ、木本植栽の場合には、再生資材から樹木へ放射性 Cs が移行することを想定し、生長した樹木及び伐採により地面へ堆積された樹木、堆積されたリターフォールからの外部被ばくを経時的に評価可能とするモデルを構築し、MCNP コードを用いて独自に計算した。全被ばく経路に対して、算出した単位再生資材中濃度当たりの被ばく線量から 1 mSv/y 相当濃度(年間追加被ばく線量が 1 mSv を超えない放射性 Cs 濃度)を逆算した。また、最も被ばく線量が高くなる経路（決定経路）の 1 mSv/y 相当濃度を再生利用可能な放射能濃度レベルとした。この濃度レベルを安全側に丸めた濃度を用いて被ばく線量を評価した時に、供用時の公衆の年間追加被ばく線量が 10 μSv を超えないための遮へい材の厚さ条件を検討した。同様の濃度を用いて災害時の被ばく評価も行った。

3. 結論

図 1 に木本植栽（広葉樹・間伐）のケースについて主要な被ばく経路における 1 mSv/y 相当濃度をまとめた。評価したすべてのケースについて、埋戻し施工作業者の外部被ばく経路が決定経路となり、再生利用可能な放射能濃度は 4900 Bq/kg と算出された。この結果を踏まえ 4000 Bq/kg の再生資材を利用するとした場合、周辺居住者(子ども)の被ばく線量が 10 μSv/y を超えないための条件は 40 cm 以上の客土であることが分かった。また、評価対象として選定した津波、火災、異常降雨の災害時の被ばく線量が 1 mSv/y を超えないことを確認した。

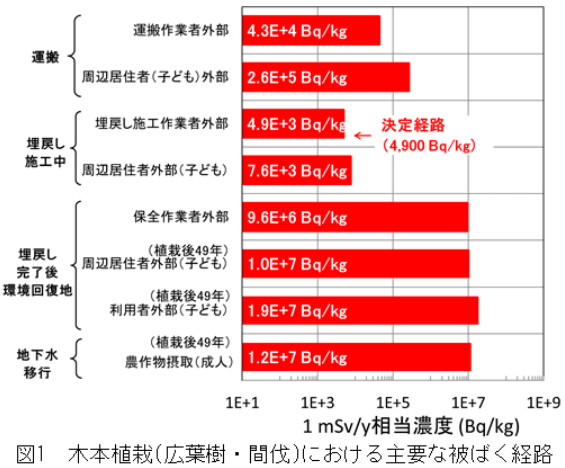


図1　木本植栽(広葉樹・間伐)における主要な被ばく経路における1 mSv/y相当濃度

*Asako Shimada[1], Hiromi Nemoto[1], Takuma Sawaguchi[1] and Seiji Takeda[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

原子力事故後の自動車避難に関する外部被ばく低減効果の評価

Evaluation of reduction effects for external exposures in vehicles evacuation after nuclear accident

*高原 省五[1], 渡邊 正敏[1], 廣内 淳[1], 飯島 正史[1], 宗像 雅広[1]
[1] 日本原子力研究開発機構

自動車の形状及び重量に基づいて三次元モデルを開発した。放射線輸送計算コードMCNPを用いて地表面沈着^{137}Csからの線量率を計算し、福島事故後の汚染地域での実測した車体内外での線量率と比較してモデルの妥当性を検証した。このモデルを用いて原子力事故時のガンマ線に対する自動車の外部被ばく低減効果を評価した。

キーワード：原子力防災，自動車避難，外部被ばく，被ばく低減効果

1. 緒言　住民避難は原子力事故後に実施される防護措置の一つであり、放射性プルームからの外部被ばくとその吸入による内部被ばくと、沈着核種からの外部被ばくを低減するための措置である。避難を効果的に実施するためには、屋内退避等の他の防護措置との連携に加えて、避難の手段としても、徒歩、自家用車及びバスでの避難を上手く組み合わせて最適な防護戦略を策定しておく必要がある。自動車の被ばく低減効果はこのような戦略の策定に不可欠な情報の一つであるが、現在の日本で普及している自動車を対象とした被ばく低減効果の評価はこれまでに行われていない。そこで、本研究では、我が国における原子力事故後の防護戦略の最適化に資するため、日本の自家用車及びバスの三次元モデルを開発し、事故時のガンマ線に対する外部被ばく低減効果を評価した。

2. 自動車モデルの開発　日本の4車種（重量800-1930 kg）に対してモデルを作成した。自動車モデルの形状は、実際の車体の全高、全幅及び全長に基づく直方体とした。前後左右には窓を配置した。これらの形状に関する情報は、車検証及びメーカーのカタログを用いて調査した。屋根を除く車体全体で一様なステンレス鋼製であると仮定して、車体の表面積と重量から車体の鋼板厚さを算出した。車両の屋根厚さはメーカーからの情報提供をもとに0.8 mmとした。

放射線輸送計算コードMCNPを用いて地表面に沈着した^{137}Csによる自動車内外での線量率を計算した。被ばく低減効果は、被ばく低減係数（DRF）を用いて評価することとし、自動車外部（地表面から1 m高）での線量率に対する自動車内部（座席面から15 cm高）の線量率の比としてDRFを定義した。自動車モデルの妥当性を検証するため、福島事故後の汚染地域において自動車内外の線量率を実測してDRFを評価した。モデルによるDRFと実測によるDRFとの比較結果を右下図に示す。実測した場所は過去に除染が行われた場所であり、地表面に線源を分布させた場合（実効深度$\beta = 0$ g cm^{-2}）には実測値を再現することができなかったものの、地中方向への移行を考慮した場合（実効深度$\beta = 10$ g cm^{-2}）には実測値を再現でき、モデルの妥当性を確認することができた。

3. 被ばく低減効果の評価　開発したモデルを用いて日本の自家用車4車種と、住民避難での利用が想定される大型バスのDRFを評価した。原子力事故直後の放射性核種の分布を考慮して、(i) 放射性プルームからの外部被ばく（クラウドシャイン）及び (ii) 沈着核種からの外部被ばく（グランドシャイン）に対する被ばく低減係数を評価した。放射性プルームからのガンマ線のエネルギーは代表的な事故シナリオで放出される核種からのガンマ線のエネルギーを包含するように0.4–1.5 MeVの範囲とした。また、沈着核種については^{137}Csのみを対象とし、事故直後であることから地表面（$\beta = 0$ g cm^{-2}）に存在するものとした。

この結果、自家用車4車種の被ばく低減係数は、0.4-1.5 MeVのクラウドシャインに対して0.66-0.88、^{137}Csからのグランドシャインに対して0.64-0.73となった。また、大型バスの中央客席においては、グランドシャインとクラウドシャインに対するDRFはそれぞれ0.45-0.47及び0.69-0.87となった。

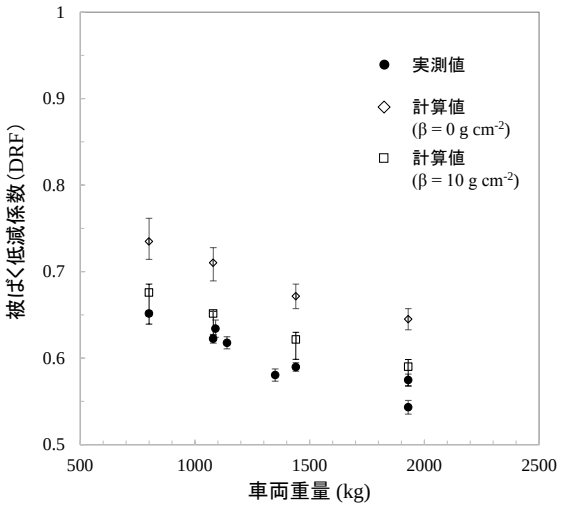


図　被ばく低減係数の実測値と計算値との比較

本研究は平成27年度「原子力施設等防災対策等委託費（防護措置の実効性向上に関する技術的知見の整備）事業」及び平成28年度規制庁受託「原子力施設等防災対策等委託費（防護措置の実効性向上に関する調査研究）事業」の成果の一部である.

*Shogo TAKAHARA[1], Masatoshi WATANABE[1], Jun HIROUCHI[1], Masashi IIJIMA[1] and Masahiro MUNAKATA[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

屋内退避による内部被ばくの低減効果の調査　(3) 実家屋での浸透率の調査

Examination of the decreasing effect on internal exposure by sheltering
(3) Investigation of penetration factor in real houses

*廣内 淳[1], 高原 省五[1], 駒ヶ峯 弘志[1], 渡邊 正敏[1], 宗像 雅広[1]
[1]原子力機構

屋内退避による内部被ばくの低減効果は多くの因子に影響される。家屋内への放射性物質の侵入割合(浸透率)は被ばく低減係数に大きな影響を与えるものの、低減効果を評価する目的で日本の代表的な家屋で浸透率を実測した例はない。本研究では、実家屋で室内外のエアロゾル濃度を連続測定し、粒子状物質の家屋内への浸透率を導出した。

キーワード：屋内退避, 吸入被ばく, 浸透率

1. 緒言　原子力災害時の公衆に対する被ばく低減措置の一つとして、屋内退避が挙げられる。屋内退避による内部被ばくに対する低減効果の定量的評価はほとんど行われていない。この原因の一つとして、屋内退避による内部被ばくに対する低減効果は様々な変動因子に左右されていることが挙げられる。前回までの発表で、コンパートメントモデルを用いた感度解析により、粒子状物質を対象とした場合に低減効果に最も影響を与える因子が浸透率であることを示した[1]。しかしながら、アメリカで浸透率を求めた実験[2]はあるものの、その値を日本家屋にそのまま適用できるかのエビデンスはない。さらに、求められた浸透率は大きな不確かさを持っており、どの因子に影響を受けているかが不明である。そこで、本研究では日本家屋での浸透率の変動幅を導出することを目的として、実家屋で粒子状物質を対象とした浸透率を導出する実験を行った。

