Wed. Sep 5, 2018

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator, Beam and Medical Technologies：202-2 Radiation Physics, Radiation Detection and Measurement

10:00 AM - 11:05 AM JST | 1:00 AM - 2:05 AM UTC | Room A B11 -B Building

[1A01-04] Measurement Technique

Chair:Ryoichi Taniguchi(OPU)

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

[1A01] Design and fabrication of beam profile monitor for large current proton accelerator

*Keisuke Abo[1], Kazuki Tsuchida[1], Sachiko Yoshihashi[1], Akira Uritani[1], Kenichi Watanabe[1] (1. Nagoya Univ.)

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

[1A02] Study on radiation measurement by plastic scintillation fiber for evaluation of radioactive concentration of contaminated rubbles

*Taro Shimada[1], Masakazu Namekawa[1], Shizuka Takai[1], Seiji Takeda[1] (1. JAEA)

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

[1A03] Basic examination of a new nuclear instrumentation system using incore neutron-induced prompt gamma ray

*Koichi Okada[1], Takahiro Tadokoro[1], Atsushi Fushimi[1], Shun Sekimoto[2], Tsutomu Ohtsuki[2] (1. Hitachi, Ltd., 2. KURNS)

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

[1A04] A rapid-detection method for radioactive cesium in the air

- Results of demonstration test in the 'difficult-to-return zone' -

*Tatsuyuki Maekawa[1], Yuji Oshima[1] (1. Toshiba Power Systems Radiation Techno-Service Co., Ltd.)

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator, Beam and Medical Technologies：202-2 Radiation Physics, Radiation Detection and Measurement

11:05 AM - 11:55 AM JST | 2:05 AM - 2:55 AM UTC | Room A B11 -B Building

[1A05-07] Neutron Measurements

Chair:Tsuyoshi Misawa(Kyoto Univ.)

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

[1A05] Development of energy-discriminated measurement of neutron flux with boron absorber for BNCT

*Hiroyuki Miyamaru[1], Takehiro Yamamoto[1], Isao Murata[2], Takao Kojima[1], Ryoichi Taniguchi[1] (1. Osaka Pref. Univ., 2. Osaka Univ.)

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

[1A06] Development of a neutron moisture meter which applied LiF/CaF2 neutron detector

*TAKAHIRO TADOKORO[1], Katsunori Ueno[1], Koichi Okada[1], Kenichi Asami[2], Yukiya Hattori[2], Itaru Miura[3] (1. Hitachi, Ltd., 2. Hitachi Power Solutions Co., Ltd., 3. Mitsubishi Chemical Co., Ltd.)

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

[1A07] Development of neutron scintillator detector and neutron measuring system working under high gamma dose environment

*Yoichi Sakuragi[1], Yuichi Ikeda[2], Kentaro Fukuda[2], Katsuyuki Takagi[3], Hisashi Morii[3], Akifumi Koike[3], Yuho Hirata[4], Akihisa Ishikawa[4], Kenichi Watanabe[4] (1. TEPCO Holdings, Inc., 2. Tokuyama Corporation, 3. ANSeeN Inc., 4. Nagoya University)

General Meeting

12:00 PM - 1:00 PM JST | 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room A B11 -B Building

[1A_GM] 「若手連絡会（YGN）」第25回全体会議

[1A_GM] General Meeting

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator, Beam and Medical Technologies：202-2 Radiation Physics, Radiation Detection and Measurement

2:45 PM - 3:50 PM JST | 5:45 AM - 6:50 AM UTC | Room A B11 -B Building

[1A08-11] Imaging

Chair:Hideki Tomita(Nagoya Univ.)

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

[1A08] Measurements of Absolute Radioactive Profile and Identification of Radioisotopes in Japanese Red Pine Acquired at Fukushima Prefecture in 2017

*Fumihiro Kimura[1], Haruyuki Yano[1], Hikaru Kuno[1], Masashi Takada[1], Youki Suzuki[2] (1. National Defense Academy of Japan, 2. Foresty and Forest Products Research Institude)

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

[1A09] Measurement of lower part of PCV of Hamaoka Nuclear Power Plant by using cosmic-ray muon radiography with nuclear emulsion (part7)

*Kunihiro Morishima[1], Mitsuhiro Nakamura[1], Nobuko Kitagawa[1], Akira Nishio[1], Mitsuaki Kuno[1], Yuta Manabe[1], Kenji Tsuji[1,2], Masataka Ooyama[2] (1. Nagoya Univ., 2. CHUBU Electric power Co., Inc.)

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

[1A10] Multiple nuclide imaging with a double photon emission coincidence detection method

*Mizuki Uenomachi[1], Yuki Mizumachi[1], Yusuke Ohshima[1], Yuri Yoshihara[1], Kenji Shimazoe[1], Hiroyuki Takahashi[1] (1. The University of Tokyo)

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

[1A11] Contamination at plutonium Fuel Research Facility of Oarai research and development Center

Evaluation of the activity median aerodynamic diameter of plutonium and americium particles by using imaging plates

*Takashi Yasumune[1], Yoshinari Kato[1], Eita Maeda[1], Makoto Hashimoto[1], Hideaki Miyauchi[1], Koji Takasaki[1] (1. JAEA)

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator, Beam and Medical Technologies：202-2 Radiation Physics, Radiation Detection and Measurement

3:50 PM - 4:55 PM JST | 6:50 AM - 7:55 AM UTC | Room A B11 -B Building

[1A12-15] Radiation Physics

Chair:Tatsuyuki Maekawa(Toshiba Power Systems Radiation Techno-Service)

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

[1A12] n/γ Pulse Shape Discrimination using EJ-276 Plastic Scintillator for Reactor Antineutrino Observation

*Keigo Shimizu[1], Kyohei Nakajima[1], Yoichi Tamagawa[1] (1. University of Fukui)

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

[1A13] Change of β-decay Intensity of La-138 by Irradiation

*Ryoichi Taniguchi[1], Norio Ito[1], Hiroyuki Miyamaru[1], Takao Kojima[1], ken-ichi Okamoto[1], Tadashi Tsujimoto[2] (1. Osaka Prefecture University, 2. Reassurance Science Academy)

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

[1A14] Measurement of low energy x-rays in pulse from Crook tube using BaF_2 scintillator

*hirokazu ando[1], Khiem Duy Do[1], Masahumi Masahumi[1,2] (1. Osaka Prefecture Univercity, 2. OPU Radiation Res. C.)

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

[1A15] Spectrum evaluation of low energy X-ray- from a Crookes tube

*Masafumi Akiyoshi[1], Ryouichi Taniguchi[1], Hiroto Matsuura[1], Hiroyuki Miyamaru[1], Do Duy Khiem[2], Hirokazu Ando[2], Ikuo Kanno[3], Takumi Hamaguchi[3], Tomohisa Kakefu[4], Kazufumi Taniguchi[5] (1. Radiation Research Center, Osaka Pref. Univ., 2. Dep. Quantum and Radiation Eng., Osaka Pref. Univ., 3. Dep. Nuclear Engineering , Kyoto Univ., 4. J. Science Foundation, 5. C-technol)

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator, Beam and Medical Technologies：202-2 Radiation Physics, Radiation Detection and Measurement

4:55 PM - 6:00 PM JST | 7:55 AM - 9:00 AM UTC | Room A B11 -B Building

[1A16-19] Detection and Monitoring of Nuclear Materials

Chair:Masashi Takada(National Defense Academy of Japan)

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

[1A16] Development of active neutron DDA system for nuclear non-proliferation and nuclear security
- Effect of neutron absorber sheet -

*Akira Ohzu[1], Makoto Maeda[1], Masao Komeda[1], Yosuke Toh[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

[1A17] Development of portable interrogation system for special nuclear materials (III)
(1) Experiments using natural uranium

*Kai Masuda[1], Mahmoud A. Bakr[1], Yoshiyuki Takahashi[2], Tsuyoshi Misawa[2], Norio Yamakawa[3], Toshihiro Nishioka[3], Atsushi Matsuda[3] (1. Institute of Advanced Energy, Kyoto University, 2. Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto University, 3. Pony Industry)

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

[1A18] Development of portable interrogation system for special nuclear materials (III)
(2) Numerical analysis

Yoshiyuki Takahashi[1], *Tsuyoshi Misawa[1], Kai Masuda[2] (1. Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto University , 2. Institute of Advanced Energy, Kyoto University)

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

[1A19] Development of portable interrogation system for special nuclear materials (III)
(3) The status and achievements of the ultra-compact neutron generator based on IEC for SNM interrogation system

*Mahmoud Bakr[1], kai Masuda [1], Masaya Yoshida [2] (1. Institute of Advanced Energy, Kyoto University, 2. Graduate School of Energy Science, kyoto University)

Planning Lecture | Board and Committee：Board of Directors

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room B A21 -A Building

[1B_PL01] Challenges of ANFURD for contributing to Fukushima recovery and 1F decommissioning

Chair:Mitsuru Uesaka(Univ. of Tokyo)

[1B_PL0101] Opening remarks at this session

*Yasuo Komano[1] (1. President of AESJ)

[1B_PL0102] Challenges for health communication due to radiation exposure after the Fukushima nuclear accident

The effect of low-dose radiation exposure and findings in the Fukushima Health Management Survey

*Hideki Matsumoto[1] (1. JRRS, Univ. of Fukui)

[1B_PL0103] Challenges for health communication due to radiation exposure after the Fukushima nuclear accident

Perspectives on key issues

*Yoshihisa Matsumoto[1] (1. JRRS, Tokyo Tech)

[1B_PL0104] Towards handling tritiated water

Current status of discussion on handling tritiated water

*Takami Morita[1] (1. JSFS, NRIFS)

[1B_PL0105] Towards handling tritiated water

Perspectives on key issues

*Kaname Miyahara[1] (1. AESJ, JAEA)

[1B_PL0106] Potential risks of fuel debris retrieval; Perspectives on key issues

*Shunichi Suzuki[1] (1. JSCE, Univ. of Tokyo)

[1B_PL0107] Encouraging further cooperation with ANFURD

Perspectives for 1F Decommissioning

*Hiroshi Miyano[1] (1. AESJ's 1F Decommissioning Review Committee, Hosei Univ.)

[1B_PL0108] Encouraging further cooperation with ANFURD

Perspectives for Fukushima Environmental Remediation

*Reiko Nunome[1] (1. AESJ's Fukushima Support Projects, NUMO)

[1B_PL0109] Open the floor for discussion

*All speakers[1]

Planning Lecture | Special Session：Special Session

2:45 PM - 4:45 PM JST | 5:45 AM - 7:45 AM UTC | Room B A21 -A Building

[1B_PL02] Nuclear Power Plant Safety Now

Chair:Hiroshi Miyano(Hosei Univ.)

[1B_PL0201] The purpose of session

*Yasuo Komano[1] (1. President of AESJ)

[1B_PL0202] Securing the safety of the world's nuclear power plants

*Mitsuo Matsui[1] (1. WANO TC)

[1B_PL0203] Ensuring the safety of Japanese nuclear power plant

*yasuhiro Kettoku[1] (1. KEPCO)

[1B_PL0204] Safety of Nuclear Power Station: Social Perspectives

*Kohta Juraku[1] (1. Tokyo Denki Univ.)

[1B_PL0205] Safety of Nuclear Power Plant from academic point of view

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

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：502-1 Nuclear Materials, Degradation, Radiation Effects, and Related Technology

10:00 AM - 10:50 AM JST | 1:00 AM - 1:50 AM UTC | Room C B21 -B Building

[1C01-03] Severe Accident 1

Chair:Ken-Ichi Fukumoto(Univ. of Fukui)

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

[1C01] Melting behavior of reactor core during severe accident of BWR

(1) Fracture behavior of stainless structure materials by molten metallic and oxidic corium

*Takehiro Sumita[1], Yoshinao Kobayashi[1], Shigeru Ueda[2], Toshio Nakagiri[3] (1. Tokyo Institute of Technology, 2. Tohoku University, 3. JAEA)

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

[1C02] Melting behavior of reactor core during severe accident of BWR

(2)Liquid phase formation from control blade and channel box

Zheng Lichun[1], Kazuya Hosoi[1], *Shigeru Ueda[1], Xu Gao[1], Shin-ya Kitamrua[1], Yoshinao Kobayashi[2] (1. IMRAM Tohoku University, 2. LANE Tokyo Institute of Technology)

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

[1C03] Melting behavior of reactor core during severe accident of BWR

(3)Analysis of accident condition and molten material relocation behavior

*Toshio nakagiri[1], ayako sudo[1], shinji yoshikawa[1], yuta abe[1], ikken sato[1] (1. JAEA)

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：502-1 Nuclear Materials, Degradation, Radiation Effects, and Related Technology

10:50 AM - 11:55 AM JST | 1:50 AM - 2:55 AM UTC | Room C B21 -B Building

[1C04-07] Stainless Steel 1

Chair:Katsuhiko Fujii(INSS)

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

[1C04] Fundamental technology development for evaluation of thermally ageing embrittlement of stainless steel welds used as pressure boundaries in nuclear power plants

(5) Summary

*Yutaka Watanabe[1], Toshiaki Horiuchi[2], Satoshi Minamoto[3], Hiroshi Abe[1], Masato Koshiishi[4] (1. Tohoku University, 2. Hokkaido University of Science, 3. NIMS, 4. NFD)

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

[1C05] Fundamental technology development for evaluation of thermally ageing embrittlement of stainless steel welds used as pressure boundaries in nuclear power plants

(6)Effects of thrmal aging and neutron irradiation on microstructural changes of stainless steel welds

*Hiroshi Abe[1], Yutaka Watanabe[1], Kazuma Hirata[1], Takamichi Miyazaki[1], Masato Koshiishi[4], Toshiaki Horiuchi[2], Satoshi Minamoto[3] (1. Tohoku Univ, 2. Hokkaido University of Science, 3. NIMS, 4. NFD)

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

[1C06] Fundamental technology development for evaluation of thermally ageing embrittlement of stainless steel welds used as pressure boundaries in nuclear power plants

(7) Development of prediction model for G phase precipitation

*Toshiaki Horiuchi[1], Satoshi Minamoto[2], Masato Koshiishi[3], Hiroshi Abe[4], Yutaka Watanabe[4] (1. HUS, 2. NIMS, 3. NFD, 4. Tohoku Univ.)

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

[1C07] Fundamental technology development for evaluation of thermally ageing embrittlement of stainless steel welds used as pressure boundaries in nuclear power plants

(8) Development of prediction model for spinodal decomposition

*SATOSHI MINAMOTO[1], Toshiaki Horiuchi[2], Hiroshi Abe[3], Yutaka Watanabe[3] (1. National Institute for Materials Science, 2. Hokkaido University of science, 3. Tohoku University)

General Meeting

12:00 PM - 1:00 PM JST | 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room C B21 -B Building

[1C_GM] 「材料部会」第37回全体会議

[1C_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 C B21 -B Building

[1C_PL] Roles of Materials Science and Engineering for Restart and Ensuring the Integrity of LWRs

Chair:Koji Fukuya(INSS)

[1C_PL01] Study on SCC from Viewpoint of Long-term Use in LWRs

*Yoshiyuki Kaji[1] (1. JAEA)

[1C_PL02] SCC Experience and Countermeasures in BWR Power Plants

*Junya Kaneda[1] (1. Hitachi GE)

[1C_PL03] SCC Experience and Countermeasures in PWR Power Plants

*Noriaki Sugimoto[1] (1. MHI)

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：502-1 Nuclear Materials, Degradation, Radiation Effects, and Related Technology

2:45 PM - 3:35 PM JST | 5:45 AM - 6:35 AM UTC | Room C B21 -B Building

[1C08-10] Stainless Steel 2

Chair:Yasuhiro Chimi(JAEA)

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

[1C08] Localized deformation of stainless steels neutron-irradiated in PWRs

- Comparison between baffle former bolt and flux thimble tube -

*Terumitsu Miura[1], Katsuhiko Fujii[1], Koji Fukuya[1], Yuji Kitsunai[2] (1. Instuitute of Nuclear Safety System, 2. Nippon Nuclear Fuel Development)

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

[1C09] Dose dependence of solute clusters in neutron-irradiated 316 stainless steels

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

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

[1C10] Mechanical Properties and Microstructural Changes of Improved Stainless Steel for JOYO Irradiated Next Generation Reactor

*Mitsutaka Nishimura[1], Ken-ichi Fukumoto[3], Hideki Matsui[2], Takashi Onitsuka[3] (1. University of Fukui, 2. Tohoku University, 3. Research Institute of Nuclear Engineering)

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：502-1 Nuclear Materials, Degradation, Radiation Effects, and Related Technology

3:35 PM - 4:25 PM JST | 6:35 AM - 7:25 AM UTC | Room C B21 -B Building

[1C11-13] Reactor Pressure Vessel 1

Chair:Naoyuki Hashimoto(Hokkaido Univ.)

3:35 PM - 3:50 PM JST | 6:35 AM - 6:50 AM UTC

[1C11] Physical property measurements and crystallographic analysis of G-phase $Ni_{16}Si_7Mn_6$

A fundamental study for improving the precision of embrittlement lifetime prediction of reactor pressure vessels

*Yoshitaka Matsukawa[1], Masatake Yamaguchi[2], Yoshiya Homma[1], Fumihiro Nakamori[3], Hiroaki Muta[3], Daichi Ito[1], Yuji Ohishi[3], Yoshinao Kobayashi[4] (1. Tohoku University, 2. Japan Atomic Energy Agency, 3. Osaka University, 4. Tokyo Institute of Technology)

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

[1C12] Microstructure analysis using X-ray absorption on HAZ of ion-irradiated RPV steel

*Yoosung Ha[1], Keiko Iwata[1], Hisashi Takamizawa[1], Yoshihiro Okamoto[1], Iwao Shimoyama[1], Mitsunori Honda[1], Satoshi Hanawa[1], Yutaka Nishiyama[1] (1. JAEA)

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

[1C13] Irradiation embrittlement of RPV steel model alloys with different Cu,Ni levels and recovery behavior by thermal treatment

*Yusuke Goya[1], Hideo Watanabe[2], Takuya Yamamoto[3], Takuya Tsuru[1] (1. Kyushu Univ, 2. RIAM, Kyushu Univ, 3. University of California, Santa Barbara)

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：502-1 Nuclear Materials, Degradation, Radiation Effects, and Related Technology

4:25 PM - 5:30 PM JST | 7:25 AM - 8:30 AM UTC | Room C B21 -B Building

[1C14-17] Reactor Pressure Vessel 2

Chair:Koji Fukuya(INSS)

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

[1C14] FY2017 Investigation for Improvement of Evaluation Methods of Irradiation Effects on Reactor Pressure Vessel and Core Internals

(1) Through-wall fracture toughness distribution of decommissioned Zion Unit 1 reactor pressure vessel material

*Masato Yamamoto[1], Tomohiro Kobayashi[1] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry)

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

[1C15] FY2017 Investigation for Improvement of Evaluation Methods of Irradiation Effects on Reactor Pressure Vessel and Core Internals

(2) Through-wall microstrcutural changes of decommissioned Zion Unit 1 RPV steel due to neutron irradiation

*Tomohiro Kobayashi[1], Kenji Nishida[1], Masato Yamamoto[1] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry)

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

[1C16] FY2017 investigation for improvement of evaluation methods of irradiation effects on reactor pressure vessel and core internals

(3) Correlation between microstructure and yield strength in neutron irradiated austenitic stainless steels

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

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

[1C17] FY2017 Investigation for Improvement of Evaluation Methods of Irradiation Effects on Reactor Pressure Vessel and Core Internals

(4) Evaluation of metallographic structure in each part in the thickness direction of JRQ material

*Kenta Nishimoto[1], Tomohiro Kobayashi[1], Masato Yamamoto[1], Kenji Nishida[1], Yasufumi Miura[1] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry)

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：502-1 Nuclear Materials, Degradation, Radiation Effects, and Related Technology

5:30 PM - 6:00 PM JST | 8:30 AM - 9:00 AM UTC | Room C B21 -B Building

[1C18-19] Severe Accident 2

Chair:Nariaki Okubo(JAEA)

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

[1C18] Effect of heating during the severe accident on the strength and the microstructure of LWR steels

(1) Estimation of the strength and microstructure of the heat affected reactor containment vessel steel

*Taro Fumimoto[1], Kohei Noguchi[1], Kento Takahashi[1], Shiro Jitsukawa[1] (1. National Institute of Technology, Fukushima College)

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

[1C19] Estimation of the annealing effect on strength and microstructure of LWR steels during severe accident

(2)Effects of heating on the strength and the microstructure of the reactor materials during severe accident

*Kohei Noguchi[1], Taro Humimoto[1], Yukito Yamashita[1], Shiro Jitsukawa[1] (1. National Institute of Technology, Fukushima College)

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：501-2 Nuclear Fuel and the Irradiation Behavior

10:15 AM - 11:55 AM JST | 1:15 AM - 2:55 AM UTC | Room D A32 -A Building

[1D01-06] Fuel Debris

Chair:Tatsumi Arima(Kyushu Univ.)

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

[1D01] Research and human resource development for analysis of fuel debris and decommissioning technology of Fukushima Daiichi nuclear power plants

(9)Outline of the Project and Results of Fuel Debris Research

*Msayoshi uno[1], Yoshinari Anoda[1], Osamu Kuwazuru[2], Yuuji Arita[1], Akihiro Ishimi[3], Tatsumi Arima[4] (1. Research Institute of Nuclear Engineering, University of Fukui, 2. Graduate school of Engineering, University of Fukui, 3. Japan Atomic Energy Agency, 4. Kyushu University)

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

[1D02] Research and human resource development for analysis of fuel debris and decommissioning technology of Fukushima Daiichi nuclear power plants

(10)Properties of Frozen Body of Melted Debris Containing UO_2

*Takashi Onitsuka[1], Kozo Katsuyama[2], Akihiro Ishimi[2], Masayoshi Uno[1] (1. Univ. of Fukui, 2. JAEA)

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

[1D03] Research and human resource development for analysis of fuel debris and decommissioning technology of Fukushima Daiichi nuclear power plants

(11) Microscopic material properties and macroscopic compression strength of simulated nuclear fuel debris

*Aruto Kawakami[1], Masaki Teranishi[1], Osamu Kuwazuru[1] (1. Fukui Univ)

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

[1D04] Research and human resource development for analysis of fuel debris and decommissioning technology of Fukushima Daiichi nuclear power plants

(12) Formation and dissolution behavior of $SrZrO_3$

*Taishi Inoue[1], Yuji Arita[1], Toru Fujita[1] (1. University of Fukui)

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

[1D05] Research and human resource development for analysis of fuel debris and decommissioning technology of Fukushima Daiichi nuclear power plants

(13)Melting behaviors of CeO2-ZrO2 and UO2-ZrO2

*Tohma Iwasa[1], Tatsumi Arima[1] (1. Kyushu University)

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

[1D06] Chemical states of plutonium and gadolinium in fuel debris

*Shiho Watanabe[1], Hiroto Ishii[1], Yuji Ohishi[1], Hiroaki Muta[1], Ken Kurosaki[1,2,3] (1. Osaka University, 2. Research Institute of Nuclear Engineering, University of Fukui, 3. JST PRESTO)

Planning Lecture | Over view Report：Over view Report 1 - Research Committee on Fuel Debris

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room D A32 -A Building

[1D_PL] Activity Report of the Research Committee on Fuel Debris

Chair:Hiroaki Abe(Univ. of Tokyo)

[1D_PL01] Motivation for the Founding of Research Committee

*Yuji Ohishi[1] (1. Osaka Univ.)

[1D_PL02] Current Status and Issues of Accident Progression Analyses

*Takanari Ogata[1] (1. CRIEPI)

[1D_PL03] Current Status and Issues of Fuel Debris Characterization (I)

*Masahide Takano[1] (1. JAEA)

[1D_PL04] Current Status and Issues of Fuel Debris Characterization (II)

*Kinya Nakamura[1] (1. CRIEPI)

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：501-2 Nuclear Fuel and the Irradiation Behavior

2:45 PM - 3:35 PM JST | 5:45 AM - 6:35 AM UTC | Room D A32 -A Building

[1D07-09] Fundamental Properties

Chair:Masahide Takano(JAEA)

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

[1D07] Thermal and mechanical properties of Fe_2Zr

*Daisuke Okada[1], Hiroto Ishii[1], Yuji Ohishi[1], Hiroaki Muta[1], Ken Kurosaki[1,2,3] (1. Osaka University, 2. Research Institute of Nuclear Engineering, University of Fukui, 3. JST PRESTO)

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

[1D08] Hydrogen distribuiton in irradiated zirconium alloys by means of atom probe tomography

*Takashi Sawabe[1], Takeshi Sonoda[1] (1. CRIEPI)

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

[1D09] Thermal properties evaluation of fluorite structure oxides

*Masato Kato[1], Taku Matsumoto[1], Hiroki Nakamura[1], Masahiko Machida[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：501-2 Nuclear Fuel and the Irradiation Behavior

3:35 PM - 4:25 PM JST | 6:35 AM - 7:25 AM UTC | Room D A32 -A Building

[1D10-12] Fuel Behavior

Chair:Masayoshi Uno(Univ. of Fukui)

3:35 PM - 3:50 PM JST | 6:35 AM - 6:50 AM UTC

[1D10] Evaluation of fuel behaviors by using science-based Integrated models for MOX properties
(1)Evaluation of O/M redistribution

*Shun Hirooka[1], Masato Kato[1], Masashi Watanabe[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

[1D11] Evaluation of fuel behaviors by using science-based Integrated models for MOX properties
(2)Evaluation of Pu and Am redistribution

*Miho Kamei[1], Masayuki Naganuma[1], Yoshihisa Ikusawa[1], Koji Maeda[1], Shinji Sasaki[1], Ozawa Takayuki[1], Shun Hirooka[1] (1. JAEA)

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

[1D12] Development of Fuel Performance Code FEMAXI-8
Model Improvements for Light Water Reactor Fuel Analysis and Systematic Validation

*Yutaka Udagawa[1], Masaki Amaya[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：501-2 Nuclear Fuel and the Irradiation Behavior

4:25 PM - 6:00 PM JST | 7:25 AM - 9:00 AM UTC | Room D A32 -A Building

[1D13-18] Nitride Fuel

Chair:Masato Kato(JAEA)

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

[1D13] R&D on Nitride Fuel Cycle for MA Transmutation to Enhance Safety and Economy

Lattice and Bulk Expansion of Nitride Fuel Pellet Induced by Self-irradiation Damage

*Masahide Takano[1], Seiya Takaki[1] (1. JAEA)

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

[1D14] R&D on Nitride Fuel Cycle for MA Transmutation to Enhance Safety and Economy

(4) Correlation of Milling Condition and Sintered Density of Nitride Fuel Surrogate Material

*Seiya Takaki[1], Makoto Harada[1], Masahide Takano[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

[1D15] R&D on Nitride Fuel Cycle for MA Transmutation to Enhance Safety and Economy

(5)Chemical Compatibility between Cladding and Fuel Surrogate Materials

*Harada Makoto[1], Seiya Takaki[1], Masahide Takano[1] (1. JAEA)

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

[1D16] R&D on Nitride Fuel Cycle for MA Transmutation to Enhance Safety and Economy

(6)Melting Point Measurement of Nitride: A Laser Heating Application

*Tatsumi Arima[1], Masahide Takano[2], Seiiya Takaki[2] (1. Kyushu univ., 2. Japan atomic energy agency)

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

[1D17] R&D on Nitride Fuel Cycle for MA Transmutation to Enhance Safety and Economy

(7) Shearing experiments of simulated fuel pins containing (Dy,Zr)N pellets

*Takumi Sato[1], Hirokazu Hayashi[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

[1D18] R&D on Nitride Fuel Cycle for MA Transmutation to Enhance Safety and Economy

(8) Reductive extraction of Zr and Ce in liquid Cd

*TSUYOSHI MURAKAMI[1], Masatoshi Iizuka[1], Hirokazu Hayashi[2] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry, 2. Japan Atomic Energy Agency)

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：505-2 Waste Disposal and Its Environmental Aspects

10:15 AM - 10:50 AM JST | 1:15 AM - 1:50 AM UTC | Room E A34 -A Building

[1E01-02] Storage Container

Chair:Tomofumi Sakuragi(RWMC)

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

[1E01] Evaluation of physical properties of SFPIC (Steel Fiber reinforced Polymer-Impregnated Concrete) for Storage Container of Radioactive Wastes

(1)Evaluation on Mechanical Properties and Durability

*Kenichi HONMA[1], Yasuyuki Ishida[1], Hiroyuki Sakamoto[2], Kazutoshi SHIBUYA[2], Hisayuki KOMORI[2], Yuusuke SATOH[3], Ken Tsuruta[4], Kenji OKAMOTO[4] (1. TAIHEIYO CEMENT Central Research Laboratory, 2. TAIHEIYO CONSULTANT, 3. Tokyo Power Technology Ltd., 4. Materras Aume)

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

[1E02] Evaluation of physical properties of SFPIC (Steel Fiber reinforced Polymer-Impregnated Concrete) for Storage Container of Radioactive Wastes

(2)Evaluation on permeation behavior of Cs, Sr and Cl

*Hiroyuki Sakamoto[1], Hisayuki Komori[1], Kazutoshi Shibuya[1], Kenichi Honma[2], Yasuyuki Ishida[2], Yusuke Sato[3], Ken Tsuruta[4], Kenji Okamoto[4] (1. Taiheiyo Consultani Co., Ltd., 2. Taiheiyo Cement Corporation, 3. Tokyo Power Technology Ltd., 4. Materras Oume Concrete Industry)

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：505-2 Waste Disposal and Its Environmental Aspects

10:50 AM - 11:25 AM JST | 1:50 AM - 2:25 AM UTC | Room E A34 -A Building

[1E03-04] Waste Related to Contaminated Water

Chair:Takahiro Kikuchi(JGC)

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

[1E03] Ion-exchange modeling of cecium ions in metakaolin based geopolymer

*Yuka Morinaga[1], Satoshi Yoshida[1], Elakneswaran Yogarajah[2], Toyoharu Nawa[3] (1. Graduate school of Engineering Hokkaido university, 2. Hokkaido university, Faculty of Engineering, 3. Hokkaido university)

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

[1E04] Application of geopolymer for solidification of cesium adsorbed zeolite

*Kiyofumi Kurumisawa[1], Kenta Sasaki[1] (1. Hokkaido University)

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：505-2 Waste Disposal and Its Environmental Aspects

11:25 AM - 12:00 PM JST | 2:25 AM - 3:00 AM UTC | Room E A34 -A Building

[1E05-06] Disposal Concept

Chair:Taiji Chida(Tohoku Univ.)

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

[1E05] Conception that ultra-large concrete tank installed in the deep sea is the final disposal site

*Shigemi Morishige[1], Haruo Morishige[1], Yosuke Yamashiki[1,2], Harumi Morishige[1] (1. Fukushima Nuclear Accident Countermeasures Review Group, 2. Kyoto Univ.)

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

[1E06] Necessity of Safety Assessment for variety of L3 disposal concept

*Taichi Saito[1], Hajime Takao[1] (1. JGC Corporation)

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：505-2 Waste Disposal and Its Environmental Aspects

2:45 PM - 4:20 PM JST | 5:45 AM - 7:20 AM UTC | Room E A34 -A Building

[1E07-12] Nuclear Waste

Chair:Toru Nagaoka(CRIEPI)

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

[1E07] Investigation of the influence on the scaling factor by adopting SUS316 material for BWR reactor structural components.

*Kensuke Suzuki[1], Niitsu Shigehiko[1], Mitsushi Motoyama[2] (1. Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc., 2. JGC CORPORATION)

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

[1E08] Study on transport assessment of LLW disposal for chemical components and radio-active nuclides in homogeneous wastes generated from PWR Plants

(1)Leaching behavior from wastes solidified by bitumen and study of their chemical stability in the LLW disposal site

*Mitsushi Motoyama[1], Shouzou Komori[2], Shintaro Tsuji[3], Takashi Kozawa[4], Kentaro Miyawaki[5], Yuichi Nibori[6] (1. JGC Corporation, 2. Kyusyu Electric Power Co.Inc, 3. Kansai Electric Power Co.Inc, 4. Japan Nuclear Fuel Ltd, 5. Meisei University , 6. Tohoku University)

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

[1E09] Study on transport assessment of LLW disposal for chemical components and radio-active nuclides in homogeneous wastes generated from PWR Plants

(2)Evaluation for flow characteristics of bituminized waste (asphalt solidified PWR waste) in disposal facility

*Naoyuki Tamura[1], Naoki YOSHII[1], Takashi KOZAWA[1], Mitsushi Motoyama[2], Niibori Yuich[3] (1. JNFL, 2. JGC, 3. Tohoku Uni.)

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

[1E10] Study on transport assessment of LLW disposal for chemical components and radio-active nuclides in homogeneous wastes generated from PWR Plants

(3)Leaching behavior of chemical components from wastes solidified by cement

*Takao Ikeda[1], Shouzou Komori[2], Takashi Kozawa[3], Mitsushi Motoyama[1], Kentaro Miyawaki[4], Yuichi Nibori[5] (1. JGC Corporation, 2. Kyusyu Electric Power Co.Inc, 3. Japan Nuclear Fuel Ltd, 4. Meisei University, 5. Tohoku University)

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

[1E11] Leaching behavior of radionuclides from irradiated BWR cladding

(1) Long-term immersion test and result of carbon 14 leaching behavior

*Yu Yamashita[1], Katsumi Hosaka[1], Masashi Ichikawa[2], Tomofumi Sakuragi[3] (1. Toshiba Energy Systems & Solutions, 2. Nippon Nuclear Fuel Development, 3. Radioactive Waste Management Funding and Research Center)

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

[1E12] Leaching behavior of radionuclides from irradiated BWR cladding

(2) C-14 speciation and corrosion-related congruent release

*Tomofumi Sakuragi[1], Yu Yamashita[2], Katsumi Hosaka[2], Masashi Ichikawa[3] (1. RWMC, 2. TOSHIBA, 3. NFD)

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：505-2 Waste Disposal and Its Environmental Aspects

4:20 PM - 5:40 PM JST | 7:20 AM - 8:40 AM UTC | Room E A34 -A Building

[1E13-17] Overpack

Chair:Atsushi Fujishima(NUMO)

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

[1E13] Corrosion behavior of weld joint of carbon steel overpack under geological environment

Part 1 Experimental plan

*MITUYASU SHIRASE[1], KAZUTOSHI YAMAZAKI[2], TAKAHIRO KIKUCHI [2], YOSHIRO KURIKI[2], YUMIKO IWATA[3], GEN NAKAYAMA[3], YOSHIKATSU TOCHIGI[3], MAKOTO ONO[4], MASATO KOBAYASHI[1], MASAHIRO KWAKUBO[1] (1. RWMC, 2. JGC CORPORATION, 3. IHI CORPORATION, 4. TAISEI CORPORATION)

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

[1E14] Corrosion behavior of weld joint of carbon steel overpack under geological environment.

Part 2 Corrosion behavior of engineering scale testing.

*Kazutoshi Yamazaki[1], Hajime Takao[1], Takahiro Kikuchi[1], Yoshiro Kuriki[1], Masato Kobayashi[2], Masahiro Kawakubo[2], Mitsuyasu Shirase[2], Yumiko Iwata[3], Gen Nakayama[3], Makoto Ono[4] (1. JGC CORPORATION, 2. RADIOACTIVE WASTE MANAGEMENT FUNDING AND RESEARCH CENTER, 3. IHI Corporation, 4. TAISEI CORPORATION)

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

[1E15] Corrosion behavior of weld joint of carbon steel overpack under geological environment

Part 3: Effect of bentonite swelling process on homogeneous corrosion.

*Yumiko Iwata[1], Gen Nakayama[1], Yoshikatsu Tochigi[1], Kazutoshi Yamazaki[3], Hajime Takao[3], Takahiro Kikuchi[3], Yoshiro Kuriki[3], Masato Kobayashi[2], Masahiro Kawakubo[2] (1. IHI Corporation, 2. RWMC, 3. JGC Corporation)

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

[1E16] Corrosion behavior of weld joint of carbon steel overpack under geological environment

Part 4: Summary

*Masato Kobayashi[1], kazutoshi yamazaki[2], hajime takao[2], takahiro kikuchi[2], Yoshiro kuriki[2], Yumiko Iwata[3], Gen Nakayama[3], Makoto Ono[4], Mitsuyasu Shirase[1], Masahiro Kawakubo[1] (1. RWMC, 2. JGC corporation, 3. IHI corporation, 4. TAISEI corporation)

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

[1E17] Carbon steel corrosion by iron-corroding microbial community in compacted buffer materials

*Toru Nagaoka[1], Shin-ichi Hirano[1], Norio Matsumoto[1], Yuki Amano[2] (1. CRIEPI, 2. JAEA)

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：505-3 Decommissioning Technology of Nuclear Facilities

10:40 AM - 12:00 PM JST | 1:40 AM - 3:00 AM UTC | Room F A36 -A Building

[1F01-05] Analysis, Scinario Evaluation and System Development 1

Chair:Nobutake Horiuchi(MMC)

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

[1F01] Activation estimation for decommissioning of nuclear reactor

(1) Analyses of activation element in concrete

*Norikazu Kinoshita[1], Takuma Noto[1], Kazuaki Kosako[1], Motoyuki Asada[1], Akane Tada[1], Kohei Urabe[1], Kazuyuki Torii[1], Tsutomu Ohtsuki[2], Shun Sekimoto[2] (1. Shimizu Co., 2. KURNS)

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

[1F02] Activation estimation for decommissioning of nuclear reactor

(2) Precision of activation using Monte Carlo simulation

*Takuma Noto[1], Norikazu Kinoshita[1], Kazuaki Kosako[1], Motoyuki Asada[1], Kohei Urabe[1], Kazuyuki Torii[1], Tsutomu Ohtsuki[2], Shun Sekimoto[2] (1. Shimizu Corporation, 2. KURNS)

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

[1F03] Sensitivity analysis on activation of reactor structural materials and radioactivity concentration in demolition wastes

*Kouhei Igarashi[1], Daisuke Kwasaki[1], Satoshi Yanagihara[1] (1. University of Fukui)

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

[1F04] The effects of uncertainty of radionuclide concentration in clearance measurement on the exposure dose assessment

*Minako Endou[1], Daisuke Kawasaki[1], Satoshi Yanagihara[1] (1. Univercity of Fukui)

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

[1F05] Scenario Analysis on Reusing Clearanced Materials from Nuclear Decommissioning

*kosuke yamamoto[1], Daisuke Kawasaki[1], Satoshi Yanagihara[1] (1. University of fukui)

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：505-3 Decommissioning Technology of Nuclear Facilities

2:45 PM - 4:15 PM JST | 5:45 AM - 7:15 AM UTC | Room F A36 -A Building

[1F06-11] Analysis, Scinario Evaluation and System Development 2

Chair:Norikazu Kinoshita(Shimizu)

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

[1F06] Evaluation of Project Management Parameters for Decommissioning of KARTINI Reactor

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

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

[1F07] A study on analysis of actual data in "Fugen" decommissioning

*Yuya Kouda[1] (1. Fugen Decommissioning Engineering Center)

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

[1F08] Development of manpower estimation method for decommissioning activities

Analysis and modeling of various records by statistical learning

*Keisuke Komatsu[1], Daisuke Kawasaki[1], Satoshi Yanagihara[1] (1. University of Fukui)

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

[1F09] Development of estimation methods for decommissioning work period and its uncertainty

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

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

[1F10] Development of Technology for Evaluating Waste Quantity Based on Automatic Generation of 3D Models by Cutting Equipment in Nuclear Power Plants

*Hiroshi Seki[1], Mitsuko Fukuda[1], Takuya Yoshida[1], Atsuko Enomoto[1], Mitsutaka Imamura[2], Hiroshi Nagase[2], Jyunya Tahata[2] (1. Hitachi, 2. Hitachi-GE Nuclear Energy)

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

[1F11] Application of VRdose for the Decommissioning

*Yasuyoshi Taruta[1,2], Kawasaki Daisuke[1], Satoshi Yanagihara[1] (1. Fukui University, 2. JAEA)

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：505-3 Decommissioning Technology of Nuclear Facilities

4:15 PM - 5:30 PM JST | 7:15 AM - 8:30 AM UTC | Room F A36 -A Building

[1F12-16] Development for Fuel Debris Treatment

Chair:Daisuke Kawasaki(Fukui Univ.)

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

[1F12] Stady on elemental analysis method of fuel debris in Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Hiroshi Hinai[1], Nobufumi Toda[1], Atsuhiro Shibata[1], Kazunori Nomura[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

[1F13] Study on physical mechanism in aging phenomenon of fuel debris

(1) Transition of total crack length by cyclic temperature fluctuation

*Seiya Suzuki[1], Kimihiko Yano[1], Masayuki Watanabe[1], Kenji koizumi[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

[1F14] Study to evaluate leaching mass of elements from damaged fuels

(1)Leaching behavior of multiphase molten debris in the system of stainless steel and zircaloy

*Hirotomo Ikeuchi[1], Kimihiko Yano[1], Masayuki Watanabe[1], Kenji Koizumi[1] (1. JAEA)

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

[1F15] The specification of storage container for fuel debris

*Makito Watakabe[1], Haruo Morishige[1], Yosuke Yamashiki[1,2] (1. Fukushima Nuclear Accident Countermeasures Review Group, 2. Kyoto Univ.)

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

[1F16] Frozen the water vapor contained in the outside air which is transmitted to the cracks and blocked the containment vessel

*Yasufumi Kitamura[1], Haruo Morishige[1], Yosuke Yamashiki[1,2] (1. Fukushima Nuclear Accident Countermeasures Review Group, 2. Kyoto Univ.)

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：505-3 Decommissioning Technology of Nuclear Facilities

5:30 PM - 6:00 PM JST | 8:30 AM - 9:00 AM UTC | Room F A36 -A Building

[1F17-18] Dismantling and Decontamination Technology 1

Chair:Masashi Tezuka(JAEA)

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

[1F17] Decontamination method for inside of small diameter piping waste(part3)

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

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

[1F18] Development of the Electrolytic Decontamination Machine for Pipes

(3)Relationship between Electrolytic Polishing Depth and Decontamination Performance

*Akira Maruyama[1], Katsuya Sasaki[2], Hiroyuki Daiku[2], Masahiro Ishiyama[3], Yuto Yoshida[3], Kenta Aratani[3] (1. Ultra Finish Technology, 2. Hitachi Zosen, 3. Japan Atomic Energy Agency)

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：505-1 Radioactive Waste Management

10:00 AM - 11:10 AM JST | 1:00 AM - 2:10 AM UTC | Room G A37 -A Building

[1G01-04] Nuclide Separation and Recovery 1

Chair:Akihiro Uehara(QST)

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

[1G01] Realization Development of the Flexible Waste Management System for MA P&T Technology

(9)Progress on HLW Granule Production Concept by Batch-type Rotary Kiln Test Device

*Yoichi Endo[1], Akihiro Suzuki[1], Atsushi Ohuchi[1], Fumiki Mizusako[1] (1. NFD)

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

[1G02] Realization Development of the Flexible Waste Management System for MA P&T Technology

(10) System Compatibility of HLW Granules produced under the Multiple Candidate Conditions

*AKIHIRO SUZUKI[1], Yoichi Endo[1], Tatsuro Matsumura[2], Tetsuo Fukasawa[3] (1. NFD, 2. JAEA, 3. Hitachi GE)

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

[1G03] Realization Development of the Flexible Waste Management System for MA P&T Technology

(11)Chemical stability of the HLW granules produced under the candidate conditions

*Yusa Muroya[1], Yaohiro Inagaki[2], Tatsumi Arima[2], Akihiro Suzuki[3] (1. ISIR, Osaka Univ., 2. Kyushu Univ., 3. NFD)

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

[1G04] Realization Development of the Flexible Waste Management System for MA P&T Technology

(12)Cost Evaluation for the Granule Storage Facility

*Tetsuo Fukasawa[1], Kuniyoshi Hoshino[1], Keita Endo[1], Akihiro Suzuki[2] (1. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., 2. Nippon Nuclear Fuel Development Co., Ltd.)