2. 実験概要　過去の実験手法[2]を基に、東海村の建築年の異なる 2 家屋で実験を行った。浸透率を導出する際に必要な自然換気率を導出するために、家屋内に CO_2 を約 100 L 散布した。同時に空気清浄機を稼動させ（風量：5.3 m^3/min.）、室外よりも室内の粒子状物質濃度を大幅に低減させた。空気清浄機はタイマーにより 1 時間で電源が切れるようにした。室内外の温度・湿度及び CO_2 濃度は T&D 社製のおんどとり TR-76Ui、室内外のエアロゾル濃度は日本カノマックス社製のレーザーパーティクルカウンタ MODEL3886 を用いて測定した。計測期間中、人の出入りはない。

3. 解析方法　室内外の物質の交換は以下の式で表される。

$$\frac{dC_I}{dt} = P\lambda_e C_O - (\lambda_e + \lambda_d)C_I$$

ここで、C_I は室内の粒子状物質濃度、C_O は室外の粒子状物質濃度、P は浸透率、λ_e は自然換気率、λ_d は室内での沈着速度である。自然換気率 λ_e は CO_2 濃度が指数関数的に減少する部分で指数フィッティングすることにより求めた。エアロゾルの浸透率 P と沈着速度 λ_d は、CO_2 で求めた自然換気率 λ_e を用いて、空気清浄機の電源が切れた後の粒子状物質の濃度変化部分で上式を用いてフィッティングすることにより求めた。

4. 解析結果　浸透率と自然換気率の関係を図に示す。粒径 0.3–1 μm の粒子では、浸透率は概ね 0.5–1 の値をとり、粒径依存性は見られなかった。この結果は、アメリカの実家屋実験結果[2]と同様であった。自然換気率が 1 h^{-1} 以上では浸透率は概ね 1 であり、それ以下では大きなばらつきはあるものの、自然換気率が小さい程、浸透率が小さい傾向である。この結果より、浸透率に影響を与える因子として自然換気率が挙げられる。本実験では、家屋の違いによる自然換気率の違いが得られた。しかし、上述した自然換気率と浸透率の関係性に家屋間の違いは見られなかった。

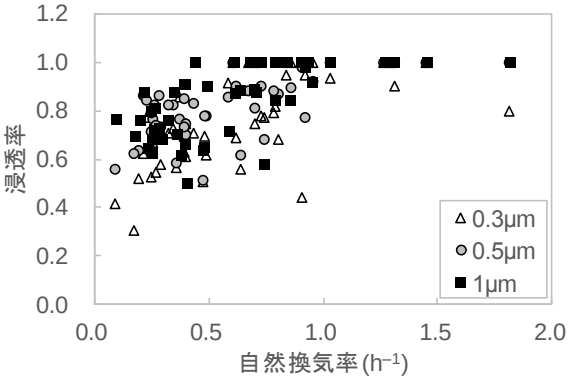


図　自然換気率と浸透率の関係

参考文献
[1] 廣内ら, 原子力学会 2016 年　春の年会 1A02. [2] Thatcher et al., Aerosol Sci. Technol., 37, 275–288 (2003).

本研究は平成 28, 29 年度規制庁受託「原子力施設等防災対策等委託費（防護措置の実効性向上に関する調査研究）事業」の成果の一部である.

* Jun HIROUCHI[1], Shogo TAKAHARA[1], Hiroshi KOMAGAMINE[1], Masatoshi WATANABE[1] and Masahiro MUNAKATA[1]
[1]JAEA.

Oral presentation | VI. Health Physics and Environmental Science：Health Physics and Environmental Science

Thu. Sep 14, 2017 2:45 PM - 4:05 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 5:45 AM - 7:05 AM UTC | Room Q Lecture Hall - Frontier Research in Applied Sciences Building

[2Q10-14] Environmental Remediation

Chair:Kazumasa Shimada (JAEA)

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

[2Q10] Effects of $CaCl_2$ and KCl additives on soid decontamination by cesium-free mineralization

*Iwao Shimoyama[1], Mitsunori Honda[1], Toshihiro Kogure[2], Yuji Baba[1], Tsuyoshi Yaita[1], Yoshihiro Okamoto[1] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. The university of Tokyo)

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

[2Q11] Electronic structure of Cs adsorbates on weathered biotite

effect of desorption

*Tetsuo Okane[1], Masaaki Kobata[1], Shinichi Suzuki[1], Masahiko Okumura[1], Masahiko Machida[1], Keisuke Kobayashi[1], Tsuyoshi Yaita[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

[2Q12] Cesium removal and separate from Fukushima weathered biotite using molten salt electrochemistry

*Mitsunori Honda[1], Takuya Goto[2], Yoshihide Sakanaka[2], Iwao Shimoyama[1,3], Yoshihiro Okamoto[1], Shinichi Suzuki[1,3], Tsuyoshi Yaita[1,3] (1. JAEA MRSC, 2. Doshisya Univ., 3. JAEA FESC)

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

[2Q13] On-site test for the decontamination of designated waste

Summary of the year 2013-2016 results

*Yoko Fujikawa[1], Hiroaki Ozaki[2], Shogo Taniguchi[2], Ryouhei Tanakami[2], Paul Lewtas[3], Keiko Fujiwara[1], Kouki Yasuno[1], Shinji Sakurai[4] (1. Kyoto University Research Reactor Instituite, 2. Osaka Sangyo University, 3. Edith Cowan University, 4. Osaka Prefecture University)

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

[2Q14] Study on Sustainable Treatment System of Mine Water

*Chisato Mukuta[1], Yoko Akiyama[1], Shigehiro Nishijima[1,2] (1. Osaka Univ., 2. Fukui University of Technology)

4:00 PM - 4:05 PM JST | 7:00 AM - 7:05 AM UTC

Time reserved for Chair

セシウムフリー鉱化法を用いた土壌除染における $CaCl_2$ 及び KCl 添加物の効果

Effect of $CaCl_2$ and KCl additives on soil decontamination by cesium-free mineralization

*下山　巖[1]，本田充紀[1]，小暮敏博[2]，馬場祐治[1]，矢板毅[1]，岡本芳浩[1]

[1]原子力機構，[2]東大院理

セシウムフリー鉱化法による実土壌の除染試験を行うため、$CaCl_2$ 及び KCl を添加剤として用い低圧・大気加熱処理を行った場合の放射能変化を調べると共に、土壌中の鉱物の構造変化と組成変化を調べることで $CaCl_2$ と KCl 添加により異なる Cs 除去過程を経て土壌除染が進行することを明らかにした。

キーワード：土壌除染，セシウム，熱処理

1. 緒言

福島における放射性汚染土壌問題の解決に向けて、我々は新たな熱処理土壌除染法であるセシウムフリー鉱化法（CFM）を提案している。既に、非放射性 Cs を収着させた風化黒雲母をモデル土壌とした試験において $CaCl_2$ 添加 700℃低圧加熱処理より Cs 除去率が 100%となることを確認しているが、実土壌に対する CFM の有効性を確かめる試験は行っていなかった。そこで本研究では福島の放射性汚染土壌に対して CFM による処理を行った際の放射能変化を調べた。また、Cs 除去過程における添加剤依存性を調べるため $CaCl_2$ と KCl を添加した際の土壌中の鉱物の構造変化と組成変化についてそれぞれ調べた。

2. 実験

福島県富岡町の帰還困難区域から採取した汚染土壌に対して重量比 1:1 の $CaCl_2$ もしくは KCl を添加し、低圧（～17 Pa）もしくは大気圧での加熱処理を 2 時間行った。水洗浄により余剰塩を除去した後の試料に対して NaI 検出器による放射能測定を行い、処理前の値に対する除染率を求めた。また、処理後の試料に対しては X 線回折（XRD）と蛍光 X 線分析により構造と組成の変化を調べた。

3. 結果と考察

採取した汚染土壌の放射能濃度は ^{137}Cs と ^{134}Cs についてそれぞれ 8200, 1800 Bq/kg であった。$CaCl_2$ 添加時は大気加熱と低圧加熱で除染率に大きな差はみられず、790℃の大気加熱処理で 97%の除染率が得られた。また、741℃の低圧加熱処理を 3 回実施することで除染率は 91%から 99%まで増加した。一方、KCl 添加時は低圧加熱の方が大気加熱よりも除染率が高く、789℃の大気加熱では除染率 35%であったのに対し 790℃の低圧加熱では 83%の除染率が得られた。また、741℃の低圧加熱処理を 5 回実施したところ、除染率は 81%から 88%まで増加した。$CaCl_2$ 添加時の加熱処理前後で土壌中の黒雲母成分は消滅し、加熱時の圧力条件により異なる XRD パターンが観測された。また、大気・低圧加熱により生成物は異なる組成比を示した。これらの結果は、熱処理による粘土鉱物の相変化が大気・低圧加熱により異なることを示している。一方、KCl 添加時は大気加熱・低圧加熱どちらの場合も黒雲母のピークは消滅せず、処理回数を重ねるとむしろ成長する傾向がみられた。従って、$CaCl_2$ と KCl では Cs 除去過程がそれぞれ異なり、前者の場合は粘土鉱物が異なるケイ酸塩鉱物に相変化することで Cs が除去されるのに対し、後者の場合は粘土鉱物の構造が保たれたまま、イオン交換過程により Cs が除去されることを明らかにした。以上の結果は実土壌の除染において CFM 有効であることを示すと共に、塩化物試薬のカチオンの価数により Cs 除去過程が異なることを示唆している。