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：505-1 Radioactive Waste Management

11:10 AM - 12:00 PM JST | 2:10 AM - 3:00 AM UTC | Room G A37 -A Building

[1G05-07] Nuclide Separation and Recovery 2

Chair:Daisuke Akiyama(Tohoku Univ.)

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

[1G05] Extraction behavior of PGMs from Simulated High-level Liquid Waste using Functionalized Ionic Liquid

*Haruka Oosugi[1], Tadayuki Takahashi[1,2], Tatsuya Ito[1], Kiyoshi Kanie[1], Atsushi Muramatsu[1], Seong-Yun Kim[1] (1. Tohoku University, 2. Japan Nuclear Fuel Limited)

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

[1G06] Zirconium separation from high-level radioactive waste by fluoride volatility method

*Yuko Kani[1], Daisuke Watanabe[1], Sohei Fukui[1] (1. Hitachi, Ltd.)

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

[1G07] Sorption characteristics of aluminum hexacyanoferrate nanoparticles to Ru, Rh, Pd and Mo metal ions in nitric acid solution

*Toshiki Takeuchi[1], Shinta Watanabe[1], Masato Nakaya[1], Ria Mishima[2], Miki Harigai[2], Yusuke Inaba[2], Kenji Takeshita[2], Jun Onoe[1] (1. Nagoya Univ., 2. Tokyo Inst. Technol.)

General Meeting

12:00 PM - 1:00 PM JST | 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room G A37 -A Building

[1G_GM] 「バックエンド部会」第49回全体会議

[1G_GM] General Meeting

Planning Lecture | Joint Session：Joint Session

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room G A37 -A Building

[1G_PL] Current status and issues on the implementation of clearance (1) Current status and study for clearance of contaminated materials in Japan

Chair:Minoru Okoshi(JRIA)

[1G_PL01] A review of approaches to setting the dose criteria for clearance

*Haruyuki Ogino[1] (1. CRIEPI)

[1G_PL02] Current status and issues of the implementation of clearance in Japan

*Kimiya Ishii[1] (1. FEPC)

[1G_PL03] Explanation of the Guidelines for Moving out of Contaminated Commodities from the viewpoint of Clearance

*Makoto Hashimoto[1] (1. JAEA)

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：505-1 Radioactive Waste Management

2:45 PM - 3:35 PM JST | 5:45 AM - 6:35 AM UTC | Room G A37 -A Building

[1G08-10] Debris Treatment

Chair:Akihiro Suzuki(NFD)

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

[1G08] Development of Fuel Debris Treatment Technology by the Fluorination Method

(20) Simulated Debris Fluorination Experiments (Part 6)

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

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

[1G09] Development of Fuel Debris Treatment Technology by the Fluorination Method

(21) Simulated Debris Fluorination Experiment (Part 7)

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

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

[1G10] Local structural analyses of the uranium and zirconium in fuel debris containing boron at the Fukushima Daiichi NPP accident

*Akihiro Uehara[1,2], Daisuke Akiyama[3], Numako Chiya[4], Shino Takeda[1], Atsushi Ikeda[5], Yasuko Terada[6], Kiyofumi Nitta[6], Toshiaki Ina[6], Akira Kirishima[3], Nobuaki Sato[3] (1. QST NIRS, 2. Kyoto Univ., 3. Tohoku Univ., 4. Chiba Univ., 5. HZDR, 6. JASRI)

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：505-1 Radioactive Waste Management

3:35 PM - 4:25 PM JST | 6:35 AM - 7:25 AM UTC | Room G A37 -A Building

[1G11-13] Zeolite Waste Solidification 1

Chair:Tetsuo Fukasawa(HGNE)

3:35 PM - 3:50 PM JST | 6:35 AM - 6:50 AM UTC

[1G11] Vitrification of Cs-Sorbed Zeolite Waste Generated from Decontamination of Effluents at Fukushima Dai-ichi NPP

(3) Relation between vitrification conditions and vitrified waste properties

*Muneharu Yamauchi[1], Yaohiro Inagaki[1], Tatsumi Arima[1], Kazuya Idemitsu[1], Koji Yamakado[1], Nobuaki Sato[2], Daisuke Akiyama[2], Akira Kirishima[2] (1. Kyushu University, 2. Tohoku University)

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

[1G12] Vitrification of Cs-Sorbed Zeolite Waste Generated from Decontamination of Effluents at Fukushima Dai-ichi NPP

(4) Comprehensive evaluation of vitrification conditions

*Daisuke Akiyama[1], Nobuaki Sato[1], Akira Kirishima[1], Yaohiro Inagaki[2], Tatsumi Arima[2] (1. Tohoku University, 2. Kyushu University)

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

[1G13] Vitrification of Cs-Sorbed Zeolite Waste Generated from Decontamination of Effluents at Fukushima Dai-ichi NPP

(5) Assessment of total performance of vitrified waste form

*Yaohiro Inagaki[1], Tatsumi Arima[1], Kazuya Idemitsu[1], Nobuaki Sato[2], Daisuke Akiyama[2], Akira Kirishima[2] (1. Kyushu University, 2. Tohoku University)

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：505-1 Radioactive Waste Management

4:25 PM - 5:15 PM JST | 7:25 AM - 8:15 AM UTC | Room G A37 -A Building

[1G14-16] Zeolite Waste Solidification 2

Chair:Yaohiro Inagaki(Kyushu Univ.)

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

[1G14] Leaching behavior of Sr from B-Na-Zn solidified waste containing spent zeolite

*Aiki Watanabe[1], Akane Usui[1], Tsuyoshi Arai[2] (1. Shibaura Institute of technology Graduate School , 2. Shibaura Institute of technology)

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

[1G15] Durable evaluation and chemical stability of the iron phosphate vitrified solids for low level radioactive waste

*Mouri Masahiro[1], Arai Tsuyoshi[2], Sato Fuminori[3], Saito Yasuo[3] (1. Shibaura Institute of Technorogy Graduate School, 2. Shibaura Institute of Technorogy, 3. Japan Atomic Energy Agency)

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

[1G16] Cs immobilization by the heat-treatment of natural mordenite and effects of sodium carbonate addition

*Aono Hiromichi[1], Takahashi Ryuichiroh[1], Itagaki Yoshiteru[1], Erni Johan[1], Naoto Matsue[1] (1. Ehime university)

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

10:00 AM - 12:00 PM JST | 1:00 AM - 3:00 AM UTC | Room H B32 -B Building

[1H01-08] Melt Behavior 1

Chair:Masahiro Furuya(CRIEPI)

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

[1H01] Advanced Multi-Scale Modeling and Experimental Tests on Fuel Degradation in Severe Accident Conditions (1)

（その１）全体概要

*Yuji Nagae[1], Masaki Kurata[1] (1. JAEA)

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

[1H02] Advanced Multi-Scale Modeling and Experimental Tests on Fuel Degradation in Severe Accident Conditions (1)

(No.2) Development of a numerical simulation method of melt relocation behavior for core internals

*Susumu Yamashita[1], Yuji Nagae[1], Masaki Kurata[1], Hiroyuki Yoshida[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

[1H03] Advanced Multi-Scale Modeling and Experimental Tests on Fuel Degradation in Severe Accident Conditions (1)

(No.3) Development of an element process model of melting for core internals

*Masaki Kurata[1], Takehiko Tou[2], Masahiro Tanaka[3], Susumu Yamashita[1], Yuji Nagae[1] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. NIPPON STEEL & SUMIKIN TECHNOLOGY, 3. Nippon Steel & Sumitomo Metal)

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

[1H04] Advanced Multi-Scale Modeling and Experimental Tests on Fuel Degradation in Severe Accident Conditions (1)

(No.4) Development of modeling for oxidation and hydrogen uptake of Zircaloy

*Saishun YAMAZAKI[1], Anton PSHENICHNIKOV[1], Yuji NAGAE[1], Masaki KURATA[1], Kan SAKAMOTO[2], Kazuyuki TOKUSHIMA[3], Masaki AOMI[3] (1. JAEA, 2. NFD, 3. GNF-J)

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

[1H05] Advanced Multi-Scale Modeling and Experimental Tests on Fuel Degradation in Severe Accident Conditions (1)

(No.5) Model of reaction between control rod and channel box

*Hai Vu Pham[1], Suguru Matsuura[2], Shotaro Nakajima[2], Makoto Nanko[2], Yuji Nagae[1], Masaki Kurata[1] (1. JAEA, 2. Nagaoka Univ. Tech.)

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

[1H06] Advanced Multi-Scale Modeling and Experimental Tests on Fuel Degradation in Severe Accident Conditions (1)

(No.6) Effect of Oxygen and other element on BWR control blade and zirconium

*Yuji Ohishi[1], Toshiki Kondo[1], Hiroaki Muta[1], Ken Kurosaki[1] (1. Osaka University)

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

[1H07] Advanced Multi-Scale Modeling and Experimental Tests on Fuel Degradation in Severe Accident Conditions (1)

(No.7) Development of solidification model

*Takumi Sato[1], Naoya Hirata[2], Katsunari Oikawa[2], Yuji Nagae[1], Masaki Kurata[1] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Tohoku university)

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

[1H08] Advanced Multi-Scale Modeling and Experimental Tests on Fuel Degradation in Severe Accident Conditions (1)

(No.8)Acquisition of experimental data for verification of solidification modeling

*Ayako Sudo[1], Fumiki Mizusako[2], Kuniyoshi Hoshino[3], Takumi Sato[1], Yuji Nagae[1], Masaki Kurata[1] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Nippon Nuclear Fuel Development, 3. Hitachi-GE)

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

2:45 PM - 3:50 PM JST | 5:45 AM - 6:50 AM UTC | Room H B32 -B Building

[1H09-12] Melt Behavior 2

Chair:Kei Ito(Kyoto Univ.)

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

[1H09] Deepening Understanding of Ex-Vessel Corium Behavior by Multi-Physics Modeling

(4) Overview and Progress on Spreading Analysis by MPS Method(2)

*Akifumi Yamaji[1], Masahiro Furuya[2], Yuji Ohishi[3], Guangtao Duan[1] (1. Waseda University, 2. Central Research Institute of Electric Power Industry, 3. Osaka University)

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

[1H10] Deepening Understanding of Ex-Vessel Corium Behavior by Multi-Physics Modeling

(5) Three-Dimensional Melt Spreading behavior in Complex Structure of Pedestal Floor

*Masahiro Furuya[1], Akifumi Yamaji[2], Yuji Ohishi[3] (1. CRIEPI, 2. Waseda Univ., 3. Osaka Univ.)

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

[1H11] Development of Numerical Simulation Method for Relocation Behavior of Molten Materials in Nuclear Reactors

(13)流下液膜挙動および表面波速度計測

*Yutaro Hihara[1], Hideaki Monji[1], Yutaka Abe[1], Hiroyuki Yoshida[2], Susumu Yamashita[2] (1. University of Tsukuba, 2. Japan Atomic Energy Agency)

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

[1H12] Experimental Investigation of Hydrodynamic Effect on Eutectic Melting of Sn-Bi Binary System

*Shota Ueda[1], Kenta Inagaki[2], Kondo Masahiro[3], Koji Okamoto[1] (1. The University of Tokyo, 2. Central Research Institute of Electric Power Industry, 3. National Institute of Advanced Industrial Science and Technology)

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

3:50 PM - 4:55 PM JST | 6:50 AM - 7:55 AM UTC | Room H B32 -B Building

[1H13-16] Droplet and Liquid Film

Chair:Hide Okada(IAE)

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

[1H13] Countercurrent Flow Limitation in a Pressurizer Surge Line

*Michio Murase[1], Koji Nishida[1], Takayoshi Kusunoki[1], Raito Goda[2], Akio Tomiyama[2] (1. Institute of Nuclear Safety System, Inc., 2. Kobe University)

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

[1H14] Droplet-Entrainment Behavior at the Interface of High-Speed Gas Jet into a Liquid Pool

*Taro Sugimoto[1], Shimpei Saito[1], Akiko Kaneko[1], Yutaka Abe[1], Akihiro Uchibori[2], Takashi Takata[2], Hiroyuki Ohshima[2] (1. Univ. of Tsukuba, 2. JAEA)

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

[1H15] Study on secondary droplet during liquid jet collision onto solid surface

飛散量と飛散液滴径の計測

*Yi Zhan[1], Yusuke Kuwata[1], Kiyotaka Maruyama[1], Koji Enoki[1], Tomio Okawa[1], Mitsuhiro Aoyagi[2], Takashi Takata[2] (1. The University of Electro-Communications, 2. Japan Atomic Energy Agency)

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

[1H16] Ultrasound measurement of liquid film on pipe inner surface

*Yuki Wada[1], Jun Sagawa[2], Akira Satou[1], Yasuteru Sibamoto[1], Taisuke Yonomoto[1] (1. JAEA, 2. MES)

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

10:00 AM - 11:55 AM JST | 1:00 AM - 2:55 AM UTC | Room I B33 -B Building

[1I01-07] Thermal-Hydraulic Numerical Simulation

Chair:Masaaki Tanaka(JAEA)

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

[1I01] Numerical simulation of two-phase flow in 4x4 simulated fuel bundle using TPFIT

*Ayako Ono[1], Taku Nagatake[1], Takayuki Suzuki[1], Hiroyuki Yoshida[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

[1I02] Numerical simulation of reverse flow to the branch line of a mixing tee pipe

*Yoichi Utanohara[1], Koji Miyoshi[1], Masayuki Kamaya[1] (1. INSS)

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

[1I03] Modeling of Bathtub Vortex

*Kei Ito[1], Daisuke Ito[1], Yasushi Saito[1], Toshiki Ezure[2], Masaaki Tanaka[2] (1. Kyoto University, 2. Japan Atomic Energy Agency)

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

[1I04] Numerical simulations of phase-change heat transfer by lattice Boltzmann method

*Shimpei Saito[1], Kota Kawasaki[1], Ken-ichi Ebihara[2], Akiko Kaneko[1], Yutaka Abe[1], Kazuya Koyama[3] (1. Univ. Tsukuba, 2. JAEA, 3. MFBR)

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

[1I05] Preliminary CFD simulation of critical heat flux for subcooled water flow boiling in vertical heated tubes

*KAI WANG[1], Nejdet Erkan[1], Koji Okamoto[2] (1. Department of Nuclear Engineering and Management, School of Engineering, The University of Tokyo, 7-3-1 Hongo, Bunkyo-ku, Tokyo 113-8654, Japan, 2. Nuclear Professional School, School of Engineering, The University of Tokyo, 2-22 Shirakata, Tokai-mura, Ibaraki, 319-1188, Japan)

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

[1I06] Heat Transfer Coefficient of Liquid Metal under Low Peclet Number Conditions

*Hiroyasu MOCHIZUKI[1] (1. Tokyo Institute of Technology, Institute of Innovative Research, LANE)

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

[1I07] Investigation of the Fluctuating Force Characteristics due to Internal Two-phase Flow

*Shuichiro Miwa[1], Takashi HIBIKI[2] (1. Hokkaido University, 2. Purdue University)

General Meeting

12:00 PM - 1:00 PM JST | 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room I B33 -B Building

[1I_GM]「熱流動部会」第51回全体会議

[1I_GM] General Meeting

Planning Lecture | Board and Committee：Standards Committee

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room I B33 -B Building

[1I_PL] Toward revitalization of establishment and utilization of academic societies standards

Chair:Naoto Sekimura(Univ. of Tokyo)

[1I_PL01] Role and concept of the academic societies standards

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

[1I_PL02] Tasks for enhancement in activities of establishment of academic societies standards

*Yoshiyuki Narumiya[1] (1. JANSI)

[1I_PL03] Action of Safety Improvement and Expectations for academic societies standard

*Kenji Murano[1] (1. TEPCO)

[1I_PL04] Potential of academic societies standards in risk-informed and performance-based nuclear oversight program

*Shuichi Kaneko[1] (1. NRA)

[1I_PL05] Discussion

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

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 I B33 -B Building

[1I08-12] Fast Reactor Thermal Hydraulics 1

Chair:Koji Morita(Kyushu Univ.)

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

[1I08] Development of multi-level, multi-scenario simulation systems for sodium cooled fast reactor
(5)Development of basic module in multi-level simulation system

*norihiro doda[1], hideo araseki[1], kunihiko nabeshima[1], takashi takata[1], masaaki tanaka[1], hiroyuki ohshima[1] (1. JAEA)

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

[1I09] Development of multi-level, multi-scenario simulation systems for sodium cooled fast reactor
(6)Development of basic module in multi-scenario simulation system

*Akihiro Uchibori[1], Mitsuhiro Aoyagi[1], Kei Ito[2], Takashi Takata[1], Hiroyuki Ohshima[1] (1. JAEA, 2. Kyoto Univ.)

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

[1I10] Development of multi-level, multi-scenario simulation systems for sodium cooled fast reactor
(7) Experiments of combustion-generated aerosol mass transport using simulated particle

*Akikazu Kurihara[1], Shin Kikuchi[1], Ryota Umeda[1], Takashi Takata[1], Hiroyuki Ohshima[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

[1I11] Development of multi-level, multi-scenario simulation systems for sodium cooled fast reactor
(8) Particle size measurement of reaction product aerosol at reaction surface

*Yoshihiro Deguchi[1], Shin Kikuchi[2], Akikazu Kurihara[2], Takashi Takata[2], Hiroyuki Ohshima[2] (1. Tokushima University, 2. JAEA)

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

[1I12] Development of multi-level, multi-scenario simulation systems for sodium cooled fast reactor
(9)Fundamental experiment on sodium-concrete reaction

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

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

4:05 PM - 5:40 PM JST | 7:05 AM - 8:40 AM UTC | Room I B33 -B Building

[1I13-18] Fast Reactor Thermal Hydraulics 2

Chair:Mamoru Konomura(Univ. of Fukui)

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

[1I13] Mechanism of heat transfer from molten fuel pool to structural wall in EAGEL 1D1 test

*Koji Morita[1], Ryusei Ogawa[1], Xiaoxing Liu[1], Wei Liu[1], Kenji Kamiyama[2] (1. Kyushu University, 2. JAEA)

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

[1I14] PLANDTL-2 Experiment for Evaluation of Decay Heat Removal in Sodium-cooled Fast Reactors

- Multi Dimensional Cooling Behavior through Inter Wrapper Gap Reagion under Steady State Conditions -

*Toshiki Ezure[1], Jun Kobayashi[1], Takamitsu Onojima[1], Akikazu Kurihara[1], Masaaki Tanaka[1] (1. JAEA)

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

[1I15] Development of Simulation Code of Bubble and Dissolved Gas Behavior in Sodium-cooled Fast Reactor Primary Coolant System

(1)Study on Analytical Model for Tank Type Reactor

*Kentarou Matsushita[1], Kei Ito[2], Toshiki Ezure[1], Masaaki Tanaka[1] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Kyoto Univ.)

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

[1I16] Study on coolant behavior in damaged core of sodium-cooled fast reactor

(4) Evaluation of pressure drop through simulated debris bed in consideration of porosity distribution

*Tatsuya Kurisaki[1], Daisuke Ito[2], Kei Ito[2], Yasushi Saito[2], Yuya imaizumi[3], Ken-ichi Matsuba[3], Kenji Kamiyama[3] (1. Kyoto Univ., 2. KURNS, 3. JAEA)

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

[1I17] Self-leveling Behavior of Mixed Solid Particles in Cylindrical Bed Using Gas-injection Method

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

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

[1I18] Studies on Advanced Measurement and Control of Liquid Sodium Flow Field

*Yuta Akimoto[1], Yuma Michishita[1], Takeshi Fukuda[1] (1. Osaka Univ.)

Oral presentation | VII. Health Physics and Environmental Science：Health Physics and Environmental Science

2:45 PM - 4:20 PM JST | 5:45 AM - 7:20 AM UTC | Room J A41 -A Building

[1J01-06] Dose Assessment 1

Chair:Yoshitaka Yoshida(JANSI)

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

[1J01] Evaluation of Radiation Dose by Recycling of Pd and Zr Recovered from High-level Radioactive Waste

(1) Radiation Protection in the Recycling of Useful Elements Recovered from High-level Radioactive Waste

*Sentaro Takahashi[1], Tomoyuki Takahashi[1], Satoshi Fukutani[1], Maiko Ikegami[1], Takumi Kubota[1], Sota Tanaka[2], Kayoko Iwata[2], Rui Akayama[2], Yuko Kinashi[1] (1. KURNS, 2. Kyoto Univ.)

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

[1J02] Evaluation of Radiation Dose by Recycling of Pd and Zr Recovered from High-level Radioactive Waste

(2) Production of Zr and Pd Tracers, and Application for Measurement of Root- or Intestinal-absorption Ratios

*Takumi Kubota[1], Kayoko Iwata[2], Maiko Ikegami[1], Satoshi Fukutani[1], Yuko Kinashi[1], Tomoyuki Takahashi[1], Sentaro Takahashi[1] (1. KURNS, 2. kyoto Univ.)