---

*Iwao Shimoyama[1], Mitsunori Honda[1], Toshihiro Kogure[2], Yuji Baba[1], Tsuyoshi Yaita[1], Yoshihiro Okamoto[1],

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]The Univ. of Tokyo

風化黒雲母における吸着セシウムの電子状態：脱離処理の効果

Electronic structure of Cs adsorbates on weathered biotite: effect of desorption

*岡根 哲夫[1,2,3]，小畠 雅明[2]，鈴木 伸一[1]，奥村 雅彦[4]，町田 昌彦[4]，小林 啓介[1]，矢板 毅[1]
[1]日本原子力研究開発機構 物質科学研究センター，[2]同 廃炉国際共同研究センター，
[3]同 原子力基礎工学研究センター，[4]同 システム計算科学センター

風化黒雲母にセシウムを飽和吸着した系について、薬品によるセシウム脱離処理を行った際の電子状態の変化を放射光を用いた硬 X 線光電子分光によって観測した結果を報告する。ここで捉えられたセシウムの電子状態の変化は、脱離しやすい吸着サイトと脱離が困難な吸着サイトのセシウム電子状態を分離して観測したことに相当すると考えられる。

キーワード：セシウム，粘土鉱物，電子状態，光電子分光，放射光

1. 緒言

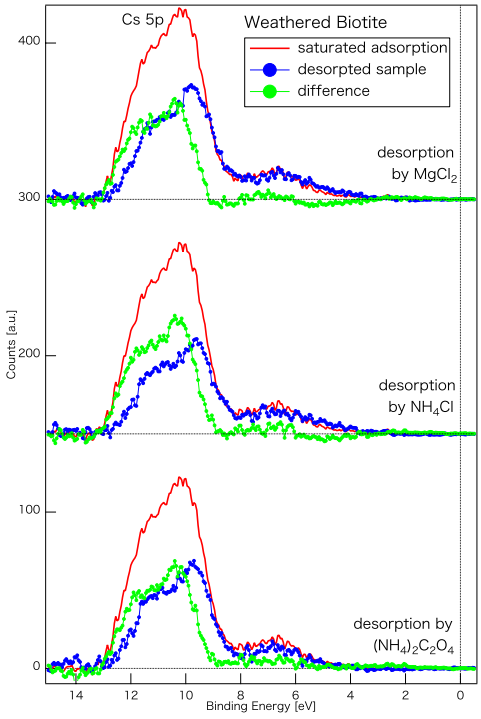
福島第一原子力発電所事故後の高い環境放射線量の主要な要因である放射性セシウム（Cs）は、土壌の中の粘土鉱物に強く吸着されており、粘土鉱物の中でも特に風化黒雲母の Cs 吸着能が高くかつ吸着 Cs の脱離が難しいということがわかってきている [1]。風化黒雲母には表面や層間など複数種類の Cs 吸着サイトが存在し、吸着サイトごとに吸着の強さも異なると予想される。Cs の吸着の強さは Cs の電子状態に反映されると考えられる。そこで本研究では、風化黒雲母にセシウムを飽和吸着した試料について薬品による Cs 脱離処理を施した時の Cs 電子状態の変化を硬 X 線光電子分光実験により調べた。

2. 実験方法

風化黒雲母は水簸による分級後、塩化セシウム溶液に浸すことにより Cs を飽和吸着した。Cs 飽和吸着試料に対し、塩化マグネシウム、塩化アンモニウム、シュウ酸アンモニウムによる Cs 脱離処理を施した。硬 X 線光電子分光実験は大型放射光施設 SPring-8 において実施した。入射 X 線のエネルギーを 8 keV として、内殻準位並びに価電子帯のスペクトルを測定した。

3. 結果・考察

右図は風化黒雲母の価電子帯光電子スペクトルから Cs の電子状態成分を抽出したものである。赤の飽和吸着試料のスペクトルから青の 3 種の脱離処理後のスペクトルを差し引くことによって得られる緑のスペクトルが、処理によって脱離した Cs の電子状態に相当する。一方、青の脱離処理後のスペクトルは、処理後も風化黒雲母に残った Cs に相当する。実験結果は、脱離されやすい吸着サイトにある Cs の電子状態（緑）は、脱離されにくい吸着サイトにある Cs の電子状態（青）に比べて高結合エネルギー側にシフトしていることを示している。講演では、観測された Cs の電子状態から Cs の化学結合状態を議論する。



風化黒雲母の価電子帯光電子スペクトルの Cs 電子状態成分の Cs 脱離処理による変化

参考文献

[1] 小暮敏博、他、地球科学 **49**, 195-201 (2015).

---

*T. Okane[1,2,3], M. Kobata[2], S. Suzuki[1], M. Okumura[4], M. Machida[4], K. Kobayashi[1] and T. Yaita[1]
[1]Materials Sciences Research Center, Japan Atomic Energy Agency, [2]Collaborative Laboratories for Advanced Decommissioning Science, JAEA, [3]Nuclear Science and Engineering Center, JAEA, [4]Center for Computational Science and e-Systems, JAEA

溶融塩電気化学法を用いた福島風化黒雲母からのセシウム除去と分離

Cesium removal and separate from Fukushima weathered biotite using molten salt electrochemistry

*本田 充紀[1]，後藤 琢也[2]，坂中 佳秀[2]，下山 巖[1,3]，岡本 芳浩[1]，鈴木 伸一[1,3]，矢板 毅[1,3]
[1]原子力機構・物質科学研究センター，[2]同志社大学，[3]原子力機構・福島環境安全センター

本研究では、我々は放射能汚染土壌の減容および再利用化へ向け、溶融塩技術を用いた汚染土壌からの Cs 除去と電解析出法による分離・回収を目的とし、電気化学溶融塩処理法を用いた電気化学的酸素ポテンシャル制御について検討した。それにより、Cs 除去過程で創製した結晶（鉱物）の電解による分離・回収の可能性を探索した。

キーワード：溶融塩電気化学法，福島風化黒雲母，Cs 除去，分離

1. 緒言

福島における汚染土壌の除染と再生に向けた研究を推進している。我々は Cs を収着する能力が高い風化黒雲母(WB)[1]から混合塩($NaCl+CaCl_2$)を用いて Cs を除去する際の脱離機構について X 線吸収微細構造分光法によるその場観察 EXAFS 解析を行い、高温過程で Cs が塩中に取り込まれることを明らかにした[2]。また WB は Cs の除去過程において複数の結晶へ変化することも分かってきた[3]。次のステップとして、溶融塩電気化学法を用いて、複数の結晶の電解による分離・回収の可能性について探索する。

2. 実験

本研究では溶融塩電気化学法を用いて、電気化学的に酸素ポテンシャルを制御する。作用極には Pt メッシュ電極、参照極には Ag/AgCl 電極、対極にはグラッシーカーボン電極を用いて実験を行った。今回カソード電極で想定する反応を、電気化学的な還元雰囲気下である-1.4 V の還元電位に固定し、700℃で 2 時間反応を行った。溶融塩電気化学処理後の WB について X 線回折法(XRD)をもちいて構造変化を検討した。

3. 結論

XRD による構造解析の結果を図に示した。WB のみの (黒線)、-1.4V/ 700℃で 2 時間反応後 (赤線)および 700℃加熱のみの XRD パターン(青線)を示した。WB のみのパターンと比べ、溶融塩電気化学反応を用いて-1.4V 電位/700℃で 2 時間反応後は新たなパターンを確認した。これは電位をかけないで 700℃で 2 時間反応させた時の青線と大きく異なっており、Cs 除去後の生成物が異なっていることを示している。電位が無い場合では生成物は 4 つの結晶から構成されているが、溶融塩電気化学反応後は生成物が 3 つで構成されることを確認した。これは、還元雰囲気ではない条件の場合と比較して、得られた生成物に変化が生じることを意味する。以上から溶融塩電気化学法を用いた電解による分離・回収へむけた可能性を示せた。今後異なる電位反応による生成物の変化について検討する。

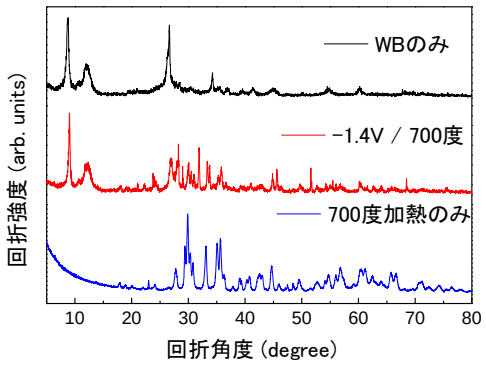


図　溶融塩電気化学反応(-1.4V/700℃で 2 時間反応)による WB の X 線回折パターンの変化。WB のみ(黒線)から-1.4V/ 700℃での反応後(赤線)および 700℃加熱のみ(青線)を示した。

参考文献

[1] H. Mukai *et. al.*, Sci. Rep. (2016) 2–4. [2] M. Honda *et al.*, ACS Omega.(2017)721 [3]M. Honda *et. al*., (under prepared)

*Mitsunori Honda[1], Takuya Goto[2], Yoshihide Sakanaka, Iwao Shimoyama[1] Yoshihiro Okamoto[1], Shinichi Suzuki[1,3] , Tsuyoshi Yaita[1,3],
[1]JAEA, Materials Research Science Center, [2]DoshishaUniversity, [3]JAEA Fukushima Environmental Safety Center,.

指定廃棄物除染方法の現場試験
2013-2016 度の総括

On-SiteTest for the Decontamination of Designated Waste

Summary of the Year 2013-2016 Results

*藤川 陽子[1]，尾崎 博明[2]，谷口 省吾[2]，高浪 龍平[2]，ポール ルータス[3]，藤原 慶子[1]，
安野 恒喜[1]，櫻井 伸治[4]
[1]京都大，[2]大阪産業大 [3] エディスコーワン大 [4] 大阪府立大

2013～2016 年に放射性物質汚染対処特措法の指定廃棄物発生現場において 5 回にわたる試験を行った。ゴミと下水汚泥の焼却物中の放射性セシウムの溶出特性および物理化学的特性、ならびに廃棄物抽出液からのセシウムの選択的濃縮回収技術について検討した結果を総括する。

キーワード：指定廃棄物，放射性セシウム，溶出、難溶性フェロシアン化物錯塩

1. 緒言

指定廃棄物の指定を受けた放射性セシウムを含む上下水道汚泥や農業系廃棄物等の最終処分場は、福島県については、ようやくサイトが決まったが、本稿執筆時点で廃棄物搬入に向けての地元との調整はまだ続いている。指定廃棄物中の放射性セシウムの溶出特性や溶出したセシウムの物理化学的性質は処分の長期的安全性に関係するが、系統的な研究例は少ない。ここでは著者らの 4 年間の試験結果を紹介する。

2. 放射性セシウムの溶出特性と処理性

表に指定廃棄物のうち下水汚泥焼却･溶融物中の放射性セシウムの純水による溶出率等を示す。飛灰の放射性セシウムの溶出率の高くなるのは有機物の多い汚泥の焼却を行った時、焼却よりも溶融を行ったときであった。土壌と汚泥を混焼すると飛灰中の放射性セシウムおよび重金属の溶出がともに低下した。飛灰のキレート処理により重金属の溶出は減少したが放射性セシウム溶出は減少しなかった。抽出された放射性セシウムのフェロシアン化物共沈法による回収は溶融飛灰のほうが焼却灰より容易であったが、ピペラジン系のキレート剤で安定化処理した溶融飛灰では、共沈条件の最適化が複雑になった。焼却飛灰抽出液にはコロイド状の放射性セシウムが含まれている可能性があった。総じて指定廃棄物中の放射性セシウムの溶出率や処理性は、廃棄物発生状況や後処理に応じて多様に変化することが明らかになった。

表　下水汚泥焼却･溶融物中の放射性セシウムの純水による溶出率等

廃棄物発生時期	条件	放射性セシウム溶出率%	溶出時の pH	Fe (mg/g 灰) ***	Zn (mg/g 灰) ***
2013 下	焼却灰（土壌と混焼）	0.4 ～0.7 *	3～3.9	0.63 (0.5M)	0.002 (0.5M)
2014 下	焼却灰（原汚泥の有機物含有量多い）	14	5.8～6.9	43 以上(0.5M)	13 以上(0.5M)
2015 下	焼却灰	4 *	6.7	60 (0.5M)	未測定
2013 上	溶融飛灰	54～58	未測定	2.6 (0.5M)	5.7 (0.5M)
2013 下	溶融飛灰	41～45 *	1.7～2.0	2.3 (0.1M)	2.2 (0.1M)
2014 下	溶融飛灰	64～69	7.1～7.6	2.4 (0.1M)	未測定
2015 下	溶融飛灰	55～60	6.1～8.0	7.6 (0.1M)	未測定
2016 下	溶融飛灰(石灰多い)	63	7.0～12.5	4.3 (0.1M)	2.4 (0.1M)
2016 下	溶融飛灰(キレート処理後)	41	7.1～7.5	0.5 (0.1M)	未測定
2016 下	溶融飛灰(キレート処理後･石灰多い)	100 **	10.1～10.3	0.2 (0.1M)	0.2 (0.1M)

* 回分式抽出のため最大 2 倍程度の過小評価の可能性　** 過大評価の可能性　***0.1M or 0.5Mの温シュウ酸抽出

*Yoko Fujikawa[1], Hiroaki Ozaki[2], Shogo Taniguchi[2], Ryouhei Takanmi[2], Paul Lewtas[3], Keiko Fujiwara[1], Kouki Yasuno[1], Shinji Sakurai [4], [1] Kyoto Univ., [2] Osaka Sangyo Univ., [3] Edith Cowan Univ., [4] Osaka Prefecture Univ.

持続可能な坑廃水処理システムの検討

Study on Sustainable Treatment System of Mine Water

*椋田　千聖[1]，秋山　庸子[1]，西嶋　茂宏[1,2]
[1]大阪大学，[2]福井工業大学

ウラン鉱山の廃止措置を行うにあたり、坑廃水中に含まれる重金属イオン濃度が基準値を超えている場合は恒久的な処理が求められる。しかし、現状では坑廃水処理にかかる費用が高いため、コストの削減が必要である。本研究では、省エネルギーで薬剤添加なしに恒久的に坑廃水の処理ができるシステムを検討した。坑廃水中には鉄イオンが高濃度に含まれているため、鉄イオンの析出手法の検討を行った。

キーワード：ウラン鉱山，持続可能性，除鉄，坑廃水

1. 緒言

本研究では省エネルギーで薬剤添加なしに坑廃水を処理できるシステムの構築を目的とする。国内のほとんどの坑廃水には鉄イオンが高濃度に含まれているため、まず坑廃水中に含まれる鉄イオンを除去することを試みた。除鉄手法として、水酸化鉄（Ⅲ）を除鉄触媒として繰り返し利用して坑廃水中の鉄イオンを空気酸化することにより析出させ、高勾配磁気分離により坑廃水中から除去する手法の検討を行った。

2. 実験方法

まず除鉄触媒として用いる水酸化鉄（Ⅲ）を調製した。硫酸鉄（Ⅲ）n水和物または塩化鉄（Ⅲ）六水和物を出発物質とし、これを蒸留水に溶解し、pH=7 になるまで水酸化ナトリウムにて調整し、30 分間攪拌して 1.5 g の水酸化鉄（Ⅲ）を得た[1)]。その後、固液分離・洗浄を行った。水酸化鉄（Ⅲ）表面の水酸基量の違いや酸化が除鉄性能にどのような影響を及ぼすのかを調べるために、乾燥の有無の影響について検討した。乾燥させるものは 40℃にて 68 時間乾燥し、乾燥させないものは 50 mL の蒸留水に分散させた。このように調製した 4 種類の水酸化鉄（Ⅲ）（表 1）を 7.5 g/L 用いて、3 時間空気酸化を行い、除鉄性能を検討した。模擬坑廃水は Cl^-濃度が 10 mg/L、鉄イオン濃度が 20 ppm になるように調製した（pH=5 付近）。空気酸化終了後、処理前後の模擬坑廃水を 0.1 μm のメンブレンフィルターで吸引ろ過したのち、ろ液の鉄イオン濃度を ICP-AES により測定した。

表 1 作製する水酸化鉄（III）の種類

	物質名	乾燥
①	硫酸鉄	なし
②	塩化鉄	なし
③	硫酸鉄	あり
④	塩化鉄	あり

3. 実験結果

処理前後の鉄イオン濃度変化を図 1 に示す。出発物質に関わらず、乾燥した水酸化鉄（Ⅲ）（③、④）を用いた場合は除鉄性能が見られなかった。その一方で乾燥しなかった水酸化鉄（Ⅲ）（①、②）を用いた場合では硫酸鉄の方は処理後の鉄イオン濃度が 0.4 ppm 程度（除去率 98%）、塩化鉄の方は処理後の鉄イオン濃度が 2 ppm 程度（除去率 90%）まで除去することができた。この結果を踏まえ、今後は水酸化鉄（Ⅲ）を除鉄触媒として用いた空気酸化を行い、生じた析出物を高勾配磁気分離によって分離するための条件の検討を行い、一連の坑廃水処理システムの検討を行う予定である。

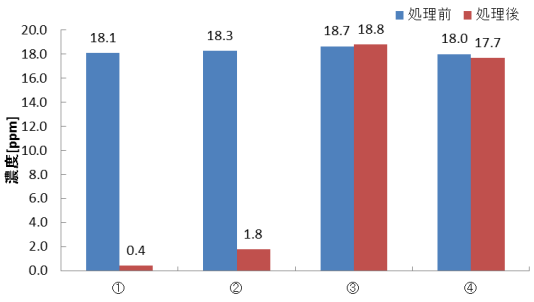


図 1　各水酸化鉄（Ⅲ）における鉄イオン濃度変化

参考文献

[1] 劉　克俊, “Fe(Ⅲ)吸着剤による人工廃水からのヒ素(Ⅲ)の除去および溶出”, 資源と材料, Vol. 121, p.240-245, 2005.

*Chisato Mukuta[1], Yoko Akiyama[1] and Shigehiro Nishijima[1,2]
[1]Osaka Univ., [2]Fukui University of Technology.

Oral presentation | VI. Health Physics and Environmental Science：Health Physics and Environmental Science

Thu. Sep 14, 2017 4:05 PM - 5:25 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 7:05 AM - 8:25 AM UTC | Room Q Lecture Hall - Frontier Research in Applied Sciences Building

[2Q15-19] Mobile Radiation Monitoring 1

Chair:Yoko Fujikawa (Kyoto Univ.)