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

[1J03] Evaluation of Radiation Dose by Recycling of Pd and Zr Recovered from High-level Radioactive Waste

(3) Dissolution Characteristics and Soil-Liquid Distribution Coefficient of Zr and Pd in the Environment

*Satoshi Fukutani[1], Takumi Kubota[1], Maiko Ikegami[1], Kayoko Iwata[2], Sota Tanaka[2], Rui Akayama[2], Tomoyuki Takahashi[1] (1. KURNS, 2. Kyoto Univ.)

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

[1J04] Evaluation of Radiation Dose by Recycling of Pd and Zr Recovered from High-level Radioactive Waste

(4) Consideration of the Clearance Levels for the Reuse of Pd and Zr Recovered from High-level Radioactive Waste

*Tomoyuki Takahashi[1], Sota Tanaka[2], Kayoko Iwata[2], Rui Akayama[2], Takumi Kubota[1], Satoshi Fukutani[1], Maiko Ikegami[1], Yuko Kinashi[1], Sentaro Takahashi[1] (1. KURNS, 2. Kyoto Univ.)

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

[1J05] Study of the level 3PRA method using WinMACCS

(1) Parameter sensitivity study on early phase

*Masaharu Tsuzaki[1], Ryogo Kurokawa[1], Koichi Sada[1] (1. CRIEPI)

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

[1J06] Study of the level 3 PRA method using WinMACCS

(2) Global sensitivity analysis with meta-models

*Ryogo Kurokawa[1], Masaharu Tsuzaki[1], Koichi Sada[1] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry)

Oral presentation | VII. Health Physics and Environmental Science：Health Physics and Environmental Science

4:20 PM - 6:00 PM JST | 7:20 AM - 9:00 AM UTC | Room J A41 -A Building

[1J07-12] Dose Assessment 2

Chair:Tomoyuki Takahashi(Kyoto Univ.)

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

[1J07] Unsertainty and sensitivity analsysis of doses to the public after the Fukushima Daiichi Nuclear Plant accident

*Shogo Takahara[1], Masatoshi WATANABE[1,2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. V.I.C.)

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

[1J08] Ratios between spatial and individual radiation doses in Iitate Village

*Makoto Imai[1,2], Souji Obara[2], Tadashi Ogawa[2], Yoichi Tao[2], Muneo Kanno[2], Masaji Takahashi[2], Kazuhiko Iijima[3], Tadashi Ishikawa[3], Shin-ichi Sasaki[3] (1. Kyoto Univ., 2. Resurrection of Fukushima, 3. KEK)

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

[1J09] Development of the computer code for dose estimation from external exposure to radioactive plume having an arbitrary shape

*DAIKI SATOH[1], HIROMASA NAKAYAMA[1], TAKUYA FURUTA[1] (1. JAEA)

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

[1J10] Study on Radiation Dose Evaluation based on the OIL
(4) Evaluation of the Resuspension Factor for OIL1 and OIL2

*Yoshitaka Yoshida[1], Shunsuke Takahashi[2] (1. Institute of Nuclear Safety System, 2. Kansai Electric Power Co.)

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

[1J11] Indoor radiocaesium contamination in residential houses near the FDNPP and evaluation of internal exposure to residents

*Hiroko Yoshida[1], Naohide Shinohara[2], Kentaro Manabe[3] (1. Tohoku Univ., 2. AIST, 3. JAEA)

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

[1J12] Development of a function calculating deposition probabilities of inhaled aerosols compatible with the revised Human Respiratory Tract Model

*Kentaro Manabe[1], Fumiaki Takahashi[1] (1. JAEA)

Oral presentation | VII. Health Physics and Environmental Science：Health Physics and Environmental Science

10:00 AM - 11:55 AM JST | 1:00 AM - 2:55 AM UTC | Room K B41 -B Building

[1K01-07] Environmental Radioactivity and Monitoring 1

Chair:Daiki Satoh(JAEA)

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

[1K01] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(1) Current status and future challenges

*Kimiaki Saito[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

[1K02] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(2) Change trend of air dose rate evaluated by car-borne surveys until 2017

*Masaki Andoh[1], Norihiro Matsuda[1], Kimiaki Saito[1] (1. JAEA)

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

[1K03] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(3)Temporal variation of radioactive cesium deposition densities on roads using ASURA.

*Jun Goto[1], Takeshi Takahashi[1], Shu Sengoku[1], Hidenori Yoshida[2], Tatsuya Kondo[1] (1. Niigata University, 2. Niigata University of Health and Welfare)

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

[1K04] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(4)The present status of developments and applications of KURAMA-II

*Minoru Tanigaki[1] (1. Kyoto University)

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

[1K05] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(5)Decrease in dose rate during initial two years after the Fukushima Dai-ich NPP accident

*Kazuya Yoshimura[1], Jyun Saegusa[1] (1. JAEA)

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

[1K06] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(6)Future prediction method of air dose rate after decontamination and verification by measured data

*Takuya Yamashita[1], Kimiaki Saito[1], Akihiro Kitamura[1] (1. Japan Atomic Enargy Agancy)

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

[1K07] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(7)Estimation of exposed dose by measurement of air dose rate considering daily activity pattern

*Tetsuro Sato[1], Masaki Andoh[2], Kimiaki Saito[2] (1. Hitachi Solutions East Japan, Ltd., 2. Japan Atomic Energy Agency)

Oral presentation | VII. Health Physics and Environmental Science：Health Physics and Environmental Science

2:45 PM - 4:40 PM JST | 5:45 AM - 7:40 AM UTC | Room K B41 -B Building

[1K08-14] Environmental Radioactivity and Monitoring 2

Chair:Taiga Okumura(Univ. of Tokyo)

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

[1K08] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(8) Temporal changes in the depth profiles of radioactive cesium in soil

*Norihiro MATSUDA[1], Satoshi MIKAMI[1], Kimiaki SAITO[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

[1K09] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(9) Factors contoroling variation of radiocesium concentration in throughfall and stemflow in the forest of Fukushima Prefecture

*Hiroaki Kato[1], Yuichi Onda[1], Zul Hilmi Saidin[1] (1. Center for Research in Isotopes and Environmental Dynamics, University of Tsukuba)

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

[1K10] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(10) Seven-year monitoring of the vertical distribution of radiocesium in forest soils after the FDNPP accident

*Junko Takahashi[1], Daichi Hihara[1], Kenji Tamura[1], Yuichi Onda[1] (1. Univ. of Tsukuba)

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

[1K11] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(11)Variation of soil water content and radiocesium concentration in litter and soil layer in the forests of Yamakiya District, Fukushima Prefecture

*Momo Kurihara[1], Toshiro Yamaguchi[1], Hiroaki Kato[1], Yuichi Onda[1] (1. CRiED, University of Tsukuba)

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

[1K12] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(12)Factors controling the declining trend of dissolved/particulate cesium-137 concentrations in stream water at small forested catchment

*YUICHI ONDA[1], Sho Iwagami[1], Hiroaki Kato[1], Maki Tsujimura[1] (1. CRiED University of Tsukuba)

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

[1K13] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(13) Changes of vertical distributions of ^{137}Cs in soil and ambient dose rates due to sediment transport

*Yoshifumi Wakiyama[1], Yuichi Onda[2] (1. Institute of Environmental Radioacitivity, Fukushima Universiy, 2. Center for Research in Isotopes and Environmental Dynamics, University of Tsukuba)

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

[1K14] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(14)Distribution of air dose rates along the Jobando Express Way

*Hiroshi Takemiya[1], Kimiaki Saito[1], Hiroko Yoshida[2] (1. JAEA, 2. Tohoku Univ.)

Oral presentation | VII. Health Physics and Environmental Science：Health Physics and Environmental Science

4:40 PM - 6:00 PM JST | 7:40 AM - 9:00 AM UTC | Room K B41 -B Building

[1K15-19] Environmental Radioactivity and Monitoring 3

Chair:Jun Goto(Niigata Univ.)

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

[1K15] Analysis for the time variation of the air dose rate in Fukushima prefecture
(3) Creation and evaluation of the time variation map

*Kazuya Matsumoto[1], Nobuyuki Sato[2], Yutaka Kimura[1], Hiroshi Takemiya[2], Akiyuki Seki[2], Hiromi Inoue[1], Hiroyuki Sugai[1] (1. Fukushima Prefectural Centre for Environmental Creation , 2. Japan Atomic Energy Agency)

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

[1K16] Numerical Studies for Seasonal Fluctuation of Cesium Transport at Dam Reservoir in the Hamadori District of Fukushima Prefecture

*Susumu Yamada[1], Masahiko Machida[1], Hiroshi Kurilkami[1], Akihiro Kitamura[1] (1. JAEA)

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

[1K17] Dissolution of radiocesium-bearing microparticles released by the Fukushima nuclear accident

*Taiga Okumura[1], Noriko Yamaguchi[2], Terumi Dohi[3], Kazuki Iijima[3], Toshihiro Kogure[1] (1. UTokyo, 2. NARO, 3. JAEA)

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

[1K18] Theoretical study of selective cesium complexation mechanism by fungi organic matter in forest

*Hiroya Suno[1], Masahiko Machida[1], Terumi Dohi[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

[1K19] A method of estimating vertical distribution of radioactivity concentration in soil from NaI(Tl) detector pulse height distribution

*Hisashi Ichikawa[1], Hiromi Yamazawa[1], Jun Moriizumi[1], Shigekazu Hirao[2] (1. Nagoya Univ., 2. Fukushima Univ.)

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：303-1 Reactor Instrumentation, Instrumentation System, Reactor Control

10:15 AM - 11:20 AM JST | 1:15 AM - 2:20 AM UTC | Room L D12 -D Building

[1L01-04] Measuring, Monitoring, and Wireless System

Chair:Yasutake Fujishima

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

[1L01] Hydrogen concentration detector system for Severe Accident installed inside Primary Containment Vessel (PCV)

*Kisato Habu[1], Toshiaki Ito[1], Kiyotaka Wakita[1], Motoshige Yagyu[1], Masashi Yamage[2] (1. Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, 2. Toshiba Corporation)

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

[1L02] Core Cooling Monitoring System based on Radiation Detection
(1)Analysis of Reactor Core Conditions with Machine Learning

*Tsukasa Sugita[1], Kenichi Yoshioka[1], Makoto Takemura[1], Hidehiko Kuroda[1], Akira Moroi[1], Naotaka Oda[1], Toshiaki Ito[1] (1. TOSHIBA ENERGY SYSTEMS & SOLUTIONS CORPORATION)

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

[1L03] Core Cooling Monitoring System based on Radiation Detection
(2) Study of the Sensor and Signal Line

*Makoto Takemura[1], Tsukasa Sugita[1], Hidehiko Kuroda[1], Akira Moroi[1], Naotaka Oda[1], Toshiaki Ito[1] (1. Toshiba Energy Systemus & Solutions Corporation)

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

[1L04] Wireless System with Controlling Electromagnetic Wave Distribution in Nuclear Power Plant
(V) Performance Evaluation for Wireless Control System

*hidehiko kuroda[1], takahiro shirota[1], yoshiro ikeda[1], jumpei ogawa[2], hiroyuki nishikawa [2], takeshi hasegawa[1], naotaka oda[1], naoki asano[1] (1. TOSHIBA ENERGY SYSTEMS & SOLUTIONS CORPORATION, 2. Toshiba Corporation)

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：303-3 Human-Machine Systems, Advanced Information Processing

11:20 AM - 11:55 AM JST | 2:20 AM - 2:55 AM UTC | Room L D12 -D Building

[1L05-06] Lesson and Training

Chair:Hidehiko Kuorda(TOSHIBA ESS)

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

[1L05] Derivation of Lessons from TV Conference of Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Accident(1)
Attempt to Create a Database Enabling Quantitative Analysis

*Kyoko Oba[1], Atsufumi Yoshizawa[2], Masaharu Kitamura[3] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Nagaoka University of Technology, 3. Research Institute for Technology Management Strategy)

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

[1L06] A consideration of training methods to acquire the basic abilities of plant operations

*Akio Gofuku[1], Seizo Yamaoka[1] (1. Okayama University)

General Meeting

12:00 PM - 1:00 PM JST | 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room L D12 -D Building

[1L_GM] 「ヒューマン・マシン・システム研究部会」第58回全体会議

[1L_GM] General Meeting

Planning Lecture | Technical division and Network：Human-Machine Systems Research Division

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room L D12 -D Building

[1L_PL] Applications of Robotic Technology to the Operation and Maintenance of Plants

Chair:Akio Gofuku(Okayama Univ.)

[1L_PL01] Current Status and Issues of Rescue Robots

*Fumitoshi Matsuno[1] (1. Kyoto Univ.)

[1L_PL02] Development and Applicability of Snake-like Robots

*Tetsushi Kamegawa[1] (1. Okayama Univ.)

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator, Beam and Medical Technologies：203-1 Accelerator and Beam Acceleration Technology

2:45 PM - 3:35 PM JST | 5:45 AM - 6:35 AM UTC | Room L D12 -D Building

[1L07-09] Beam Diagnostics and Accelerator Technology

Chair:Takafumi Kondoh(Osaka Univ.)

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

[1L07] Energy measurement of coherent transition radiation

*Koichi Kan[1], Jinfeng Yang[1], Masao Gohdo[1], Takafumi Kondoh[1], Yoichi Yoshida[1] (1. ISIR, Osaka Univ.)

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

[1L08] Progress on Ultrasensitive Detection Techniques for Hard-to-measure Nuclide ^{41}Ca with the 6 MV Tandem Accelerator Mass Spectrometry System

*Kimikazu Sasa[1], Seiji Hosoya[2], Tsutomu Takahashi[1], Kenta Takano[1], Yuta Ochiai[1], Yasuji Oura[3], Keisuke Sueki[1] (1. Univ. Tsukuba, 2. QST, 3. Tokyo Metropolitan Univ.)

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

[1L09] Progress report of a negative ion generation technique in a compact ion microbeam system

*Takeru Ohkubo[1], Yasuyuki Ishii[1] (1. QST)

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator, Beam and Medical Technologies：203-3 Application of Beams, Target

3:35 PM - 5:00 PM JST | 6:35 AM - 8:00 AM UTC | Room L D12 -D Building

[1L10-14] Radiation Chemistry, Biology and Gamma-ray Application

Chair:Koichi Kan(Osaka Univ.)

3:35 PM - 3:50 PM JST | 6:35 AM - 6:50 AM UTC

[1L10] Delbruck scattering by laser Compton scatternig gamma-rays

*Takehito Hayakawa[1], James Kevin Koga[1], Toshiyuki Shizuma[1], Zen Heishun[2], Toshiteru Kii[2], Hideaki Ohgaki[2], Masaki Fujimoto[3], Masahiro Kato[3] (1. QST, 2. Kyoto Univ., 3. IMS)

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

[1L11] Upgrade Plan of CT Isotope Imaging by LCS-NRF in UVSOR

*Hideaki Ohgaki Ohgaki[1], Heishun Zen[1], Hani Negm[5,1], Toshiteru Kii[1], Takehito Hayakawa[2], Toshiyuki Shizuma[2], Masahiro Kato[3], Masaki Fujimoto[3], Hiroyuki Toyokawa[4], Yoshitaka Taira[4] (1. Institute of Advanced Energy, 2. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology, 3. Institute for Molecular Science, 4. National Institute of Advanced Industrial Science and Technology, 5. Assuit University)

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

[1L12] Influence of secondary electrons on dissociation of biomolecules in liquids by fast heavy-ion collisions

*Hidetsugu Tsuchida[1], Kensei Kitagima[1], Shinji Nomura[1], Akihiro Kajiwara[1], Takuya Majima[1], Manabu Saito[1] (1. Kyoto Univ.)

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

[1L13] Study on primary process of radiation-induced chemical reaction of metal resist ligands

*Teppei Yamada[1], Satoshi Ishihara[1], Hiroki Yamamoto[2], Yusa Muroya[1], Yoshitaka Komuro[3], Daisuke Kawana[3], Akiyoshi Yamazaki[3], Takahiro Kozawa[1] (1. ISIR. Osaka Univ, 2. QST, 3. Tokyo Ohka Kogyo)

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

[1L14] Study of early stage of radiation chmistry in alkane by pulseradiolysis and probe molecule.

*Takafumi Kondoh Kondoh[1], Masao Gohdo[1], Kimihiro Norizawa[1], Koichi Kan[1], Jinfeng Yang[1], Seiichi Tagawa[1], Yoichi Yoshida[1] (1. ISIR, Osaka University)

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

10:00 AM - 11:10 AM JST | 1:00 AM - 2:10 AM UTC | Room M E11 -E Building

[1M01-04] Uncertainty Evaluation 1

Chair:Tomohiro Endo(Nagoya Univ.)

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

[1M01] Study on uncertainty propagation due to nuclear analysis codes on statistical safety evaluation method

(5) Influence of plant data uncertainty to static analysis

*Teppei Yamana[1], Hirohisa Kaneko[1], Yuji Honma[1], Kenichi Harada[2], Kohei Mochizuki[3], rui kagiyama[3], Takeshi Yamada[3] (1. GNF-J, 2. Chubu Electric Power Co., Inc, 3. Hitachi GE)

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

[1M02] Study on uncertainty propagation due to nuclear analysis codes on statistical safety evaluation method

(6) Influence of plant data uncertainty to dynamic analysis

*Kohei Mochizuki[1], Rui Kagiyama[1], Takeshi Yamada[1], Teppei Yamana[2], Yuji Honma[2], Hirohisa Kaneko[2], Kenichi Harada[3] (1. Hitachi-GE, 2. GNF-J, 3. CHUBU Electric Power)

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

[1M03] Proposal of efficient MCCV method using sensitivity evaluation result

*Shunsuke NIHIRA[1], Go Chiba[1] (1. Hokkaido Univ)

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

[1M04] Investigation of uncertainty evaluation methodology for spent fuel pit due to nuclear data and manufacturing tolerances based on statistical approach

*Tetsuya Sugimura[1], Kazuki Kirimura[1], Hiroki Koike[1], Daisuke Sato[1], Toshikazu Takeda[2] (1. MHI, 2. Fukui Univ.)

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

11:10 AM - 12:00 PM JST | 2:10 AM - 3:00 AM UTC | Room M E11 -E Building

[1M05-07] Uncertainty Evaluation 2

Chair:Cheol Ho Pyeon(Kyoto Univ.)

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

[1M05] Nuclear data-induced uncertainty quantification of prompt neutron decay constant using the first-order perturbation theory

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

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

[1M06] An Influence of Choice of Delayed Neutron Models on Inverse Kinetics Analysis

*Kazuki Takahashi[1], Kunihiro Nakajima[1], Atsushi Sakon[2], Sin-ya Hohara[2], Kengo Hashimoto[2] (1. Graduate School of Science and engineering, Kindai University, 2. Atomic Energy Research Institute, Kindai University)

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

[1M07] Development of a prediction model for modeling approximation error using the principal component analysis and the Kriging

*Tomomi Hanai[1], Akio Yamamoto[1], Tomohiro Endo[1], Kento Yamamoto[2], Yasunori Ohoka[2], Hiroaki Nagano[2] (1. Nagoya Univ., 2. Nuclear Fuel Industries, Ltd.)

General Meeting

12:00 PM - 1:00 PM JST | 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room M E11 -E Building

[1M_GM] 「炉物理部会」第49回全体会議

[1M_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 M E11 -E Building

[1M_PL] Restart and future of research reactors

Chair:Michitaka Ono(GNF-J)

[1M_PL01] Restart of research reactors at Kyoto University and their current status

*Ken Nakajima[1] (1. Kyoto Univ.)

[1M_PL02] Future experimental reactor physics and nuclear reactor education

*Kengo Hashimoto[1] (1. Kindai Univ.)

[1M_PL03] Expectations and requests for research reactors

*Takanori Kitada[1] (1. Osaka Univ.)

[1M_PL04] Status of projects to restart of JAEA research reactors

*Teruhiko Kugo[1] (1. JAEA)

[1M_PL05] Discussion

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

2:45 PM - 4:25 PM JST | 5:45 AM - 7:25 AM UTC | Room M E11 -E Building

[1M08-13] Criticality Safety 1

Chair:Yasunobu Nagaya(JAEA)

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

[1M08] Theoretical Development of Method to Estimate Reactivity and Fissile Isotope Ratio at the Same Time Based on Power Profile in Quasi Steady State

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

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

[1M09] Exponent dependency of neutron multiplication factor distribution in system randomized with $1/f^{\beta}$ frequency spectrum

*Shouhei Araki[1], Yuichi Yamane[1], Taro Ueki[1], Kotaro Tonoike[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

[1M10] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

(41) Statistical evaluation of criticality - The criticality evaluation of 1F-2/1F-3 RPV lower part debris with considering non-uniform positioning of UO2+Gd2O3

*Takuya UMANO[1,2], Mitsuaki YAMAOKA[1,2], Rei KIMURA[1,2], Yamato HAYASHI[1,2] (1. International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 2. Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation)

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

[1M11] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

(42) Criticality behavior analyses based on assumed criticality scenario during fuel debris retrieval

*Yamato Hayashi[1,2], Rei Kimura[1,2], Masahiko Kuroki[1,2] (1. IRID, 2. Toshiba ESS)

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

[1M12] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

(43) Feasibility study of sub-criticality monitoring method using Feynman-α method and neutron source multiplication method

*Shinya Kano[1,2], Satoshi Wada[1,2], Tsuyoshi Misawa[3], Kitamura Yasunori[3] (1. IRID, 2. Toshiba Energy Systems & Solutions Corp., 3. Kyoto Univ.)