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

[2Q15] Calculation of dose-rate distribution in the ship for maritime mobile radiation monitoring system (4)

*Hiroki Ofuji[1], Keiji Oda[1], Masato Kanasaki[1], Yutaka Mori[1] (1. Graduate School Of Maritime Sciences, Kobe University)

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

[2Q16] Proposal of Navigation Method using Advection Diffusion Model for Maritime Mobile Radiation Monitoring System

*Ryota Adachi[1], Hiroki Ofuji[1], Yutaka Mori[1], Masato Kanasaki[1], Keiji Oda[1] (1. Graduate School of Maritime Sciences, Kobe University)

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

[2Q17] Visualization of radioactive cesium distribution in marine sediment in Tohoku coastal waters by web GIS

*Seiki Ohnishi[1], Blair Thornton[2], Mitufumi Asami[1], So Kamada[1], Tamaki Ura[2] (1. National Maritime Research Institute, 2. University of Tokyo)

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

[2Q18] Car monitoring data visualization with the scenery seen from a car window

*Hiroko Nakamura Miyamura[1], Takeshi Matsubara[2], Akiyuki Seki[1], Hiroshi Takemiya[1] (1. JAEA, 2. VIC)

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

[2Q19] Development of dose rate mapping per nuclide by Ge car-borne 1 second measurement

*MISAO IKUTA[1] (1. Shimane Prefectural Atomic Power Environment Center)

5:20 PM - 5:25 PM JST | 8:20 AM - 8:25 AM UTC

Time reserved for Chair

海上移動型放射線モニタリングシステムに用いる船舶内の線量率分布に計算(4)

Calculation of dose-rate distribution in the ship for maritime mobile radiation monitoring system (4)

*大藤 広暉[1]、森 豊[1]、金崎 真聡[1]、小田 啓二[1]
[1]神戸大学大学院　海事科学研究科

我々は船舶を活用した海上移動型放射線モニタリングシステムの運用を提案している。内部被ばくについてのさらなる検討と船内領域をさらに精細化してモンテカルロ計算を行うとともに、PHITS を用いた計算との比較を行った。

キーワード：放射線防護、モンテカルロ計算、船舶、線量分布、内部被ばく

1. 緒言

福島原発事故時、津波のために陸上の拠点であるオフサイトセンター等の機能が喪失し、事故直後の正確な線量評価ができなかった。これを受けて、我々は既存のモニタリングシステムを支援・補完するひとつの対策として「船舶を活用した海上前線基地の設置」を提案している。前回の発表では、モンテカルロシミュレーションコード EGS5 を用いて船舶内（船橋）の線量率分布を分割し、それぞれの線量率を計算するとともに、船舶がプルームに覆われるという過酷な状態を想定し内部被ばく線量と外部被ばく線量の比較を行った。今回、船内領域をさらに精細化して EGS5 モンテカルロコード計算を行い、その結果と PHITS モンテカルロコード計算との比較を行った。また、プルームに覆われた場合の内部被ばくについての検討も行った。

2. 計算方法

船橋内の区域の中で最も重要な船橋部分について精細化を行った。図 1 に示すように船橋（12 m×8 m×2.5 m）を立方体（0.5 m×0.5 m ×0.5 m）になるように分割した。Cs – 137 を含むプルーム（110 m×55 m×5 m）が船橋から 15 m の高さに存在すると仮定し、各領域の平均吸収線量率を計算した。図 2 にその計算結果を示す。船橋の上部から 1 ~ 5 層目の空間分布を各々表している。この結果より平均値からの変化の平均は＋16 %, -22 %であることが分かった。つまり、同じ船橋であっても線量率の変化はあるが、この程度であれば前回示した簡略化した計算で十分ではないかと考えている。また、前回、内部被ばくは外部被ばくの千倍以上の影響があることが計算により分かり、プルームに覆われた場合には内部被ばくが支配的であるということが分かった。そこで、船舶内での内部被ばくの対策として、空調システムへのフィルターの取り付けや扉や窓の隙間にシールの貼り付け、マスクや防護服の着用、安定ヨウ素剤の服用などが挙げられ、以上の対策を事前に行うことで内部被ばくを抑えることができると考えられる。詳細及び PHITS 計算との比較については講演に譲る。

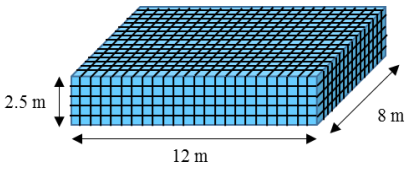


図 1. 計算体系

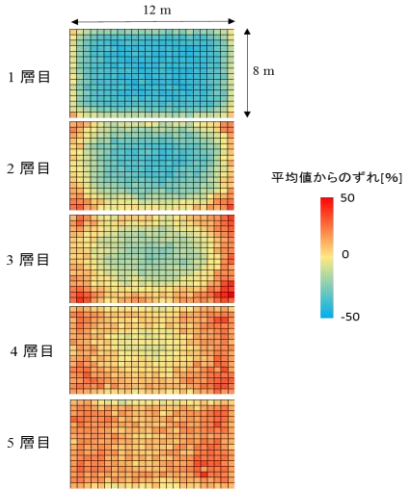


図 2. 船橋における平均吸収線量率の平均値からの変化

**Hiroki Ofuji[1], Yutaka Mori[1], Masato Kanasaki[1], Keiji Oda1[1]
[1]Graduate School of Maritime Sciences, Kobe University

海上移動型放射線モニタリングにおける移流拡散モデルを用いた航路策定法の提案

Proposal of Navigation Method using Advection Diffusion Model for Maritime Mobile Radiation Monitoring System

*足立 遼太、大藤 広暉、森 豊、金崎 真聡、小田 啓二
神戸大学大学院　海事科学研究科

我々は船舶を活用した海上移動型放射線モニタリングシステムの運用を提案している。異常状態となった原子力発電所に船舶で接近する際には、船舶乗組員の被ばくを避けなければならない。本研究では、移流拡散モデルを用いて、モニタリングの際に適切な航路を策定する手法を提案する。

キーワード：放射線防護、移流拡散モデル、船舶

1. 緒言

福島原発事故時、地震や津波による被害のためにオフサイトセンター等の機能が喪失し、さらには、陸路から原発付近における事故直後の正確な線量評価ができなかった。これを受けて、既存のモニタリングシステムを支援・補完するひとつの対策として「海上移動型放射線モニタリング」が提案されている。このシステムは、あらかじめ設定された放射線レベルを超えない範囲まで船舶で接近し、場合によっては無人小型ボートやマルチコプターといった無人機を用いて放射線モニタリングを行うものである。モニタリングのために、発災した原子力発電所に船舶で接近する必要があるが、船舶乗組員の被ばくや汚染を避けるためには放射性物質の拡散を予測し、航路を策定することが重要である。そこで本研究では、放射性物質の拡散を移流拡散モデルである LM[1]を用いて評価し、海上からのモニタリングの際に船舶乗組員が安全に航海可能な航路を策定する手法を提案する。

2. 計算方法・結果

本研究ではI原発が2017年6月19日0時に発災したと仮定し、練習船深江丸がモニタリングのために同日の12:45に地点Aを出発し、伊方原発沖4 km (地点L)まで接近すると仮定する。放出率は 1.0×10^{12} Bq/hで定常放出とした。船舶の船速は23.15 km/hで一定とし、船舶は15分毎に西・南・東の方向にのみ動くとした。また15分毎に放射能濃度を測定した。

地点AからLまで直線に航路を取った時の平均放射能濃度は0.76 Bq/m^{3}であった。放射能濃度の低い地点を選択して地点A.B,C,…,Lと順番に航路を取った時の平均放射能濃度は0.26 Bq/m^{3}となり、移流拡散モデルを使用することによって海上からのモニタリングの際に船舶乗組員の被ばく線量を予想し、適切な航路を策定することができた。

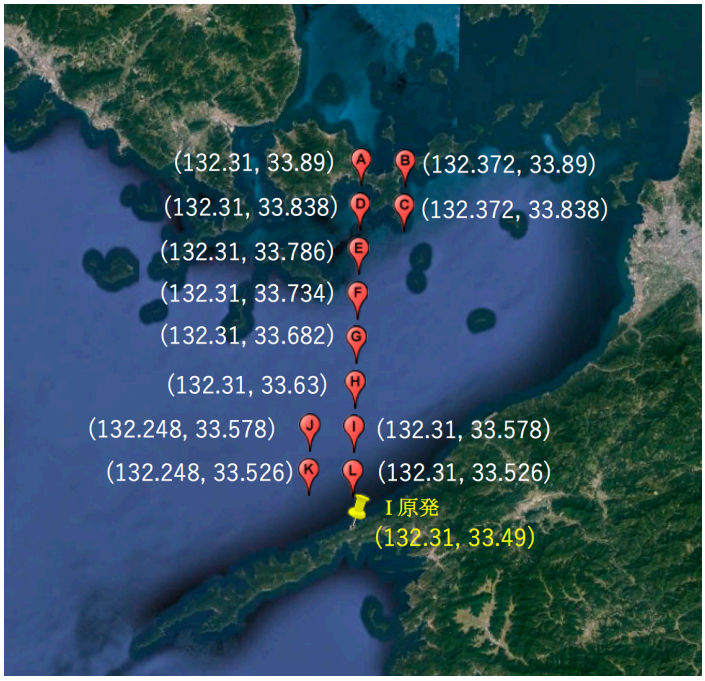


図. I原発と放射能濃度計算地点

参考文献

[1] Kajino et al., *Atmos. Chem. Phys.*, **16**(2016)13149

*Ryota Adachi[1], Hiroki Ofuji[1], Yutaka Mori[1], Masato Kanasaki[1], Keiji Oda[1]
[1]Graduate School of Maritime Sciences, Kobe University

地理情報システムによる東北沿岸域での海底土放射性セシウム濃度計測結果の可視化

Visualization of radioactive cesium distribution in marine sediment in Tohoku coastal waters by web GIS

*大西世紀[1]、ソーントン・ブレア[2]、浅見光史[1]、鎌田創[1]、浦環[1]
1 海上技術安全研究所、2 東京大学

当研究グループで現在までに実施した、東北沿岸域における曳航調査及び採泥調査の結果を公開する地理情報システム(GIS)を構築した。このシステムへは web ブラウザでアクセスし、GUI 操作によって対象とする海域、核種、時点等を選択し、放射性物質分布のグラフを作図することが可能である。