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

[1M13] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

(44) Verification of sub-criticality monitoring system by KUCA experiment

*Satoshi Wada[1,2], Shinya Kano[1,2], Tsuyoshi Misawa[3], Yasunori Kitamura[3] (1. IRID, 2. Toshiba Energy Systems & Solutions, 3. Kyoto University)

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

4:25 PM - 6:00 PM JST | 7:25 AM - 9:00 AM UTC | Room M E11 -E Building

[1M14-19] Criticality Safety 2

Chair:Go Chiba(Hokkaido Univ.)

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

[1M14] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

(45) Accuracy evaluation of virtual neutron capture method in KUCA experiments

*Takeshi Mitsuyasu[1], Yuichi Morimoto[1], Koichi Okada[1], Masanori Akaike[1], Tsuyoshi Misawa[2], Tasunori Kitamura[2] (1. IRID(Hitachi-GE), 2. Kyoro Univ.)

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

[1M15] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

(46) Criticality benchmark experiment using soluble boron at KUCA.

*YASUHIRO HARADA[1], Makoto Nakano[1], Kazuya Yamaji[1], Tsuyoshi Misawa[2], Yasunori Kitamura[2] (1. IRID(MHI), 2. Kyoto Univercity)

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

[1M16] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

(47)Measurement of nuclear reactivity of insoluble absorber by using KUCA test facility

*Yuta Shindo[1,2], Kazuya Ishii[1,3], Tsuyoshi Misawa[4], Yasunori Kitamura[4] (1. International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 2. Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, 3. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd, 4. Kyoto University)

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

[1M17] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

(48)Effect of insoluble neutron absorbers on pH of a solution and hydrogen generation

*Ryo Ishibashi[1,3], Kazuya Ishii[1,3], Toshiyuki Fujita[2,3], Yuta Shindo[2,3], Yuuichi Morimoto[1,3] (1. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., 2. Toshiba Energy Systems & Solutions, Co, 3. International Research Institute for Nuclear Decommissioning)

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

[1M18] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

(49)Viscosity and applicability evaluation of water grass based neutron absorber

*Shohei Kawano[1], Yuta Shindo[1], Tetsuji Kaneko[1] (1. Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation)

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

[1M19] Development of the insoluble neutron absorbers using self-assembled surfactant aggregates(2)

*Noriaki Ushio[1], Kouji Koyanagi[1], Hiroyuki Terazaki[1] (1. Kao Corporation)

Oral presentation | VI. Fusion Energy Engineering：601-1 Plasma Technology, including Inertial Confinement Fusion / 601-4 Reactor Component Technology, First Wall, Divertor, Magnet

10:00 AM - 11:55 AM JST | 1:00 AM - 2:55 AM UTC | Room N D23 -D Building

[1N01-07] Engineering and Design for Nuclear Fusion (Heat and Mass-transfer Characteristic, Engineering Design)

Chair:Teppei Otsuka(Kindai Univ.)

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

[1N01] Spatial Distribution of Ion Generation in a Linear-type Inertial Electrostatic Confinement Fusion Device

*Tomonobu Itagaki[1], Jun Hasegawa[1], Shinnosuke Tabata[1], Eiki Hotta[1], Kei Takakura[1] (1. Tokyo Institute of Technology)

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

[1N02] Design against Cavitation in a Downstream Conduit of the Liquid Lithium Target for IFMIF

*ChangHo Park[1], Hiroo Kondo[1], Makoto Oyaizu[1], Yasushi Hirakawa[2], Tomohiro Furukawa[2] (1. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology, 2. Japan Atomic Energy Agency)

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

[1N03] Emissivity measurement on lithium-lead droplet while falling in vacuum

*Fumito Okino[1], Keisuke Mukai[1], Juro Yagi[1], Satoshi Konishi[1] (1. I.A.E. Kyoto-U.)

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

[1N04] Plasma-driven hydrogen isotope permeation in tungste deposition layer

*Daisuke Mori[1], Kazunari Katayama[1], Satoshi Fukada[1] (1. Kyushu Univ.)

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

[1N05] Development of tungsten laminated composite for suppresion of low-temperature brittleness

*Takefumi Hazama[1], Shuhei Nogami[1], Hiroyuki Noto[2], Takuya Nagasaka[2], Takeshi Miyazawa[1], Akira Hasegawa[1] (1. Tohoku University, 2. National Institute for Fusion Science)

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

[1N06] Evaluation on structural integrity of cylindrical blanket structure under load conditions of ITER

*Wenhai Guan[1], Hyoseong Gwon[1], Hisashi Tanigawa[1], Takanori Hirose[1], Yoshinori Kawamura[1] (1. QST)

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

[1N07] A fast discharge scheme of toroidal field coils for a fusion demo reactor

*yasuyuki Itoh[1], Hiroyasu Utoh[2,3], Yoshiteru Sakamoto[2,3], Ryoji Hiwatari[2,3] (1. Fukui University of Technology, 2. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology, 3. Joint Special Design Team for Fusion DEMO)

Oral presentation | VI. Fusion Energy Engineering：601-3 Tritium Science and Technology (Fuel Recovery and Refining, Measurement, Iisotope Effect, Safe Handling)

2:45 PM - 3:35 PM JST | 5:45 AM - 6:35 AM UTC | Room N D23 -D Building

[1N08-10] Tritium Engineering (Detritiation and Recovery Process)

Chair:Yoshimi Kasugai(JAEA)

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

[1N08] Evaluation of production of tritiated methane in catalytic reactor of detritiation system

*Yuki Edao[1], Hiroo Asahara[1], Katsumi Sato[1], Yasunori Iwai[1] (1. QST)

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

[1N09] Study on detritiation efficiency of atmospheric detritiation system in an event of fire at fusion facility

*Yasunori IWAI[1], Yuki EDAO[1] (1. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology)

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

[1N10] Recovery of tritium in liquid blanket from counter-current liquid-gas flow

*Satoshi Fukada[1], Kinjyo Mao[1], Nishikawa Terunori[1], Katayama Kadzunari[1], Makoto Oya[1] (1. Kyushu University)

Oral presentation | VI. Fusion Energy Engineering：601-3 Tritium Science and Technology (Fuel Recovery and Refining, Measurement, Iisotope Effect, Safe Handling)

3:35 PM - 4:55 PM JST | 6:35 AM - 7:55 AM UTC | Room N D23 -D Building

[1N11-15] Tritium Engineering (Tritium Release Behavior)

Chair:Takumi Chikada(Shizuoka Univ.)

3:35 PM - 3:50 PM JST | 6:35 AM - 6:50 AM UTC

[1N11] Tritium sorption and desorption behavior on the surface of the Li_2TiO_3 with excess Li

*Haruaki Sakagawa[1], Kazunari Katayama[1], Satoshi Fukada[1], Tsuyoshi Hoshino[2] (1. KYUSHU Univ., 2. QST)

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

[1N12] Tritium desorption behavior from soil immersed in tritiated water

*Kazunari Katayama[1], Daiki Ishii[1], Toshiharu Takeishi[1], Satoshi Fukada[1] (1. Kyushu Univ.)

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

[1N13] Behavior of tritium release from a stainless vessel of the mercury target as a spallation neutron source

*Yoshimi Kasugai[1], Koichi Sato[1], Kazutomo Takahashi[2], Yukihiro Miyamoto[1], Tetsuya Kai[1], Masahide Harada[1], Kasuhiro Haga[1], Hiroshi Takada[1] (1. J-PARC Center, JAEA, 2. J-PARC Center, KEK)

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

[1N14] Hydrogen dissolution and desorption behavior for Y-doped $BaCeO_3$

*Tadahiro Iwasa[1], Kenichi Hashizume[1] (1. Kyushu Univ.)

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

[1N15] Tritiumu release from graphite containing tritium at ambient temperature

*Masanori Hara[1], Masao Matsuyama[1], Kenji Okuno[2] (1. University of Toyama, 2. Shizuoka University)

Oral presentation | VI. Fusion Energy Engineering：601-3 Tritium Science and Technology (Fuel Recovery and Refining, Measurement, Iisotope Effect, Safe Handling)

4:55 PM - 6:00 PM JST | 7:55 AM - 9:00 AM UTC | Room N D23 -D Building

[1N16-19] Tritium Engineering (Tritium Permeaton and Absorption Behavior)

Chair:Kazunari Katayama(Kyushu Univ.)

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

[1N16] Effect of surface nitriding and peening treatments on deuterium permeation behaviors through ferritic steels

*Teppei Otsuka[1], Tomoya Sonobe[1], Shougo Mori[1], Takayuki Umekage[1], Miho Tsuyama[1], Yuichiro Takemura[1] (1. Kindai University)

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

[1N17] Influence of surface oxidation on deuterium permeation through reduced activation ferritic steel F82H

*Takumi Chikada[1], Keisuke Kimura[1], Jumpei Mochizuki[1], Seira Horikoshi[1], Moeki Matsunaga[1], Hikari Fujita[2], Kouhei Okitsu[2], Teruya Tanaka[3], Yoshimitsu Hishinuma[3], Yoshiteru Sakamoto[4] (1. Shizuoka Univ., 2. Univ. of Tokyo, 3. NIFS, 4. QST)

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

[1N18] Radial distribution of hydrogen atoms from RF discharge tube

*Shintaro Nakano[1], Daisuke Yuki[1], Ikuji Takagi[1] (1. Kyoto Univ.)

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

[1N19] Study on the structure of Li rod using Zr particles for T-production in HTGR

Non-equilibrium hydrogen absorption properties of Zr

*Ryo Okamoto[1], Hideaki Matsuura[1], Yuki Koga[1], Takuro Suganuma[1], Kazunari Katayama[2], Teppei Otsuka[3], Minoru Goto[4], Shigeaki Nakagawa[4], Estuo Ishitsuka[4], Kenji Tobita[5] (1. Kyushu Univ. Engineering, 2. Kyushu Univ. Interdisciplinary Graduate School of Engineering Science, 3. Kindai Univ. Faculty of Science and Engineering, 4. JAEA, 5. QST)

Oral presentation | I. General Issues：General Issues

10:15 AM - 11:55 AM JST | 1:15 AM - 2:55 AM UTC | Room O D25 -D Building

[1O09,01-05] Communication

Chair:Yasuhisa Oya(Shizuoka Univ.)

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

[1O09] Strategic Emergency Decision-making and Role of Real-time Disaster Damage Prediction System Lessons of “SPEEDI” Controversy and Its Critical Analysis

*Kohta Juraku[1], Shin-etsu Sugawara[2] (1. Tokyo Denki Univ., 2. CRIEPI)

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

[1O01] Social value-orientation for science and technology, and nuclear risk communication

*Reiko Kuwagaki[1] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry Socio-economic Research Center)

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

[1O02] Visit of the underground research center by Nuclear critics and ther opinion changes.

*Shinji Mitani[1] (1. Nuclear Communications)

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

[1O03] Dialogue with college students on geological disposal of high-level radioactive waste

*Naoki Yamano[1] (1. Radiation Dose Analysis and Evaluation Network)

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

[1O04] Interest of high-level radioactive waste disposal in dialogue of university student

*Sachiyo Kamimura[1], Yoshimi Kawamoto[1] (1. University of fukui)

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

[1O05] Comprehensive evaluation system for ^{137}Cs migration and radiation levels in Fukushima Prefecture

*Fumiya Nagao[1], Akihiro Kitamura[1], Hiroshi Saito[1], Hiroshi Tamiya[1], Takeshi Matsubara[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

General Meeting

12:00 PM - 1:00 PM JST | 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room O D25 -D Building

[1O_GM] 「社会・環境部会」第39回全体会議

[1O_GM] General Meeting

Planning Lecture | Technical division and Network：Social and Environmental Division

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room O D25 -D Building

[1O_PL] Communication Activities of Nuclear Operators

Chair:Shoji Tsuchida(Kansai Univ.)

[1O_PL01] JAEA's Activities about Communication with Local Residents and the Young Generation

*Sweet Potato etc.[1] (1. JAEA)

[1O_PL02] A Study of Energy Literacy among Lower Secondary Students in Japan

*Yutaka Akitsu[1] (1. Kyoto Univ.)

[1O_PL03] Back and forth between "public acceptance" and "risk communication"

*Sinetsu Sugawara[1] (1. CRIEPI)

Oral presentation | I. General Issues：General Issues

2:45 PM - 3:50 PM JST | 5:45 AM - 6:50 AM UTC | Room O D25 -D Building

[1O06-09] Nuclear Policy

Chair:Tetsuo Sawada(Tokyo Tech)

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

[1O06] Nuclear-Biomass Hybrid System 2 for Electricity Demand Fluctuation

Necessity of flexibility in Future Deregulated Electricity Market

*Hoseok Nam[1], Keisuke Mukai[1], Satoshi Konishi[1] (1. Kyoto University)

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

[1O07] Market Possibility of Nuclear-Biomass Hybrid System 2

Biochar production, carbon sequestration and emission credit

*satoshi konishi[1], nam hoseok[1], shutaro takeda[2], keisuke mukai[1] (1. IAE,Kyoto University, 2. Graduate School of Advanced Integrated Studies in Human Survivability, Kyoto University)

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

[1O08] Clarifying the logical structure of court discussion on nuclear safety from analyzing judicial decisions about nuclear power plants

*Go Kikuchi[1], Tuyoshi Takada[1] (1. Unuversity of Tokyo)

Oral presentation | I. General Issues：General Issues

3:50 PM - 4:55 PM JST | 6:50 AM - 7:55 AM UTC | Room O D25 -D Building

[1O10-13] Human Resource Development

Chair:Satoshi Konishi(Kyoto Univ.)

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

[1O10] Improvement of the severe accident practice tool

*IKUO KAWASAKI[1], AKIRA NAKAMURA[1], SHUNSUKE TAKAHASHI[2] (1. Institute of Nuclear Safety System, Incorporated , 2. The Kansai Electric Power co.,inc.)

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

[1O11] Effect of energy environmental education for university students

*Shinichi Oiso[1] (1. INSS)

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

[1O12] Present status and future prospective for human resource development of radiation safety specialist

*Yasuhisa Oya[1], Kenji Okuno[1], Yuji Hatano[2], Kazunari Katayama[3], Akihiro Nohtomi[3], Kenichi Hashizume[3], Masanori Hara[2] (1. Shizuoka Univ., 2. Univ. of Toyama, 3. Kyushu Univ.)

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

[1O13] Analysis of the structure of *Genshiryoku-mura* toward a paradigm shift of consensus building (7)

Integrated Atomic Energy Research Initiative of Kyoto Univ. and Hideki Yukawa at the dawning period

*Tetsuo Sawada[1], Mask Bando[2] (1. Tokyo Institute of Technology, 2. NPO JEIN)

Oral presentation | I. General Issues：General Issues

4:55 PM - 5:45 PM JST | 7:55 AM - 8:45 AM UTC | Room O D25 -D Building

[1O14-16] Nuclear Non-proliferation and Nuclear Security

Chair:Yoshiki Kimura(JAEA)

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

[1O14] Current Activities of Human Capacity Building Support by ISCN/JAEA

*Mitsutoshi Suzuki[1], Naoko Noro[1], Yosuke Naoi[1] (1. Japan Atomic Energy Agency, Integrated Support Center for Nuclear Nonproliferation and Nuclear Security)

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

[1O15] A study on how to simultaneously promote and strengthen nuclear nonproliferation and nuclear security

(6) Investigation of measures addressing issues for the synergistic effect between nuclear non-proliferation and nuclear security

*Takashi Kimura[1], Ryo Shimizu[1], Makiko Tazaki[1], Hiroshi Tamai[1], Kazunori Suda[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

[1O16] A study on how to simultaneously promote and strengthen nuclear nonproliferation and nuclear security

(7) Summary of the synergistic effect of nuclear security and nuclear nonproliferation on nuclear fuel cycle facilities

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

Oral presentation | IV. Nuclear Plant Technologies：403-1 Risk Assessment Technology, Application of Risk Information

10:00 AM - 11:55 AM JST | 1:00 AM - 2:55 AM UTC | Room P E21 -E Building

[1P01-07] PRA Methodology

Chair:Katsumi Ebisawa(CRIEPI)

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

[1P01] Internal Flooding PSA of ABWR

*Kyohei Echizen[1], Yuki Ishiwatari[2], Daichi Shiota[2], Takashi Sumikawa[2] (1. Hitachi Industry & Control Solutions, Ltd., 2. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

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

[1P02] Establishment of Internal Fire PRA Guide for Japanese NPPs

*Tsuyoshi Uchida[1], Koji Shirai[1], Hiroyuki Takeuchi[2], Shingo Oda[3], Kohei Sugita[4] (1. NRRC, CRIEPI, 2. Toshiba, 3. Hitach GE Nuclear Energy, 4. MHI)

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

[1P03] Development of internal event (level 1) MUPRA evaluation method

(1) 内的事象（レベル1）MUPRA評価手法の検討

*Hiromichi Miura[1], Ryou Inomata[1], Kenichi Kanda[1], Tomoaki Yoshida[1] (1. CRIEPI NRRC)

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

[1P04] Development of internal event (level 1) MUPRA evaluation method

(2) Development of inter unit Common Cause Failure evaluation method

*Ryou Inomata[1], Hiromichi Miura[1], Kenichi Kanda[1], Tomoaki Yoshida[1] (1. criepi NRRC)

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

[1P05] Research on Dynamic PRA methodology considering dependencies of Multi-unit nuclear power plant

*Kakeru Asano[1], Akira Yamaguchi[1], Sunghyon Jang[1] (1. Univ. of Tokyo)

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

[1P06] Development of Seismic-Tsunami PRA methodology

Part3: Quantification Process of Conditional Core Danage Probability

*Hirohisa Yamakawa[1], Hitoshi Muta[1], Yasuki Ohtori[1] (1. Tokyo City University)

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

[1P07] Examples of PRA application to the prioritization of measures for safety enhancement at nuclear power plant

*Kenichiro Ikuno[1], Norihiro Ohara[1], Hirohisa Tanaka[1] (1. The Kansai Electric Power CO.,INC.)

General Meeting

12:00 PM - 1:00 PM JST | 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room P E21 -E Building

[1P_GM] 「リスク部会」第3回全体会議

[1P_GM] General Meeting

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

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room P E21 -E Building

[1P_PL] Approach to collecting plant specific data and building of reliability data base for PRA

Chair:Katsunori Kawai(MHI NS ENG)

[1P_PL01] Issues regarding reliability data in PRA for Japanese nuclear plants

*Akira Yamaguchi[1] (1. Univ. of Tokyo)

[1P_PL02] Status of collecting reliability data and building of database for PRA in USA

*Woody Epstein[1] (1. Appendix R Solutions)

[1P_PL03] Efforts for establishing high-quality domestic PRA reliability database

*Hiroyuki Takahashi[1] (1. CRIEPI)

[1P_PL04] KEPCO's approach to collecting plant specific reliability data for PRA

*Hirohisa Tanaka[1] (1. KEPCO)

Oral presentation | IV. Nuclear Plant Technologies：403-1 Risk Assessment Technology, Application of Risk Information

2:45 PM - 4:25 PM JST | 5:45 AM - 7:25 AM UTC | Room P E21 -E Building

[1P08-13] Seismic Counter Measures against Cliff Edges

Chair:Tsuyoshi Uchida(CRIEPI)

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

[1P08] Development of seismic counter measures against cliff edges for enhancement of comprehensive safety of nuclear power plants

Part 11 Overview

*Tsuyoshi Takada[1], Tatsuya Itoi[1], Takenori Hida[1], Hitoshi Muta[2], Osamu Furuya[3], Keisuke Minagawa[4], Hidemasa Yamano[5], Akemi Nishida[5] (1. The University of Tokyo, 2. Tokyo City University, 3. Tokyo Denki University, 4. Saitama Institute of Technology, 5. Japan Atomic Energy Agency)

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

[1P09] Development of seismic counter measures against cliff edges for enhancement of comprehensive safety of nuclear power plants

Part 12: Classification and Definition of Required Performance against Earthquake

*Hitoshi Muta[1], Yasuki Ohtori[1], Ken Muramatsu[1], Tsuyoshi Takada[2], Tatsuya Itoi[2] (1. Tokyo City University, 2. The University of Tokyo)

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

[1P10] Development of seismic counter measures against cliff edges for enhancement of comprehensive safety of nuclear power plants

Part 13 Identification and evaluation against cliff edges for nuclear building system

*Akemi Nishida[1], Byunghyun Choi[1], Hidemasa Yamano[1], Tsuyoshi Takada[2] (1. JAEA, 2. The Univ. of Tokyo)

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

[1P11] Development of seismic counter measures against cliff edges for enhancement of comprehensive safety of nuclear power plants

Part 14: seismic counter measures against cliff edges by seismic isolation

*Keisuke Minagawa[1], Satoshi Fujita[2], Osamu Furuya[2], Tsuyoshi Takada[3] (1. Saitama Institute of Technology, 2. Tokyo Denki University, 3. The University of Tokyo)

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

[1P12] Development of seismic counter measures against cliff edges for enhancement of comprehensive safety of nuclear power plants

Part 15: Cliff-edge elimination technology for reactor vessel and piping.

*Hidemasa Yamano[1], Akemi Nishida[1], Byunghyun Choi[1], Tsuyoshi Takada[2] (1. JAEA, 2. Univ. of Tokyo)

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

[1P13] Development of seismic counter measures against cliff edges for enhancement of comprehensive safety of nuclear power plants

Part 16 Modeling of Human Behavior and Evaluation of Cliff-edge

*Takenori Hida[1], Atsushi Ohno[1], Tatsuya Itoi[1], Tsuyoshi Takada[1] (1. The University of Tokyo)

Oral presentation | IV. Nuclear Plant Technologies：403-1 Risk Assessment Technology, Application of Risk Information

4:25 PM - 6:00 PM JST | 7:25 AM - 9:00 AM UTC | Room P E21 -E Building

[1P14-19] Fault Displacement PRA

Chair:Hidemasa Yamano(JAEA)

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

[1P14] Improvement of Fault Displacement PRA Methodology and Example of its Application to a Hypothetical NPP

(1) Outline and Examination Items

*Katsumi Ebisawa[1], Hideaki Tsutsumi[1], Toshi Sakai[1], Futoshi Tanaka[2], Ryusuke Haragushi[2], Tetsuhiro Gou[2], Kunihiko Sato[3], Huji Nikaido[4], Yoshinori Mihara[4], Shinichi Yoshida[5] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry, 2. MHI, 3. MHI Nuclear Systems Solution Engineering, 4. Kajima, 5. Obayashi)

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

[1P15] Improvement of Fault Displacement PRA Methodology and Example of its Application to a Hypothetical NPP

(2) Example of Evaluation for Improving Evaluation Position of Fault Displacement Hazard

*hideaki tsutsumi[1], sakai toshiaki[1], yuyama ayumi[1], ebisawa katsumi[1], mihara yoshinori[2], nikaido yuji[2], haraguchi ryusuke[3] (1. Central Research Institute of Electroric Power Indutry, 2. kajima Copration, 3. Mitsubishi Heavy Industries)

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

[1P16] Improvement of Fault Displacement PRA Methodology and Example of its Application to a Hypothetical NPP

(3) Validation Case Study of Fault Displacement Fragility Evaluation Methodology

*Yuji Nikaido[1], Yoshinori Mihara[1], Hideaki Tsutsumi[2], Ayumi Yuyama[2], Toshiro Sakai[2], Katsumi Ebisawa[2], Ryusuke Haraguchi[3] (1. Kajima Corporation, 2. CRIEPI, 3. Mitsubishi Heavy Industry)

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

[1P17] Improvement of Fault Displacement PRA Methodology and Example of its Application to a Hypothetical NPP

(4) Example of Application of Fault Displacement Accident Scenario Identification and Accident Sequence Evaluation Methodology to a Hypothetical NPP

*Futoshi Tanaka[1], Manabu Miyata[1], Ryusuke Haraguchi[1], Kunihiko Sato[4], Shinichi Yoshida[3], Hideaki Tsutsumi[2], Toshiaki Sakai[2], Katsumi Ebisawa[2] (1. MHI, 2. CRIEPI, 3. Obayashi, 4. MHINSS)

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

[1P18] Improvement of Fault Displacement PRA Methodology and Example of its Application to a Hypothetical NPP

(5) Example of Application of Fault Displacement Fragility Evaluation Methodology to a Hypothetical NPP

*Ryusuke Haraguchi[1], Tetsuhiro Gou[1], Kunihiko Sato[2], Shinichi Yoshida[3], Hideaki Tsutsumi[4], Toshiaki Sakai[4], Katsumi Ebisawa[4] (1. Mitsubishi Heavy Industries, LTD., 2. MHI Nuclear Systems And Solution Engineering Co., Ltd, 3. OBAYASHI Corp., 4. Central Research Institute of Electric Power Industry)

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

[1P19] Investigation and Consideration about Risk Evaluation by Fault Displacements for Nuclear Facilities(2)

-The Efforts both in Japan and Other Countries, and The Research Activities of JAPC-

*Masanobu Kamiya[1], Kouichi Kamiya[1], Tsutomu Ogawa[1] (1. JAPC)

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator, Beam and Medical Technologies：202-2 Radiation Physics, Radiation Detection and Measurement

Wed. Sep 5, 2018 10:00 AM - 11:05 AM JST | Wed. Sep 5, 2018 1:00 AM - 2:05 AM UTC | Room A B11 -B Building

[1A01-04] Measurement Technique

Chair:Ryoichi Taniguchi(OPU)

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

[1A01] Design and fabrication of beam profile monitor for large current proton accelerator

*Keisuke Abo[1], Kazuki Tsuchida[1], Sachiko Yoshihashi[1], Akira Uritani[1], Kenichi Watanabe[1] (1. Nagoya Univ.)

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

[1A02] Study on radiation measurement by plastic scintillation fiber for evaluation of radioactive concentration of contaminated rubbles

*Taro Shimada[1], Masakazu Namekawa[1], Shizuka Takai[1], Seiji Takeda[1] (1. JAEA)

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

[1A03] Basic examination of a new nuclear instrumentation system using incore neutron-induced prompt gamma ray

*Koichi Okada[1], Takahiro Tadokoro[1], Atsushi Fushimi[1], Shun Sekimoto[2], Tsutomu Ohtsuki[2] (1. Hitachi, Ltd., 2. KURNS)

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

[1A04] A rapid-detection method for radioactive cesium in the air

- Results of demonstration test in the 'difficult-to-return zone' -

*Tatsuyuki Maekawa[1], Yuji Oshima[1] (1. Toshiba Power Systems Radiation Techno-Service Co., Ltd.)

11:00 AM - 11:05 AM JST | 2:00 AM - 2:05 AM UTC

Time reserved for Chair

大電流陽子加速器におけるビームプロファイルモニタの設計・製作

Design and fabrication of beam profile monitor for large current proton accelerator

*阿保 圭祐[1]，土田 一輝[1]，吉橋 幸子[1]，渡辺賢一[1]，山﨑淳[1]，瓜谷章[1]
[1]名古屋大学

現在名古屋大学では、BNCT 用加速器型中性子源のための Dynamitron 加速器が設置され調整中である。ターゲットへ適切にビームを照射するため、加速器からの陽子ビームのプロファイルをモニタリングすることは重要である。本研究では、Dynamitron 加速器からの大電流（15 mA）ビームを測定可能な BPM を設計・製作し、動作確認を行った。

キーワード：ホウ素中性子捕捉療法，加速器，ビームプロファイルモニタ

1. 緒言

名古屋大学では、加速器中性子源を用いた BNCT システムの開発を行っている。IBA 社製 Dynamitron 加速器は、最大エネルギー2.8 MeV、最大電流 15 mA の低エネルギーかつ大電流の陽子ビームを出力する。陽子ビームを適切にターゲットへ照射し、中性子を得るためには、ビーム軌道やエミッタンスを知ることは重要であり、一般にワイヤスキャナモニタ（以下 WSM）が用いられる。既存の WSM は、ビームにワイヤを通過させることでビーム電流を取得し、ビーム分布を取得するものであるが、熱負荷の影響により大電流での測定が困難である。そのため、本研究では大電流ビームを測定可能な WSM の開発を行った。

2. WSM システム構成

ワイヤ材料の選定では、高融点物質の中でも特に融点が高く、またワイヤ加工が可能であるタングステン(W)を採用した。しかし、ワイヤ材料のみでビームからの熱負荷等の課題を解決することは難しいため、動作システムの検討を行った。ビーム照射によるワイヤの温度上昇に伴い熱電子が発生し、正確なプロファイルの取得が難しくなる。そのため、熱拡散・輻射を考慮し、温度上昇を抑えることが可能な動作速度を計算し、高速動作が可能な WSM システムの構築を行った。図 1 に構築した WSM の概略図を示す。モーターにより 180° 回転する間に、ワイヤはビーム管内の 82 mm×82 mm の領域をスキャンし、ワイヤを通して陽子ビーム電流を取得する。回転速度は 204 rpm であり、これによりワイヤの温度上昇を 800 K 以下に抑えることが出来る。電子ビームを用いた予備実験において、ワイヤ上昇温度が約 1500 K 以上で熱電子の影響が確認されており、800 K 以下に抑えることで十分な計測が出来る。

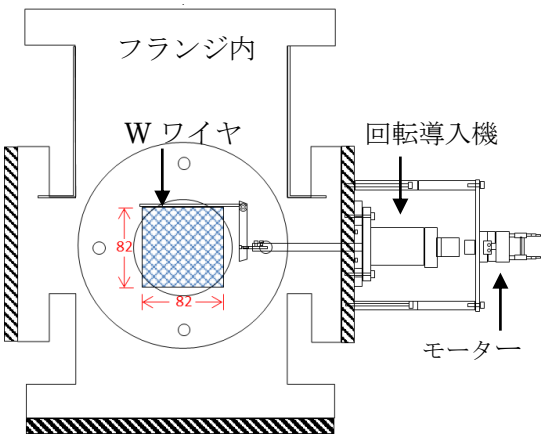


図 1 回転式 WSM の概略図

3. 実験方法

WSM システムを Dynamitron 加速器のビームラインに設置し、陽子ビーム電流を計測し、プロファイルを取得する。さらに、WSM システムの下流側に冷却付きの銅板ターゲットを取りつけ、ビームの熱負荷による銅板の温度分布を赤外線カメラにより測定する。温度分布と WSM によって得られたプロファイルを比較し、本システムの整合性を確かめる。

---

*Keisuke Abo[1], Kazuki Tsuchida[1] , Sachiko Yoshihashi[1], Kenichi Watanabe[1] and Atsushi Yamazaki[1], Akira Uritani[1]
[1]Nagoya Univ.

放射能濃度評価のためのシンチレーションファイバーによる測定方法の検討

Study on radiation measurement by plastic scintillation fiber for evaluation of radioactive concentration of contaminated rubbles

*島田 太郎[1], 行川 正和[1]、高井 静霞[1]、武田 聖司[1]
[1]日本原子力研究開発機構 安全研究センター

東京電力福島第一原子力発電所で発生した低濃度がれきの限定再利用に向け、多点数の測定データが取得可能なシンチレーションファイバーを用いた測定方法を検討した。
キーワード：シンチレーションファイバー、福島第一原子力発電所、がれき、再利用、放射能濃度

1. 緒言：福島第一原子力発電所敷地内に保管される低濃度汚染がれき類を資源化して敷地内のある特定用途に限定して再利用することが検討されている。再利用にあたり、資源化物がめやす濃度[1]を超えないこと、及び、濃度のばらつきが小さいことを測定によって確認する必要がある。そこで本研究では、多点数の測定データを取得可能なプラスチックシンチレーションファイバー（PSF）を用いた放射線測定と逆解析手法により対象物の放射能濃度とその分布を評価できる方法の整備を目指し、PSF による資源化物を対象とした測定方法の検討を行った。なお、PSF は全ガンマ線測定であるが、測定対象とする核種は Cs-137 とし、資源化物中でのガンマ線の非弾性散乱を想定して、低エネルギーガンマ線も考慮することとした。

2. PSF の特性：PSF にはテクノエーピー社製 D-phod の 10m 長さファイバーバンドル 7 本タイプを使用した。コイン型 Cs-137 密封線源を PSF に密着させて計数したところ、線源位置に計数ピークが現れ、飛行時間法による位置検出であることからピークの半値幅は 95cm となった。また、エネルギー校正用の密封線源を用いて同様に測定した結果、ガンマ線エネルギーが 320keV 以下で低下するにつれて、検出効率が減少した。このとき、計数ピーク位置が線源位置よりも PSF 長さ方向でプラス側に移動した。低エネルギーで発光量の少ないガンマ線に対し、Cs-137 で校正された D-phod の適用範囲を超えたものと考えられる。

3. 測定体系の構築：資源化したがれきを模擬した砕石中に Cs-137 密封線源を配置した 50cm×50cm×40cm 高さのアクリル容器内の模擬資源化物周囲を、図 1 のように、らせん状に取り囲む形で 10m 長さの PSF を設置し、容器を水平移動及び回転させ 6 面全ての放射線測定を実施した。砕石は 10cm 角のアクリルボックスに密度が 1.63g/cm^3 になるように詰め、密封線源を収納するボックスにはその中心に線源を配置した。

4. 測定シミュレーション：同体系を対象にモンテカルロシミュレーションコード MCNP5 によって PSF 各検出位置におけるガンマ線エネルギー別のフラックスを解析した。PSF 検出位置はレーザー計測により 3 次元座標を取得し、長さ 10cm 直径 2cm の体積検出器として設定した。本解析結果に対し、長さ方向については計数ピークを半値幅 95cm としたガウス関数補正するとともに、ガンマ線エネルギーに応じた検出効率と位置ずれについて補正を行った。また、PSF 計数率測定結果と比較して、検量線 y=0.07468x を設定した。

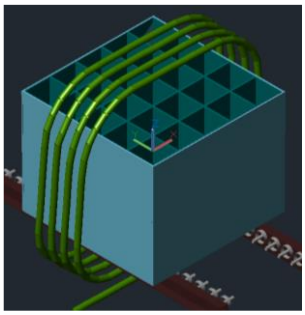


図 1 PSF を用いた測定体系の例（位置 No.2）

5. 結果：図 2 に(x, y, z)=(5, 15, 35)位置に 1.04MBq の Cs-137 線源を配置した場合の容器位置 No.1～3 の測定結果と解析結果の比較を示す。各位置での測定時間は 10 分とした。ピーク位置で最大 30%程度の差が現れる場合もあるが、測定結果と解析結果がおおむね一致した。解析によって得られた単位線源に対する PSF 応答関数ライブラリと PSF 測定結果に基づいて ML-EM 法を用いた逆解析を試行したところ、容器全体の放射能濃度及びその分布がほぼ一致した。以上の結果から、PSF による多点数測定により、資源化物の放射能濃度を推定できる可能性が示された。

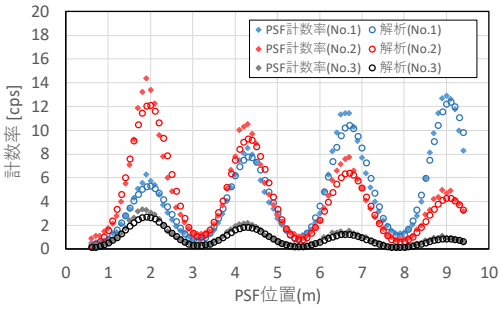


図 2 測定結果と解析結果の比較

参考文献：[1] 三輪ほか、原子力学会秋の大会 2016, 1I08

*Taro Shimada[1], Masakazu Namekawa[1], Shizuka Takai[1] and Seiji Takada[1]
[1] Nuclear Safety Research Center, Japan Atomic Energy Agency,
本研究は原子力規制委員会原子力規制庁「平成 29 年度廃棄物の限定再利用に関する検討」として実施したものである。

炉内中性子誘導即発ガンマ線による核計装システムの基礎検討

Basic examination of a new nuclear instrumentation system
using incore neutron-induced prompt gamma ray

*岡田 耕一[1]，田所 孝広[1]，伏見 篤[1]，関本 俊[2]，大槻 勤[2]
[1]日立，[2]京大複合研

核分裂物質を用いずに炉内局所出力を監視する方法を考案した。計装管内に設置した金属と中性子の反応によって放出されるガンマ線を計測し，金属位置ごとの中性子束を監視する。中性子照射試験を実施し，6 MeV以上のガンマ線エネルギ分析から局所出力監視に必要な4種金属を同定可能であることを確認した。

キーワード：核計装，中性子，即発ガンマ線

1. 緒言

核計装で用いられる中性子検出器は核分裂電離箱である。核分裂電離箱により原子炉定格運転時の線量率環境で中性子とガンマ線を分けて計測することは難しい。そこで精度向上のために中性子のみを計測可能な手法を考案した。本手法では計装管内に複数種類の金属を配置し，炉外にガンマ線検出器を設置する。中性子との核反応によって金属の種類ごとに固有のエネルギの即発ガンマ線が放出される。計測されたガンマ線のエネルギから金属設置位置を同定し，計数率から中性子束を推定することで局所出力を監視する。

2.成立性確認

2-1. 金属の選定

計装管内に設置する金属として，沸騰水型原子炉の局所出力領域モニタの軸方向監視位置と同数の 4 種の金属を選定する必要がある。崩壊ガンマ線などのバックグラウンドに埋もれないように 6 MeV 以上の即発ガンマ線を放出する金属を抽出し，中性子捕獲反応断面積およびガンマ線放出率から Sc, Ti, V, Ni, Cu, Sm の 6 種を候補金属として選定した。

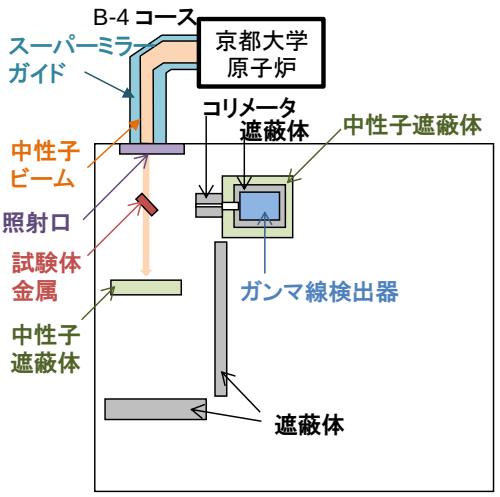


図 1 試験体系

2-2. 中性子照射試験

選定した金属を用いた中性子照射試験を京大複合研(旧原子炉実験所)の B-4 照射孔で実施した。試験体系を図 1 に示す。試験体金属に中性子（10^7 /cm^2/s）を照射し，発生した即発ガンマ線を中性子ビームの進行方向から 90° の方向に設置した高純度ゲルマニウム半導体検出器（HPGe）で測定した。6 MeV 以上のエネルギ範囲では中性子捕獲反応に起因した即発ガンマ線による全吸収ピークおよびエスケープピークが見られたが，その他の核反応に伴う成分は見られなかった。6 MeV 以上のエネルギスペクトル（図 2）から 4 種金属由来のガンマ線のピークを同定できることを確認し，HPGe のエネルギ分解能によって本手法が成立する見通しを得た。

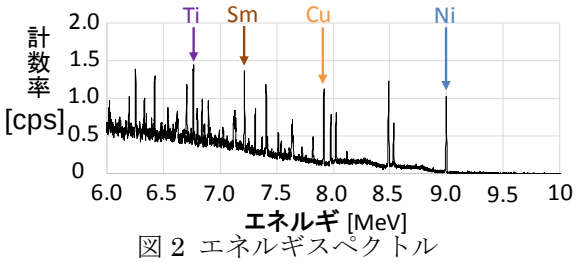


図 2 エネルギスペクトル

3. 結論

核計装に用いられる核分裂電離箱に代わる新たな出力監視手法を考案した。中性子照射試験を実施し，本手法により 6 MeV 以上の即発ガンマ線で 4 点の中性子束の監視が可能である見通しを得た。

*Koichi Okada[1], Takahiro Tadokoro[1], Atsushi Fushimi[1], Shun Sekimoto[2] and Tsutomu Otsuki[2]
[1]Hitachi Ltd., [2]KURNS

空気中を浮遊する放射性物質の早期検知手法に関する検討（その３）

ー帰還困難区域におけるフィールド試験結果ー

Rapid detection method of radioactive particles in the atmosphere
ーThe field tests in “Difficult-to-return zone” and final evaluationsー

*前川　立行[1]，大島　雄志[1]
[1]東芝電力放射線テクノサービス（TRS）

これまでに我々は、天空側に開口した遮蔽体を持つNaI(Tl)シンチレーションスペクトロメータを用いた、空気中放射性セシウムの早期検知方式を提案してきた。今回は、これまで開発・改良を進めてきた当該装置を帰還困難区域に仮設し、フィールド試験により性能実証を行った。その結果、従来型環境γ線モニタに於いて議論となる、天然放射性核種の降雨・日変動影響は極めて小さく、実環境においても、設計性能を安定的に維持できる事を実証した。
キーワード：放射性セシウム、空気中放射能濃度、早期検知、監視、γ線、スペクトロメータ、帰還困難区域

１．緒言

東京電力福島第一原子力発電所の廃炉作業や中間貯蔵事業と隣接する帰還困難区域に於いては、万が一の放射性セシウムの大規模再飛来リスクに対し、区域内立ち入り者の内部被ばく回避の観点から、異常事象の早期検知手法の確立が極めて重要である。このため我々は、これまでに第３の監視装置ともいうべき、空気中放射性セシウムを対象とした早期検知技術の開発を進めてきた[1,2,3]。これまでに帰還困難区域のバックグラウンド条件で適用可能な装置を開発してきたが、今回は装置を当該区域で連続測定を行い、性能実証を行った。

２．フィールド試験の目的と概要

従来型の環境γ線モニタでは、天然放射性核種（ラドントロン）の日変動や降雨変動により、明らかな線量率指示値変動が生じる事が知られている。本装置では、空気中の僅かな放射性セシウムの存在を検知するため、この様な自然変動の影響が小さい事が好ましく、この点についての性能実証を主目的とした。２ｔトラックの荷台に装置一式を搭載し、10～11月の約３週間、大熊町スポーツセンター駐車場で連続測定を行った。

３．測定・評価結果

・日変動について図１に測定結果を示す。試験期間中、終日に亘り降雨の無かった４日について、Cs-137領域の総計数をプロットしたものである。これからみて明らかな様に、昼夜の地表面温度・空気対流に起因するラドントロン濃度の変動影響は殆ど見られない事を確認した。

・降雨変動については、試験期間中数回の降雨について評価した。特に11/4,11/14は雨量が多く、図２に示す様に、Cs-137領域総計数が一時的に増加した。スペクトルに対しピーク探索を行ったところ、Bi-214(609keV)と定性されるピークが一時的に観測された。これは、空気中Bi-214が雨で降下し、検出器カバーに付着したものと考えられる。11/14 の例では、15:50頃の降雨終了で総計数は最大値に達し、以降、Pb-214とBi-214の放射平衡に基づく減衰特性に従い減衰する事を確認した。これにより、ピーク探索によるCs-137誤検知の回避ができる事、これによる検出限界の上昇は、実用上、無視し得るレベルである事を確認した。

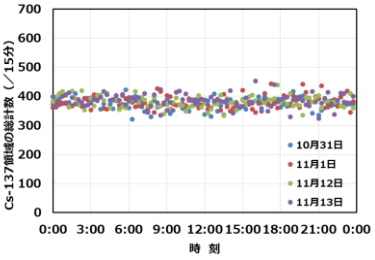


図１　日変動の確認

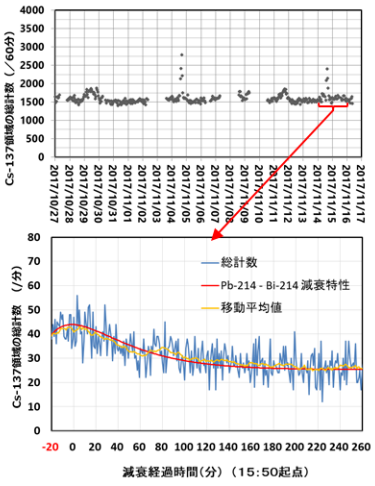


図２　降雨変動の確認

４．まとめ

これまでの開発検証と、今回のフィールド試験の結果、本方式が帰還困難区域における大規模なセシウム再飛来の早期検知に有効で、かつ実用的な監視手段である事を確認した。

なお、本研究内容は、中間貯蔵・環境安全事業株式会社から委託された「平成29年度除染土壌等の減容等技術実証事業」で実施した成果の一部を含んでいる。

＜参考文献＞

1) 前川、大島、他、日本原子力学会2016年秋の大会予稿集2O02
2) 前川、大島、他、日本原子力学会2017年春の年会予稿集1D12
3) T.Maekawa, Y.Oshima, J.Nucl. Sci. and Tech., Vol.55, No.2, 181-191, 2018

*Tatsuyuki Maekawa[1], Yuji Oshima[1], Toshiba Power Systems Radiation Techno-Service Co., Ltd.