キーワード：放射性セシウム，海底土，可視化，地理情報システム, web

1. 緒言

当研究グループは、現在までに曳航式γ線スペクトロメータを用いて東北沿岸域における海底土内の放射性セシウム濃度の広域測定を実施してきた[1]。これらの測定では、海底土中の放射性セシウム濃度が周囲平均の 10 倍以上の値を示す異常分布(アノマリー)海域の存在や、放射性物質濃度が海底の土質や河川からの流入に大きく影響されていることを示してきた。また曳航調査に並行して、曳航式検出器の定量化のために柱状採泥器による放射セシウムの鉛直分布のデータ取得を行っている。そこでこれらの結果を公開するために GIS システムを構築した。

2. 公開内容

GIS へは web ブラウザでアクセスし、GUI 操作によって選択を行う。システムでは以下の 7 種類のグラフを単数、あるいは複数表示(マルチグラフレイアウトモード)することが可能である。１．複数測線の放射線セシウム分布、２．任意の測線に沿った距離対放射性セシウム濃度、３．任意の測線に沿った距離帯放射性セシウム濃度＋深度、４．任意の測線での放射性セシウム濃度頻度分布、５．採泥サンプルによる放射性セシウム鉛直濃度分布、６．採泥サンプルの鉛直含水率分布、７．ソナー反射強度分布。またこれらのデータは CSV 形式でダウンロード可能となっている。

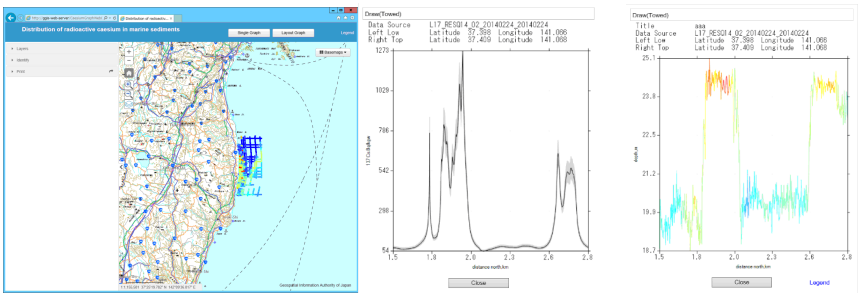


図　データ表示例。左：複数測線の Cs 濃度分布、中：距離 vs Cs 濃度、右：距離 vs 深度+Cs 濃度

参考文献

[1] 原子力規制庁，平成 26 年度 放射性物質測定調査委託費(海域における放射性物質の分布状況の把握等に関する調査研究)事業 成果報告書

*Seiki Ohnishi[1],Blair Thornton[2], Mitsufumi Asami[1], So Kamada[1], and Tamaki Ura[1,]
[1]NMRI, [2]Univ. Tokyo

走行サーベイデータの車窓画像上への表示

Car Monitoring Data Visualization with the Scenery Seen on a Car Window

*宮村（中村）浩子[1]，松原 武史[2]，関 暁之[1]，武宮 博[1]

1 原子力機構

2 株式会社ヴィジブルインフォメーションセンター

本稿では，カーサーベイデータを車窓から見える風景画像の道路領域に重ね合わせて表示する可視化ツールを開発したので報告する．

キーワード：カーモニタリング，画像処理，情報可視化

緒言　福島第一原子力発電所の事故によって放射性物質が飛散した地域では，その状況を把握できる手段に対する需要がある．これは，空間線量が，温度や湿度のようにその場で五感を用いて把握できず，日常の行動の中で避けることが難しいためである．そこで本研究では，スマートフォンやタブレット PC 等で取得した画像に，計測した空間線量データを重ね合わせて表示し，視覚からその場の状況を得られるツールを開発する．なお，本発表では，試験的にカーサーベイデータ[1]と，車窓から見える風景画像を用いて，空間線量データの表示領域を道路上に限定した実験を実施したので報告する．

提案手法　本研究では，時空間的に詳細に空間線量データの計測が実施されている路線バスによるカーサーベイデータを対象に，試験的な実装を実施した．まず，提案ツールを利用する場合，観察者は該当する路線バスが過去に計測した空間線量データの中で最新のものを取得しておく．次に，スマートフォン等で風景画像を取得する．この画像内に記録された緯度・経度情報からその位置の空間線量データを特定し，画像上に提示する．この時，空間線量データの提示領域を道路上に限定するために，多重解像度解析を用いる．多重解像度解析によって得られた低周波成分領域は建物等であるとして，表示領域から除外する．また，情報の提示形式について検討する．観察者の観察中の移動に伴い，画像，空間線量ともに変化する．この変化による可視化結果のちらつきを抑えるために，バスの経路順にデータを整列配置し，空間線量値の大きさは色で表現する．また，従来の可視化手法である広域図も下に提示することで，これから向かう先のような広範囲での分布も把握できるようにする．図 1 に可視化結果例を示す．郡山駅前の画像から，その位置情報を取得し，広域図の中での位置情報を白点で提示する．また，画像が撮影された位置で過去に計測された計測データを風景画像内に提示する（図中緑の長方形）．この時，一番手前に表示される長方形が現在地での空間線量値であり，値の大きさを長方形の色と，長方形上に記した数値で表現している．この位置での過去のデータも必要に応じて参照し，時系列グラフとして長方形上に示すこともできる．今回は路線バスによるカーサーベイデータを利用したが，さまざまな形式のデータ，風景画像への適用を想定している．

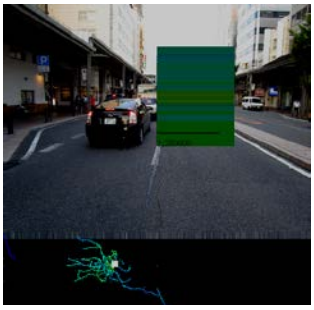


図 1　可視化ツール表示例

まとめ　計測した空間線量データを，五感から得られる直感的な感覚に近い形で観察できるように，風景画像の中に空間線量データの大きさを表すグラフを埋め込み，表示する可視化ツールを開発した．なお本研究は平成 29 年度科学研究費助成金基盤 C（16K00167）の成果の一部である．

参考文献

[1]　Website for Outcomes on Fukushima Recovery Projects; http://info-fukushima.jaea.go.jp/joho_en/

---

* Hiroko Nakamura Miyamura, Takeshi Matsubara, Akiyuki Seki, and Hiroshi Takemiya, JAEA

1 秒測定 Ge カーボーンによる核種別線量率マッピングの開発

Development of dose rate mapping per nuclide by Ge car-borne 1 second measurement

*生田 美抄夫、渡部 奈津子、倉橋 雅宗、田中 孝典、西 浩幸
島根県原子力環境センター

Ge半導体検出器を用いた1秒測定走行サーベイにより人工放射性核種別の線量率測定が可能となるシステムを開発した。これにより、数十メートルの大きさのホットスポットでの核種別線量率のマッピングが可能となった。

キーワード：緊急時モニタリング、カーボーン、Ge 半導体検出器

1．緒言

島根県は 2009 年に原子力発電所事故時の緊急時モニタリングにおいて、迅速に広域的な人工放射性核種沈着状況を把握するため、Ge カーボーンサーベイ法を開発し、中国地方及び事故後の福島県内で Ge カーボーンを行い Cs-134,Cs-137 の濃度マップを作成した。しかし、核種同定のためには、スペクトルピーク解析が不可欠であり、最小でも 1 分の測定時間が必要であったことから、測定結果は数百メートルの平均値を表すことになり、数メートルから数十メートルの大きさのホットスポットには対応できなかった。そこで、MCA の MSS 測定モードを用い、1 秒測定で解析することにより人工放射性核種マッピングが可能となるシステムを開発したので、その概要を報告する。

2. 構成機器

液体窒素冷却式 Ge 半導体検出器（P 型 相対効率 100%、エネルギー分解能 2.1keV）を車内にカートとともに下向き固定し、MSS 測定モードを持つ MCA（LYNX）、GPS を接続した MSS 解析用トレンド表示用 PC 及びデータ地図表示用 PC をネットワークで接続した。(Fig.1)

3. 解析システム

1 秒測定を基本としたため、PHA モードでのピーク解析は不可能であり、MSS モード測定の ROI 設定による放射性核種検出機能をもたせた。ROI は核種とエネルギーを指定することで最大 6 個設定可能であり、画面上には、そのトレンドをリアルタイムで表示させながら数メートルメッシュでマッピングすることができる。しかし、in-situ Ge 測定系では高分解能のため、ピークドリフトによる核種誤同定が問題となるが、任意時間で MSS ファイルを合算、通常のスペクトル解析によりゲインを自動で合わせる機能ももたせたことにより、その問題は解消した。また計数率で評価する場合は高濃度の放射性核種が存在すると、その放出 γ 線の低エネルギー側に大きなコンプトン成分が発生し、間違った結果を与えるため ROI の指定範囲の外側にも指定範囲を設け、コンプトン成分を除去した。計数率が核種毎の設定値を超えると警告音で知らせる機能も付加した。GPS は一般的な USB ドングルを用いたが、道路上での位置精度は許容できる範囲であり、更に高精度の必要性は感じられなかった。Fig.2 に示すようにリアルタイムでの詳細な放射性核種（K-40 の例）マッピングか可能となっており、このシステムを用いることにより、緊急時にポイントでの人工放射性核種別の汚染状況が容易に把握可能となり、効果的な防護対策決定の手段となることが期待できる。

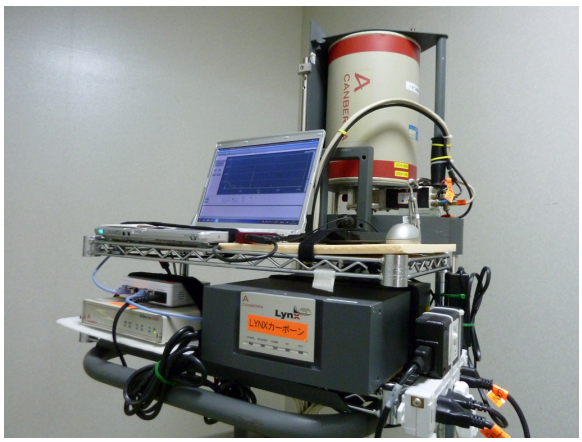


Fig.1：Ge car-borne system integrated on the cart.