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator, Beam and Medical Technologies：202-2 Radiation Physics, Radiation Detection and Measurement

Wed. Sep 5, 2018 11:05 AM - 11:55 AM JST | Wed. Sep 5, 2018 2:05 AM - 2:55 AM UTC | Room A B11 -B Building

[1A05-07] Neutron Measurements

Chair:Tsuyoshi Misawa(Kyoto Univ.)

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

[1A05] Development of energy-discriminated measurement of neutron flux with boron absorber for BNCT

*Hiroyuki Miyamaru[1], Takehiro Yamamoto[1], Isao Murata[2], Takao Kojima[1], Ryoichi Taniguchi[1] (1. Osaka Pref. Univ., 2. Osaka Univ.)

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

[1A06] Development of a neutron moisture meter which applied LiF/CaF2 neutron detector

*TAKAHIRO TADOKORO[1], Katsunori Ueno[1], Koichi Okada[1], Kenichi Asami[2], Yukiya Hattori[2], Itaru Miura[3] (1. Hitachi, Ltd., 2. Hitachi Power Solutions Co., Ltd., 3. Mitsubishi Chemical Co., Ltd.)

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

[1A07] Development of neutron scintillator detector and neutron measuring system working under high gamma dose environment

*Yoichi Sakuragi[1], Yuichi Ikeda[2], Kentaro Fukuda[2], Katsuyuki Takagi[3], Hisashi Morii[3], Akifumi Koike[3], Yuho Hirata[4], Akihisa Ishikawa[4], Kenichi Watanabe[4] (1. TEPCO Holdings, Inc., 2. Tokuyama Corporation, 3. ANSeeN Inc., 4. Nagoya University)

11:50 AM - 11:55 AM JST | 2:50 AM - 2:55 AM UTC

Time reserved for Chair

BNCT 加速器中性子源に対するホウ素吸収体を用いたエネルギー群別中性子束計測法の開発

Development of energy-discriminated measurement of neutron flux with boron absorber for BNCT accelerator neutron source

*宮丸 広幸[1]，山本 雄大[1]，村田 勲[2]，小嶋 崇夫[1]，谷口 良一[1]
[1]阪府大院，[2]阪大院

p-Li 反応を原理とした BNCT 用加速器中性子源からの中性子束をエネルギー群ごとに評価可能な検出法を開発している。モンテカルロシミュレーションの計算結果により、10 cm 厚程度の窒化ホウ素板を中性子吸収体として用い、中性子による計数を吸収体の厚みの関数として得ることで、熱外と高速の中性子束を概ね分離できることが分かった。またエネルギー群ごとの中性子束を推定するための各種手法について検討した。

キーワード：BNCT，加速器中性子源，中性子計測，モンテカルロシミュレーション

1. 緒言

中性子による新しいガン治療法であるホウ素中性子捕捉療法（BNCT）では、熱外中性子束は当然のことながら、同時に含まれる高速成分、熱成分についても正確に測定・評価することが重要である。我々は p-Li 核反応を原理とした BNCT 用加速器中性子源からの中性子束をエネルギー群ごとに計測、評価可能な検出器の開発を行っている。本講演では計測の原理ならびに評価法についてモンテカルロシミュレーションによる計算結果を中心に紹介する。

2. 計測法の原理

2.1. 中性子束の計測

これまでの先行研究にてヘリウム 3 やフッ化ホウ素ガス等を中性子吸収体として 1/v 法則に従い中性子束が減少する特徴を利用して、エネルギー成分ごとに中性子束を弁別しその量を評価する手法を提案してきた。本研究では吸収体に新たに窒化ホウ素粉末を用い、銀活性硫化亜鉛シンチレーターと組み合わせ、B-10(n, α)Li-7 反応によるアルファ線を計測する方式を考案し検出器を製作した。高線量場やガンマ線の影響に対応するため、シンチレーターの発光は集光レンズで集められ、光ファイバーに導入、伝送され、遠方に設置された光電子増倍管で計測する。

2.2. エネルギー群ごとの中性子束の推定

本研究では 1/v 法則が適用される範囲の中性子束を対象としておよそ 800keV 程度を計測可能エネルギーの上限としている。実験では吸収体の厚さを変更しながら中性子計数率の変化を測定する。あらかじめモンテカルロシミュレーション計算にて導出された厚さ位置ごとの反応率データ、すなわち応答関数と計数率データから逆問題を解くことでエネルギー群ごとの中性子束を推定する。現在、この解法では勾配降下法やベイズ推定法を試みており、エネルギー群数を５つ程度の場合には良好な結果が得られている。

---

*Hiroyuki Miyamaru[1], Takehiro Yamamoto[1], Isao Murata[2], Takao Kojima[1] and Ryoichi Taniguchi[1]
[1]Osaka Pref. Univ. , [2]Osaka Univ.

LiF/CaF2 中性子検出器を適用した中性子水分計の開発

Development of a neutron moisture meter which applied LiF/CAF2 neutron detector

*田所 孝広[1]，上野 克宜[1]，岡田 耕一[1]，浅見 研一[2]，服部 行也[2]，三浦 到[3]
[1]日立製作所 研究開発グループ，[2]日立パワーソリューションズ，[3]三菱ケミカル

プラント配管の外面腐食検査に，Cf-252 中性子線源と He-3 中性子検出器を用いた中性子水分計が適用されている。今回、LiF/CaF2 中性子検出器を適用した中性子水分計の試作，基礎性能評価試験を実施したので，その結果を報告する。

キーワード：中性子水分計，配管，外面腐食，He-3 中性子検出器，LiF/CaF2 中性子検出器

1. 緒言

中性子水分計は，中性子源から放出される高速中性子が，水分中の水素との多重弾性散乱によりエネルギを失い熱中性子化することを利用し，高速中性子の照射方向と逆の方向に散乱されてきた熱中性子を測定することで水分を検出する方式の水分計である。従来中性子水分計用に使用されている He-3 中性子検出器は100%輸入に頼っており、安定供給の観点からも代替の検出器が望まれている。

2. 試験概要

図１に試作中性子水分計の試験体系を示す。試作中性子水分計は，従来の中性子水分計と基本的構造を同じものとし，He-3 中性子検出器に変えて，Li を高濃度化した LiF/CaF2 シンチレータとμPMT を組合せることで小型化を図ったLiF/CaF2 中性子検出器を適用した。Cf-252 中性子線源から発生する中性子を中性子減速材で減速させた後，測定対象物（水分）に照射し，照射方向に対して後方に散乱する中性子を測定した。検出器が水分を見込む側に中性子遮蔽体を設け，水分量に対する遮蔽体無しと有りの時の計数率の差分値を評価した。

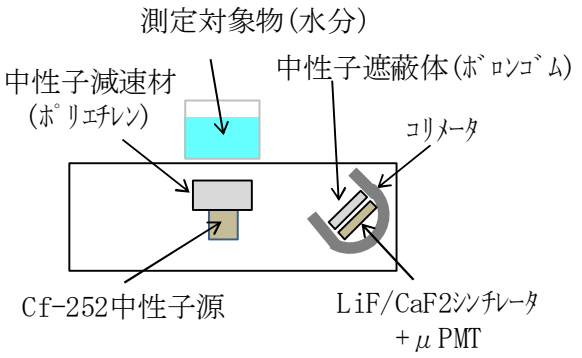


図1　試験体系

3. 試験結果・考察

水分量に対する計数率の差分値の測定結果を図 2 に示す。計数率の差分値と水分量が比例しており LiF/CaF2 中性子検出器を適用することで，水分検知が可能なことを確認した。また，その傾きから，従来の He-3 中性子検出器を用いた中性子水分計と同程度の水分検知性能を有することが確認できた。

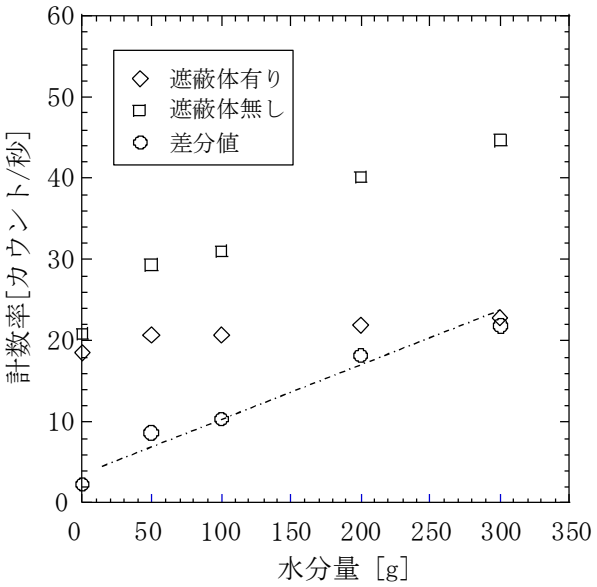


図2　測定結果

*Takahiro Tadokoro[1], Katsunori Ueno[1], Koichi Okada[1], Kenichi Asami[2], Yukiya Hattori[2] and Itaru Miura[3]
[1]Hitachi, Ltd., Research & Development Group, [2]Hitachi Power Solutions Co., Ltd., [3]Mitsubishi Chemical Corporation.

高ガンマ線量環境下で使用できる中性子シンチレーターの測定素子および中性子測定技術の開発

Development of neutron scintillator detector and neutron measuring system working under high gamma dose environment

*桜木 洋一[1]、池田 祐一[2]、福田 健太郎[2]、都木 克之[3]、森井 久史[3]、小池 昭史[3]、
平田 悠歩[4]、石川 諒尚[4]、渡辺 賢一[4]
[1]東京電力 HD，[2]トクヤマ，[3]ANSeeN，[4]名古屋大学大学院

高ガンマ線環境下で中性子を測定する技術として、LiF/Eu 添加(Eu:)CaF_2 共晶体と光ファイバーを組み合わせた素子を開発した。照射に劣化しない材料を組み合わせることで、高ガンマ線環境下で長期間の使用に耐える素子の開発に見通しを得た。また、臨界監視にも使えるリアルタイム計測技術を開発した。

キーワード：中性子シンチレーター、臨界監視

1. 緒言

福島第一原子力発電所の廃炉作業では、燃料デブリの所在の特定や、燃料デブリを取り出す際の臨界管理を適切に行う必要がある。そのためには小型で中性子検出感度が高く、かつ高ガンマ線量下でも使用できる中性子検出器が有効と考えられる。本研究では LiF/Eu:CaF_2 共晶体に耐放射線性に優れた光ファイバーと反射材を組み合わせた素子を試作し、高ガンマ線環境で長時間の中性子弁別性能の評価を行った。

2. 検出器概要

検出器は素子、光ファイバー、光電子増倍管、多チャンネル波高分析器で構成される。素子は透明樹脂の小球の表層部に LiF/Eu:CaF_2 共晶体の微粒子を分散させたもので、外周を拡散反射材で覆っている。また、現場での使用を見通すため、多数本の光ファイバーをバンドル化し、柔軟で扱い易いケーブルを持つ検出器を試作した。

3. 実験・結果

素子および伝送用光ファイバーを 72Gy/h のガンマ線の環境下に置き、計数測定を行った。図 1 は照射時間 68 時間、累積線量 4.9kGy の信号強度を示したものである。いずれの試験体も 9 割以上の信号強度を維持することがわかった。

図 2 は中性子束をパラメーターとして、計測時間に対する累積カウント数を示したものである。300 分程度で中性子束 0nv(0 個/cm2・sec)カウント数 2 に対して中性子束 1.1nv のカウント数が 10 となり、中性子を有意に弁別できることがわかった。この計数システムは PC 上で素子毎に計数できるシステムとなっており、多数の素子の計数を PC 上で加算することで、短時間での中性子計測も可能となる。

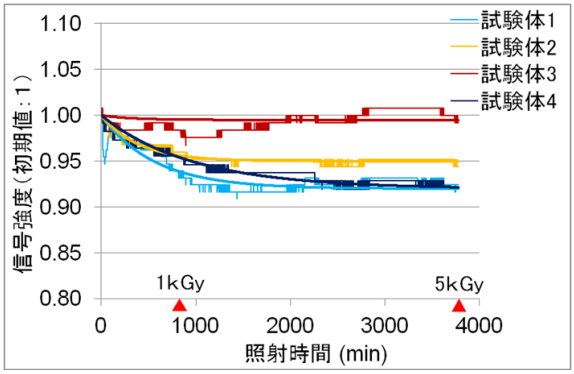


図 1 照射による信号強度の変化

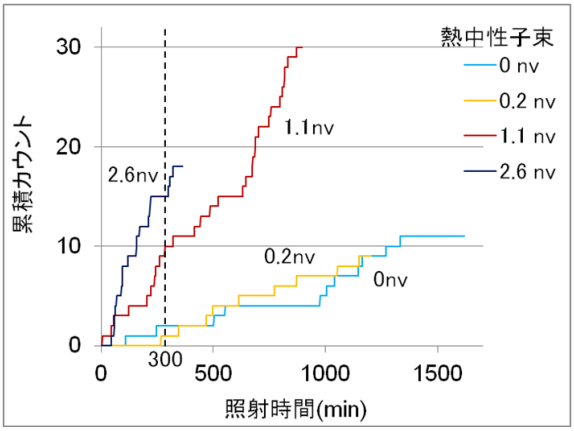


図 2 中性子累積カウント数　1nv=1 個/cm2･sec

*Youichi Sakuragi[1]、 Yuichi Ikeda[2]、Kentaro Fukuda[2]、 Katsuyuki Takagi[3] 、Hisashi Morii[3] 、Akifumi Koike[3]、 Yuho Hirata [4]、Akihisa Ishikawa [4]、 Kenichi Watanabe[4]
[1]TEPCO Holdings, Inc.、 [2]Tokuyama Corporation、 [3]ANSeeN Inc.、 [4]Nagoya University

General Meeting

Wed. Sep 5, 2018 12:00 PM - 1:00 PM JST | Wed. Sep 5, 2018 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room A B11 - B Building

[1A_GM]「若手連絡会（YGN）」第25回全体会議

[1A_GM] General Meeting

General Meeting

[1A_GM] 「若手連絡会（ YGN）」第25回全体会議

Wed. Sep 5, 2018 12:00 PM - 1:00 PM Room A (B11 -B Building)

[1A_GM]General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator, Beam and Medical Technologies：202-2 Radiation Physics, Radiation Detection and Measurement

Wed. Sep 5, 2018 2:45 PM - 3:50 PM JST | Wed. Sep 5, 2018 5:45 AM - 6:50 AM UTC | Room A B11 - B Building

[1A08-11] Imaging

Chair:Hideki Tomita(Nagoya Univ.)

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

[1A08] Measurements of Absolute Radioactive Profile and Identification of Radioisotopes in Japanese Red Pine Acquired at Fukushima Prefecture in 2017

*Fumihiro Kimura[1], Haruyuki Yano[1], Hikaru Kuno[1], Masashi Takada[1], Youki Suzuki[2] (1. National Defense Academy of Japan, 2. Foresty and Forest Products Research Institude)

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

[1A09] Measurement of lower part of PCV of Hamaoka Nuclear Power Plant by using cosmic-ray muon radiography with nuclear emulsion (part7)

*Kunihiro Morishima[1], Mitsuhiro Nakamura[1], Nobuko Kitagawa[1], Akira Nishio[1], Mitsuaki Kuno[1], Yuta Manabe[1], Kenji Tsuji[1,2], Masataka Ooyama[2] (1. Nagoya Univ., 2. CHUBU Electric power Co., Inc.)

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

[1A10] Multiple nuclide imaging with a double photon emission coincidence detection method

*Mizuki Uenomachi[1], Yuki Mizumachi[1], Yusuke Ohshima[1], Yuri Yoshihara[1], Kenji Shimazoe[1], Hiroyuki Takahashi[1] (1. The University of Tokyo)

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

[1A11] Contamination at plutonium Fuel Research Facility of Oarai research and development Center

Evaluation of the activity median aerodynamic diameter of plutonium and americium particles by using imaging plates

*Takashi Yasumune[1], Yoshinari Kato[1], Eita Maeda[1], Makoto Hashimoto[1], Hideaki Miyauchi[1], Koji Takasaki[1] (1. JAEA)

3:45 PM - 3:50 PM JST | 6:45 AM - 6:50 AM UTC

Time reserved for Chair

2017 年に伐倒されたアカマツの絶対放射能評価と放射性同位体の識別

Measurements of Absolute Radioactive Profile and Identification of Radioisotopes in Japanese Red Pine Acquired at Fukushima Prefecture in 2017

*木村　文洋[1]，矢野　晴之[1]，久野　晃[1]，髙田　真志[1]，鈴木　養樹[2]
[1]防衛大学校，[2]森林研究・整備機構　森林総合研究所

2017 年に伐倒されたアカマツの木材内部の絶対放射能分布をイメージングプレートを用いて計測した。高純度ゲルマニウム半導体検出器および低バックグランドβ線スペクトロメータを用いてアカマツに含まれている放射性同位体を識別した。本研究により、木材サンプル中の放射性同位体はセシウム 137、自然放射性物質である炭素 14 およびカリウム 40 が主であることがわかった。

キーワード：木材、イメージングプレート、セシウム 137、放射能計測、同位体識別、ベータ線、ガンマ線、高純度ゲルマニウム半導体検出器、低バックグランドβ線スペクトロメータ

1. 緒言

福島第一原子力発電所の事故により、森林を含む広範な地域が放射能汚染した。現在、木材の放射能汚染調査は乾燥した木材を粉砕することによって行われている。本研究では生木に近い状態の放射能分布を調査するため、水分を保持した木材サンプルを利用した[1] [2]。今回、木材サンプル中に含まれている放射性同位体を識別し、放射能分布の絶対放射能を再評価した。

2. 実験

木材サンプルは、2017 年に福島県川内村山林で伐倒されたアカマツであり、地表からの高さが異なる 3 種類である。アカマツ断面の放射能分布を計測するために、約 7 日間アカマツサンプルを鉛遮蔽体内でイメージングプレート（以下、IP）に曝露した。得られた結果を図 1 に示す。放射能量を較正するために、濃度が異なる KCl(^{40}K)を滴下したろ紙も併せて鉛遮蔽体内で IP に曝露した。

また、KCl(^{40}K)を滴下したろ紙の絶対放射能を評価するために低バックグランド放射能自動測定装置を用いてろ紙から放出されるベータ線を計測した。

さらに、木材サンプル中に含まれる放射性同位体を識別するために、高純度ゲルマニウム半導体検出器(以下、HpGe 検出器)を使用した。併せて HpGe 検出器では計測できないベータ線放出核種である炭素 14 を検出するために低バックグランドβ線スペクトロメータ（以下、ピコベータ）も使用した。この測定結果を用いて放射性同位体を識別した。

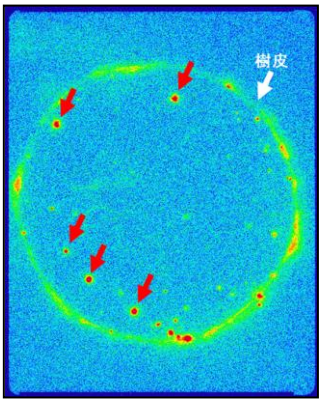


図 1. 地表面から 2.5m のアカマツ断面の放射能分布

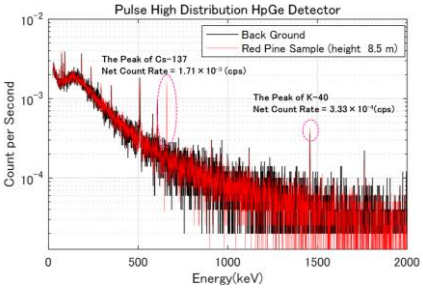


図 2. 高純度ゲルマニウム半導体検出器による測定結果

3. 結果および考察

HpGe 検出器とピコベータにより得られたスペクトルデータを図 2 および図 3 に示した。これらのスペクトルを解析した結果によると、アカマツサンプルに含有している放射性同位体は、セシウム 137 が 21.2%、カリウム 40 が 50%、炭素 14 が 28.8%であることがわかった。