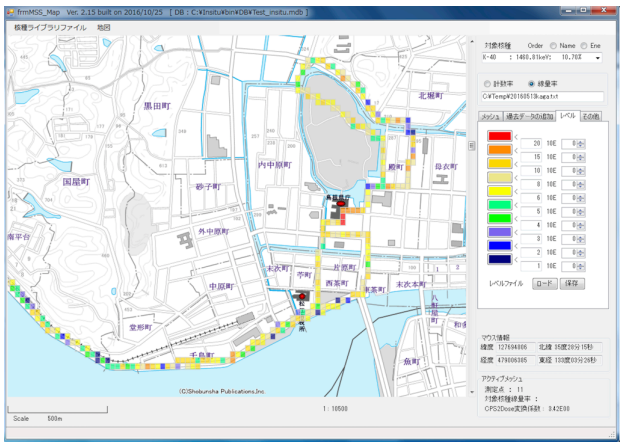


Fig.2：Radiation dose rate mapping from K-40 radiation source.
0.2 seconds (6m) mesh

*Misao Ikuta, Natsuko Watanabe, Masahiro Kurahashi, Atsunori Tanaka, Hiroyuki Nishi
Shimane Prefectural Nuclear Power Environment Center

Oral presentation | VI. Health Physics and Environmental Science：Health Physics and Environmental Science

Thu. Sep 14, 2017 5:25 PM - 6:30 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 8:25 AM - 9:30 AM UTC | Room Q Lecture Hall - Frontier Research in Applied Sciences Building

[2Q20-23] Mobile Radiation Monitoring 2

Chair:Iwao Shimoyama (JAEA)

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

[2Q20] Applicable test result of dose measurement by RISER

*Masatoshi Oura[1], Yuta Sato[2], Daisuke Saito[2], Minehito Kobayashi[2], Keiji Hirai[2], Hiroyuki Kikuchi[1], Shiro Takahira[1], Atsutoshi Makihira[1], Ashley Napier[3], Matt Mellor[3] (1. Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc, 2. ATOX CO., LTD., 3. Create Technologies Ltd)

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

[2Q21] Advancement of airborne radiation measurement technology

(1)Contribution of position precision by GPS for manned helicopter monitoring

*Airi Mori[1], Yukihisa Sanada[1], Eisaku Seguchi[1], Tomoki Kawabata[1], Masahiro Munakata[1] (1. JAEA)

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

[2Q22] Advancement of airborne radiation measurement technology

(2)Estimation of vertical distribution of radiocesium in soil using an unmanned helicopter

*KOTARO OCHI[1], Miyuki Sasaki[1], Mutsushi Ishida [2], Yukihisa Sanada[1] (1. JAEA, 2. NESI Incorporation)

6:10 PM - 6:25 PM JST | 9:10 AM - 9:25 AM UTC

[2Q23] Advancement of airborne radiation measurement technology

(3)Development of estimation technology for arrival direction of radiation by coincidence detector of drone

*Miyuki Sasaki[1], Tsutomu Yamada[2], Takamasa Nakasone[2], Yukihisa Sanada[1] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Japan Radiation Engineering Co.)

6:25 PM - 6:30 PM JST | 9:25 AM - 9:30 AM UTC

Time reserved for Chair

マルチコプター「RISER」による線量評価の適用性試験結果

Applicable test result of dose measurement by RISER

*大浦 正利[1]，佐藤 雄太[2]，齊藤 大祐[2]，小林 峰人[2]，平井 計仁[2]，菊地 弘幸[1]，高平 史郎[1]，
牧平 淳智[1]，Ashley Napier[3]，Matt Mellor[3]
[1]東京電力ホールディングス，[2]アトックス，[3]Create Technologies Ltd

放射線作業計画の策定や線量低減結果の確認を効果的に行うために、線量測定が可能なマルチコプター(RISER)の導入を進めている。福島第一原子力発電所（以下、１F）における適用性試験結果の内容について報告する。

キーワード：放射線測定、マルチコプター

1. 背景と目的

１Ｆで求められる放射線測定とは、被ばく低減対策を含む工事計画策定、除染などの工事成果確認に貢献する事である。1Ｆでは高線量による被ばくのため人では測定出来ないエリアや瓦礫等により足場が悪く行くことも出来ないエリアが存在する。そこで非 GPS 環境下でもレーザーを使用することにより、自己位置を推定しながら自律飛行が可能であり、立体的な線量評価が可能なマルチコプター（RISER）の導入に向けて、１Ｆ構内で適用性試験を行った。

2. 適用性試験方法

適用性試験項目と試験内容、試験場所については下表の通り。

表1　適用性試験内容及び試験場所

試験項目	試験の確認内容	試験場所		
		3号機逆洗弁ﾋﾟｯﾄ［屋外］	3号機タービン建屋２階オペフロ［屋内］	1号機タービン建屋地下階[屋内]＜抜管エリア＞
飛行性能	機器等が複雑に存在する場におけるRISERの飛行安定性を確認	○（構造物：単純形状）	○（構造物：比較的複雑な形状）	○（構造物：立体的に複雑な形状）
放射線計測	飛跡上の線量率測定結果から、線量率の空間分布を解析でき、任意の点において電離箱式サーベイメータの実測定結果と大差ないこと	○	○	○
飛行空間のモデリング	飛跡上で計測した周囲の構造物までの距離から、飛行空間を３Dモデリングができ、任意の構造物の寸法が実測定および図面寸法と大差ないこと	○（狭隘な空間）	○（広大な空間）	－
ダスト測定	屋内飛行において、ダストの舞い上がり状況を確認	－	○	○

RISER外観図

表2　RISERの仕様

線量計	CZT半導体検出器 ～2500mSv/hまで測定可
バッテリー	LiPOバッテリー　10000mAh 22.2V
寸法	W930×D830×H160
重量	約4kg
飛行時間	約15分
カメラ	HDカメラ2台(前方、下方)
搭載センサー	LiDAR（垂直、水平）、加速度センサー、ジャイロセンサー

3. 試験結果

適用性試験の結果、「放射線計測」において留意しなければならない事項があるものの、フライトプラン等の対策により実運用可能であることを確認した。今後、原子炉建屋やタービン建屋地下階等の高線量箇所において、被ばく低減を目的に有効活用していく予定である。

---

*Masatoshi Oura[1], Yuta Sato[2], Daisuke Saito[2], Minehito Kobayashi[2], Keiji Hirai[2], Hiroyuki Kikuchi[1], Shiro Takahira[1], Atsutoshi Makihira[1], Ashley Napier[3], Matt Mellor[3]

[1]Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. [2]ATOX CO., LTD. [3]Create Technologies Ltd.

上空からの放射線測定技術の高度化
（1）GPS による位置情報精度の評価

Advancement of airborne radiation measurement technology

(1) Contribution of position precision by GPS for manned helicopter monitoring

*森 愛理[1]，眞田 幸尚[1]，瀬口 栄作[1]，河端 智樹[1]，宗像 雅広[1]

[1]原子力機構

原子力機構では東京電力(株)福島第一原子力発電所事故以来，有人のヘリコプターを用いた放射線モニタリングを実施している。上空からの放射線モニタリングに特化したシリーズ発表の 1 つとして，高度補正や位置決定に利用している Global Positioning System (GPS)の精度が空間線量率換算結果に与える影響についてデータ取得及び考察を行った。

キーワード：福島第一原子力発電所事故，航空機モニタリング，GPS，位置情報，放射線計測

1. 緒言　事故以来行われている有人のヘリコプターを用いた航空機モニタリングでは，機体の位置情報の取得に GPS を利用している。また上空での放射線の計数率を地上 1 m における空間線量率に換算するために高度を変化させたキャリブレーションフライト等を実施し，補正及び換算のための係数を設定している。GPS による高度情報の精度は地上値への換算精度に影響を与えると考えられるが，定量的に評価した例は少ない。そこで本研究では，これまでの航空機モニタリングで使用していた GPS に加え，測位方式の異なる GPS を有人のヘリコプターに搭載し，同時に取得したデータを比較することにより，精度の相互評価を行った。

2. 試験方法　これまでの航空機モニタリングで使用していた一般的な単独測位方式の機器(Trimble)に加え，以下の 4 つの方式の GPS を選定した。1) アメリカの衛星情報 GPS，ロシアの衛星情報 GLONASS，及び準天頂衛星による補強信号 LEX を利用した単独測位方式(PPP)。2) 1)と同じ機器で LEX を利用しない方式(Single)。3) GPS 及び静止衛星からの補強信号を利用する Differential GPS 方式(CD311)。4) GPS 及び GLONASS を用いた測位方式(u-blox)。これらの GPS 機器をヘリコプターに搭載して平地や山間部などの特徴的な場所で同時にデータを取得し，GPS の位置情報精度及び空間線量率換算結果に与える影響ついて考察を行った。

3. 結果　PPP は LEX を利用できるため，これらの方式の中で最も精度が高いことが分かっている[1]。よって PPP を基準とし，各 GPS の位置情報を比較したところ，u-blox≧CD311＞Single＞Trimble の順に位置情報の精度が高いことが分かった。Single，CD311，u-blox，及び Trimble の高度情報から計算した地上 1 m での線量率を PPP と比較した結果を図 1 に示す。Trimble のみ標高 2,000 m 以上で最大 20 %程度の過小評価をする可能性があり，使用には注意が必要であることが分かった。それ以外は概ね 10 %以内に収まり，GPS の高度に対する精度が航空機モニタリングに与える影響は限定的であることが評価できた。

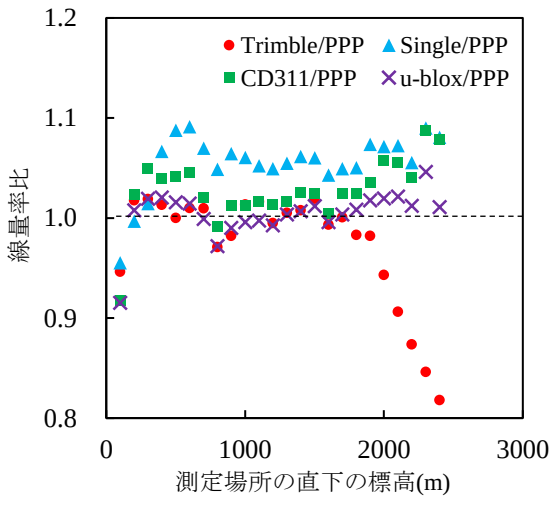


図 1：標高と線量率比との関係

参考文献

[1] Choy et al., Proceedings of the International Global Navigation Satellite Systems Society IGNSS Symposium 2013, 1–15.

---

*Airi Mori[1], Yukihisa Sanada[1], Eisaku Seguchi[1], Tomoki Kawabata[1] and Masahiro Munakata[1]

[1]JAEA

上空からの放射線測定技術の高度化
(2) 無人ヘリコプターを用いた土壌中放射性セシウムの深度分布の推定

Advancement of airborne radiation measurement technology

(2) Estimation of vertical distribution of radiocesium in soil using an unmanned helicopter

*越智 康太郎[1]，佐々木 美雪[1]，石田 睦司[2]，眞田 幸尚[1]

[1]日本原子力研究開発機構，[2]株式会社 NESI

土壌中放射性セシウムの挙動を中長期的に評価するために、土壌中放射性セシウムの深度分布を推定することは重要である。しかし、その推定の際に土壌を採取、及び測定する必要があり煩雑である。本研究では、無人ヘリコプターに $LaBr_3(Ce)$ 検出器を搭載し、測定で得られた γ 線スペクトルの特徴から、迅速かつ簡便に土壌中放射性セシウムの深度分布を推定する手法を開発した。

キーワード：福島第一原子力発電所事故，上空からの放射線測定，放射性セシウム，深度分布

1. 緒言 我々のグループでは、広範囲の福島原発事故由来の放射性セシウムの沈着量を迅速かつ簡便に評価するために、飛翔体に放射線検出器を搭載することで上空からの放射線測定技術を開発している。本発表では、無人ヘリコプターに $LaBr_3(Ce)$ 検出器を搭載することで、上空からの放射線測定を行った。測定で得られた γ 線スペクトルの特徴と、実際のヘリ直下の土壌中放射性セシウムの深度分布の関係性に着目することで、迅速かつ簡便に土壌中放射性セシウムの深度分布を推定する手法を開発した。シリーズ発表その 1 と同様に、上空からの遠隔放射線測定技術の向上化を目的とするものである。

2. 実験 無人ヘリコプター RMAX G1 (YAMAHA) に $LaBr_3(Ce)$ 検出器 (JREC) を搭載し、福島県内の圃場と河川敷で放射線測定を行った。測定は対地高度 30 m を維持し、地形追従飛行により行った。なお、圃場は反転耕を行っている。測定で得られた γ 線スペクトルを 50-450 keV (コンプトン散乱線領域), 450-760 keV (直接線領域) で分割し、それぞれのエネルギー領域の全 γ 線計数率の比 (RPC) を算出した。実際の土壌中放射性セシウムの深度分布は、重量緩衝深度 β [1)] により評価した。反転耕を行ったエリアについては、実効的重量緩衝深度 β_{eff} [1)] により評価した。

3. 結論 遠隔放射線測定の結果と、ヘリ直下の土壌中放射性セシウムの深度分布との間に良好な相関性があることが分かった (Fig. 1)。圃場は反転耕を行った影響で、事故発生 5 年後の一般的な β (0.1-3.0 g cm^{-2}) に比べ大きな値を示した。遠隔放射線測定の結果は、重量緩衝深度 β_{eff} の値が 0.51-88.8 g cm^{-2} と大きく変動したことに伴い変動していた。よって、本手法により広範囲の土壌中放射性セシウムの深度分布を迅速かつ簡便に推定することが可能である。

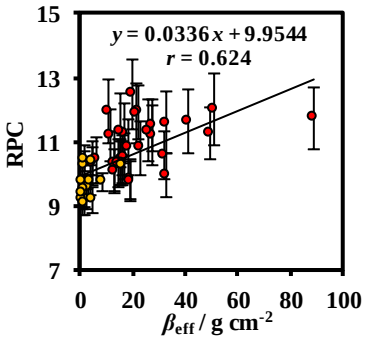


Fig. 1 Relationship between RPC and β_{eff} in the farm and riverside. ●: Farm soil, ●: River side soil

参考文献

[1] N. Matsuda *et al., J. Env. Radioact.*, **139** (2015), 427-434.

[2] International Commission on Radiation Units and Measurements, *ICRU Report*, **53** (1994), 1-84.

*Kotaro Ochi[1], Miyuki Sasaki[2], Mutsushi Ishida[2] and Yukihisa Sanada[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]NESI Inc.

上空からの放射線測定技術の高度化
（3）ドローン用コインシデンス型検出器を用いた放射線到来方向推定技術の開発

Advancement of airborne radiation measurement technology
(3) Development of estimation technology for arrival direction of radiation
by coincidence detector of drone

*佐々木 美雪[1]，山田 勉[2]，中曽根 孝政[2]，眞田 幸尚[1]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]日本放射線エンジニアリング

上空からの放射線測定において、計数率だけでなく放射線到来方向に関する情報を組み合わせることは、対象となる線量率や放射性セシウム濃度への換算の精度向上に資することができる。本研究では、複数のシンチレータ結晶をアレイ状に配置した軽量のコインシデンス型検出器を開発し、各結晶における放射線計数情報を相互比較することにより、放射線到来方向推定する手法について検討を行った。

キーワード：ドローン，福島第 1 原子力発電所事故，遠隔放射線測定，コインシデンス，放射線検出器

1. 緒言　有人や農薬散布用の無人ヘリコプター等と比べ、ドローンは安価・小型及び操縦が簡単であることから、狭い地域の放射線分布を手軽に測定できるプラットフォームとして期待できる。放射線の飛来方向に関する情報を得られる検出方式として、コリメータ型のガンマカメラやコンプトンカメラ等が開発されているが、前者は遮蔽により軽くできないこと後者は感度が稼げないことなどから、ドローン等に搭載して環境中の放射線には不向きである。本研究では、複数のシンチレータ結晶を搭載した放射線検出器を用い、それぞれの結晶の計数比を用いることによって簡易的に放射線の位置情報を知ることが出来る軽量なコインシデンス型検出器の試験開発を行った。

2. コインシデンス型放射線検出器　放射線検出部には 9 個の GAGG 結晶（1cm×1cm×2cm）を用いており、それぞれの結晶ごとに、放射線検出時間情報と検出された放射線エネルギー情報を取得することができる。**Fig. 1** に開発した検出器の点線源によるレスポンスの方向特性について、全計数に対する各方向における結晶の計数の割合を示す。9 つの検出器を 4 方向に分け計数率の合計で評価しており、検出器前方（0°）からの照射の場合、No. 7-9 の計数が最大となり、その他の計数率比は比較的小さい。この結果から、各検出器の計数率を比較することで、放射線の飛来方向の推定が可能である。

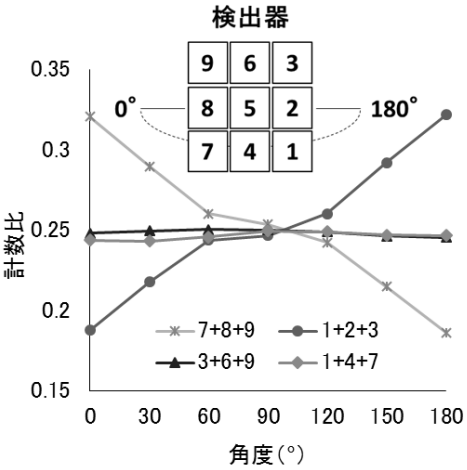


Fig. 1 線源の位置と各検出器グループの計数率の関係

3. フィールド試験　コインシデンス型検出器を用いて環境中における放射線方向を推定するための基礎データを得るため、福島県内におけるフィールドにおいて測定を行った。その結果、複数の結晶における計数情報を用いることにより、線源方向を知ることができた。測定の結果、森林やホットスポット方向からと検出器のレスポンスは相関関係にあることを確認した。発表では、開発した検出器の詳細な性能及びフィールド試験の結果について報告する。

---

*Miyuki Sasaki[1], Tsutomu Yamada[2], Takamasa Nakasone[2], Yukihisa Sanada[1]
[1] Japan Atomic Energy Agency, [2] Japan Radiation Engineering Co.