また、木材サンプル中に含まれる単位面積あたりの放射能の値を比較すると、HpGe 検出器による値は 9.8×10^{-3} Bq/cm^2、IP による値は 7.2×10^{-3} Bq/cm^2 であり両者の値は誤差範囲内で一致している。測定結果について、さらに解析を進めている。

今回のアカマツ中に含まれる放射能の約 3/4 は自然放射性物質が起因であることがわかった。放射性セシウムによる放射能汚染が少ない樹木については、自然放射性物質についても注意を払う必要がある。

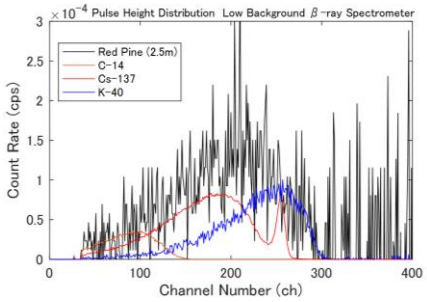


図 3. 低バックグランドβ線スペクトロメータによる測定結果

参考文献

[1] 髙田真志 他 「木材内部の放射性物質 2 次元分布の計測」2L04 日本原子力学会 2017 年秋の年会
[2] 木村文洋 他 「2017 年伐倒したアカマツ内部の放射性物質 2 次元分布の計測」1H13 日本原子力学会 2018 年の年会

*Fumihiro Kimura[1], Haruyuki Yano [1], Hikaru Kuno[1], Youki Suzuki[2], and Masashi Takada[1]
[1]National Defense Academy of Japan, [2]Forest Research and Management Organization

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７）

Measurement of lower part of PCV of Hamaoka Nuclear Power Plant by using cosmic-ray muon radiography with nuclear emulsion (part7)

*森島 邦博[1]，中村 光廣[1]，辻 建二[2]，大山 正孝[2]
西尾 晃[1]，久野 光慧[1]，眞部 祐太[1]，北川暢子[1]
[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階の複数箇所に設置し観測を行った。本講演では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。

２．観測の概要

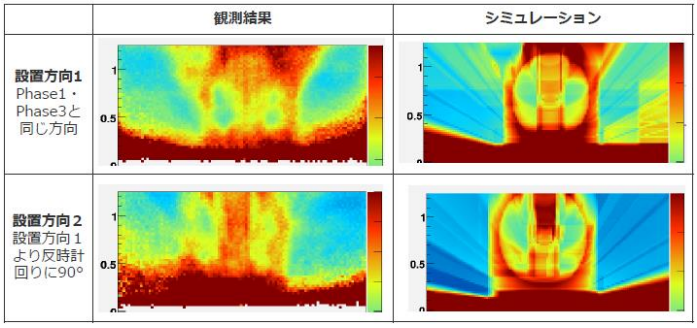
電源不要・コンパクト・防水性・高い角度分解能という性能を有する原子核乾板を用いて、浜岡原子力発電所２号機の原子炉建屋地下２階、あるいは原子炉建屋周辺の排水用立坑（サブドレン）の下部にて 2015 年度に観測を実施した[1][2]。2016 年 8 月 23 日から 2017 年 2 月 17 日に Phase3 として、原子炉建屋地下２階にて、原子核乾板を軽量かつ高い平面性を有するアルミハニカム製の治具に固定し冷蔵機能を有するボックスに入れ約 7℃の安定した温度環境にて観測を実施した[3]。観測結果をシミュレーション結果と比較したところ、PCV やペデスタル等の構造が確認できたがシミュレーション結果と一致しない部分もあった[4]。その原因を明らかにするため、2017 年 10 月 25 日から 2018 年 2 月 21 日に Phase4 として、原子炉建屋地下 2 階の 3 箇所に原子核乾板を設置し 3 方向からの観測を実施した[5]。このとき、原子炉建屋 1 階の重量物の位置関係にも注目しながら観測を実施した。

３．観測結果の概要

Phase4 の観測結果の一例として、2 方向からの観測結果とシミュレーション結果を**表１**に示す。

本講演では、異なる方向からの観測結果や、原子炉建屋１階の重量物の位置関係を考慮した観測結果について報告を行う。

表１　Phase4 の観測結果とシミュレーション結果の一例



参考文献

[1] 日本原子力学会 2016 年春の年会予稿集（2K04）
[2] 日本原子力学会 2016 年秋の大会予稿集（3O03）
[3] 日本原子力学会 2017 年春の年会予稿集（2D04）
[4] 日本原子力学会 2017 年秋の大会予稿集（2L03）
[5] 日本原子力学会 2018 年春の年会予稿集（2H11）

*K.Morishima[1], M.Nakamura[1], K.Tsuji[2], M.Ooyama[2], A.Nishio[1], M.Kuno[1], Y. Manabe[1] and N.Kitagawa[1]
[1]Nagoya Univ., [2]CHUBU Electric Power Co., Inc.

2 光子同時検出法による多核種イメージング

Multiple nuclide imaging with a double photon emission coincidence detection method

*上ノ町 水紀[1]，水町 祐貴[1]，大島 佑介[1]，吉原 有里[1]，島添 健次[1]，高橋 浩之[1]

[1]東京大学大学院

A Compton camera with a double photon emission coincidence detection method can improve the signal to noise ratio more than the conventional method. In this study, we applied this method to the multiple nuclide imaging. We will report on experiment results of the multiple nuclide imaging.

キーワード：コンプトンカメラ、2 光子同時検出、多核種イメージング

1. 緒言

近年、医療分野や原子力分野において、広いエネルギー範囲のガンマ線源の分布測定技術が求められている。コンプトンカメラはガンマ線イメージング技術の一つであり、広いエネルギー範囲にも対応可能であるが、SN 比の低さや奥行き方向の分解能が問題となっていた。そこで我々は ^{134}Cs や ^{60}Co といった複数のガンマ線を同時に放出する核種を対象として、複数のコンプトンカメラでガンマ線を同時計測することで SN 比を向上させる手法[1]によるコンプトンイメージングについての研究を行っている。本研究ではこの手法を多核種イメージングへ適用させ、その有用性を検証した。

2. 実験方法

2 台のコンプトンカメラを線源から 60 mm 離れた位置に対向に設置し、複数線源の同時撮像を行なった。コンプトンカメラは Ce:GAGG シンチレータと SiPM を組み合わせた 8×8 アレイの散乱体と吸収体で構成されている。結晶サイズは散乱体が 5×10×10 mm^3、吸収体が 10×10×10 mm^3 である。各チャンネルの SiPM からの信号は dynamic Time over Threshold (dToT)法[2]を用いて並列に処理し、エネルギーを取得した。また、同時計数のため、2 台のコンプトンカメラのデータ取得ボードに外部から同期信号を入力した。

3. 結果

図 1 に 2 つの ^{22}Na 点線源の同時撮像結果を示す。左が単光子による再構成結果、右が二光子同時検出による再構成結果である。$x = 30$ [mm]の位置に 397 kBq、$x = -20$[mm]の位置に 125 kBq の点線源を置き、150 分間測定した。二光子同時計測により、より鮮明な画像が得られ、SN 比は 397 kBq の線源に対し 2.92 から 6.40、125 kBq の線源に対し、1.80 から 3.60 に向上した。

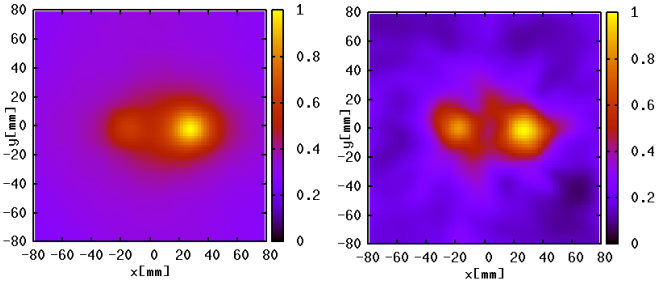


図 1：2 つの ^{22}Na 点線源の同時撮像結果(左:単光子、右:二光子)

4. まとめ

二光子同時検出法により 2 つの ^{22}Na の点線源の同時撮像を行った結果、SN 比が向上し、より鮮明な画像が得られた。発表では ^{22}Na、^{134}Cs の点線源の同時撮像結果についても報告する。

参考文献

[1] Y. Yoshihara et al., “Evaluation of double photon coincidence Compton imaging method with GEANT4 simulation”, Nucl. Instr. And Meth. A, 873, 51-55, (2017)

[2] K. Shimazoe et al., “Dynamic Time Over Threshold Method”, IEEE Trans. On Nucl. Sci. Vol. 59, No. 6, 3213-3217, (2012)

*Mizuki Uenomachi[1], Yuki Mizumachi[1], Yusuke Oshima[1], Yuri Yoshihara[1], Kenji Shimazoe[1] and Hiroyuki Takahashi[1]

[1]The University of Tokyo.

大洗研究開発センター燃料研究棟における汚染イメージングプレートを用いた飛散粒子の空気力学的放射能中央径の調査

Contamination at plutonium Fuel Research Facility of Oarai research and development Center
Evaluation of the activity median aerodynamic diameter of plutonium and americium particles by using imaging plates

*安宗 貴志[1]，加藤 祥成[1]，前田 英太[1]，宮内 英明[1]，橋本 周[1]，高崎 浩司[1]
[1]日本原子力研究開発機構

日本原子力研究開発機構大洗研究開発センターの燃料研究棟における事故の状況調査のため、事故現場である燃料研究棟 108 号室から取得したスミヤ試料及びダストフィルタをイメージングプレートにより測定し、貯蔵容器から飛散した放射性物質の空気力学的放射能中央径が 4 μm 以上と評価された。

キーワード：イメージングプレート，空気力学的放射能中央径

1. 緒言

平成 29 年 6 月 6 日に日本原子力研究開発機構大洗研究開発センターの燃料研究棟において、管理区域内の 108 号室のフードで核燃料物質の貯蔵容器の点検等作業中、貯蔵容器内の核燃料物質収納容器を封入していた樹脂製の袋が破裂した。室内で作業をしていた作業員が、飛散したプルトニウム（Pu）等のダストで汚染され、吸入摂取により内部被ばくした。

国際放射線防護委員会は作業者による放射性核種の吸入摂取について、吸入した放射性物質の空気力学的放射能中央径（AMAD）が 1 μm と 5 μm の場合の実効線量係数を示しており、内部被ばく線量の評価において、作業者が吸入摂取した可能性のある放射性粒子の AMAD は重要な情報となる。

そこで、事故の発生後に採取または回収した 108 号室の床のスミヤ試料 14 枚と Pu ダストモニタのサンプリングろ紙 1 枚について、イメージングプレート（IP）で放射能量を測定し、画像解析により室内に飛散した Pu 等の粒子の AMAD の評価を行った。

2. 測定及び結果

IP（BAS-MS2025, 富士フイルム㈱）にラミネート処理した各試料（図 1(a)）を接触させ、α 線を露光した。露光が完了した IP を読取装置（FLA-5100, 富士フイルム㈱）で読み取り、放射線画像を取得した（図 1(b)）。読み取った放射線画像から文献[1]の手法に基づき、個々の粒子の弁別、放射能量及び粒子径の算出等を行い、AMAD を評価した。なお、評価の際には、現実的に最も AMAD が小さく保守側の結果となるように条件を仮定した。得られた試料毎の AMAD と 108 号室の位置との関係を図 1(c)に示す

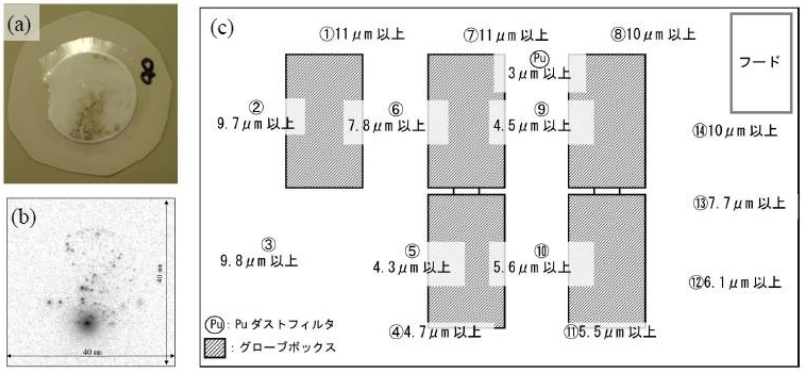


図 1 (a)ラミネート処理されたスミヤ試料の例 (b) 得られた放射線画像の例
(c) 評価した粒子の AMAD と 108 号室の位置との関係

3. 結論

スミヤろ紙からは飛散した粒子の AMAD は 4.3～11 μm 以上と評価され、保守側に最も小さく評価しても約 4 μm AMAD 以上と考えられる。また、サンプリングろ紙からは、AMAD は 3.0 μm と評価された。

参考文献

[1] K. Takasaki et al.; ”An Autoradiographical Method Using an Imaging Plate for the Analyses of Plutonium Contamination in a Plutonium Handling Facility”, Journal of NUCLEAR SCIENCE and TECHNOLOGY, Vol. 48, No. 6, p. 1–8 (2011)

*Takashi Yasumune[1], Yoshinari Kato[1], Eita Maeda[1], Hideaki Miyauchi[1], Makoto Hashimoto[1], Koji Takasaki[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency.

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator, Beam and Medical Technologies：202-2 Radiation Physics, Radiation Detection and Measurement

Wed. Sep 5, 2018 3:50 PM - 4:55 PM JST | Wed. Sep 5, 2018 6:50 AM - 7:55 AM UTC | Room A B11 - B Building

[1A12-15] Radiation Physics

Chair:Tatsuyuki Maekawa(Toshiba Power Systems Radiation Techno-Service)

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

[1A12] n/γ Pulse Shape Discrimination using EJ-276 Plastic Scintillator for Reactor Antineutrino Observation

*Keigo Shimizu[1], Kyohei Nakajima[1], Yoichi Tamagawa[1] (1. University of Fukui)

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

[1A13] Change of β-decay Intensity of La-138 by Irradiation

*Ryoichi Taniguchi[1], Norio Ito[1], Hiroyuki Miyamaru[1], Takao Kojima[1], ken-ichi Okamoto[1], Tadashi Tsujimoto[2] (1. Osaka Prefecture University, 2. Reassurance Science Academy)

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

[1A14] Measurement of low energy x-rays in pulse from Crook tube using BaF_2 scintillator

*hirokazu ando[1], Khiem Duy Do[1], Masahumi Masahumi[1,2] (1. Osaka Prefecture Univercity, 2. OPU Radiation Res. C.)

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

[1A15] Spectrum evaluation of low energy X-ray- from a Crookes tube

*Masafumi Akiyoshi[1], Ryouichi Taniguchi[1], Hiroto Matsuura[1], Hiroyuki Miyamaru[1], Do Duy Khiem[2], Hirokazu Ando[2], Ikuo Kanno[3], Takumi Hamaguchi[3], Tomohisa Kakefu[4], Kazufumi Taniguchi[5] (1. Radiation Research Center, Osaka Pref. Univ., 2. Dep. Quantum and Radiation Eng., Osaka Pref. Univ., 3. Dep. Nuclear Engineering , Kyoto Univ., 4. J. Science Foundation, 5. C-technol)

4:50 PM - 4:55 PM JST | 7:50 AM - 7:55 AM UTC

Time reserved for Chair

原子炉ニュートリノ観測に向けた EJ-276 プラスチックシンチレータにおける n/γ 波形弁別

n/γ Pulse Shape Discrimination using EJ-276 Plastic Scintillator for Reactor Antineutrino Observation

*清水 慧悟[1], 中島 恭平[1], 玉川 洋一[1]

[1]福井大学

粒子弁別能のある EJ-276 プラスチックシンチレータ(Eljen Technology 社製)において ^{252}Cf 線源を用いて n/γ の波形弁別実験を行い、部分積分法と Shape Indicator 法による弁別能評価を行った結果、弁別能を示す Factor of Merit (FOM)が 2 以上となり、どちらの方法でも n/γ 弁別が十分可能であることが確認できた。

キーワード：放射線計測, 原子炉, ニュートリノ

現在、小型原子炉ニュートリノモニター開発のための研究が各国で行われており、日本においても東北大学・北里大学・新潟大学・福井大学が共同でニュートリノモニター研究を行っており、福井大学はプラスチックシンチレータ(PS)の性能評価を行っている。北里大学が主導する PANDA 実験では、固体であるため安定で可搬性がよく、難燃性の PS を用いて、原子炉中で核分裂の後に放出される反電子ニュートリノ $\bar{\nu}_e$ を検出し、原子炉の稼働状況を観測する研究が進められている。しかし、PS は粒子弁別が難しいという欠点があるため、地上に設置するモニターにとって宇宙線や高速中性子など様々なバックグラウンド事象がニュートリノ事象の観測を阻害する要因となる。

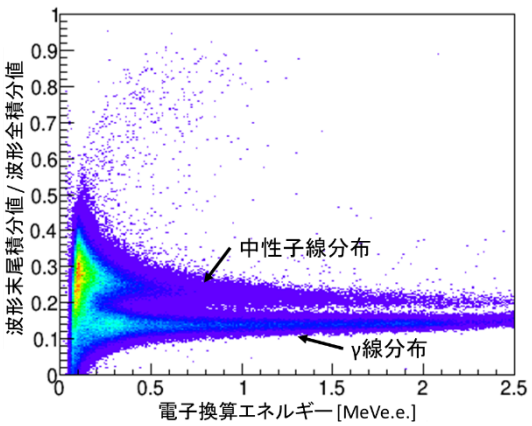


図: ^{252}Cf 線源を用いた、中性子, γ 線照射実験の部分積分法による解析図

ニュートリノモニターでは、入射した反電子ニュートリノ $\bar{\nu}_e$ が PS 内で逆 β 崩壊を起こして発生する陽電子の先発信号と、逆 β 崩壊時に放出される中性子が熱化し Gd や Li に吸収され発光する後発信号を用いた遅延同時計数法を採用している。しかしながらバックグラウンド事象として、宇宙線由来の高速中性子が上記の先発反応事象と酷似した事象を起こす。そのバックグラウンド事象は反電子ニュートリノ事象に対して 2 桁程多いため更なる有効な低減が必要である。本研究では、ニュートリノ起因で発生する陽電子とその対消滅 γ 線の事象と、中性子起因の疑似事象を先発信号波形の違いから弁別する研究を行っており、今回は波形解析の手法である部分積分法と Shape Indicator 法において、どちらも FOM が 2 以上となり弁別能が確認できたことについて報告する。また、熱中性子を吸収し発光する ^{6}LiF:ZnS シートを用いた後発事象の観測波形についても報告する。

参考文献

[1] S.Oguri et al., Nuclear Instruments and Methods A757 (2014) 33-39

[2] Y. Sawamura, Master Thesis, Tohoku University (2012)

---

*Keigo Shimizu[1], Kyohei Nakajima[1] and Yoichi Tamagawa[1]

[1]University of Fukui

La-138 の放射線照射によるベータ崩壊の変化

Change of β-decay Intensity of La-138 by Irradiation

*谷口良一[1]、伊藤憲男[1]、宮丸広幸[1]、小嶋崇夫[1]、岡本賢一[1]、辻本　忠[2]
[1]大阪府立大学放射線研究センター,　[2]安全安心科学アカデミー

Cs-137 による環境汚染問題の解決をめざして長寿命β核種の短寿命化の検討を行っている。本研究では、半減期 1000 億年の La-138 を試料としてγ線照射、X 線照射、電子線照射を行ない、照射量に関係したβ崩壊の若干の変化が観測された。

キーワード：核励起、β崩壊、短寿命化

[はじめに]　β崩壊は崩壊前の原子核の状態と崩壊後の状態によって崩壊確率が決まるとされている。長寿命核種はその差が大きく従って崩壊の禁制度が高く長寿命であるとされている。ところが原子核を何らかの方法で核励起することによってその寿命を劇的に短縮することが可能である。例えば Cs-137 は 30 年の半減期を持つが、核励起することで半減期は 1 時間程度に短縮すると予想される [1)]。ただし、励起断面積と励起寿命を考えた場合、この現象を実際に利用することは困難であるとの意見も多い。我々は天然の放射性核種である La-138 を試料として、この短寿命化が、どの程度であるかの評価を行っている [2)3)]。

[実験]　La 試料を府立大学が所有するコバルト線源および電子線形加速器で照射した。β崩壊の測定には Ge 検出器を用い照射前後の変化を比較した。La-138 のスペクトルにはβ崩壊（788keV）と EC(1436keV)の２種類のピークが現れる。このピークの面積の変化を評価した。図 1 に金属 La を空気中で Co-60 照射した場合の結果、図 2 に金属 La を電子線形加速器の X 線照射（8MeV, 2μA）で照射した結果、図 3 に酸化 La を水中で Co-60 照射した結果を示す。金属 La 試料では数%程度の減少が観測されているが、酸化 La では減少は観測されていない。現時点で、この現象を説明することは困難である。電子線の直接照射など、他の照射も試みており、データの蓄積を行っている段階である。

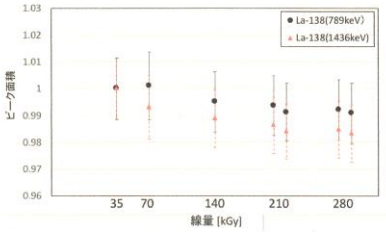


図 1　金属 La の Co-60 空気中照射

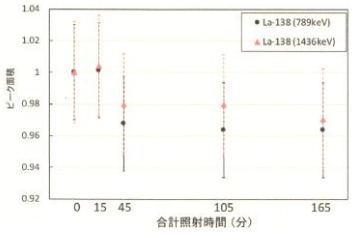


図 2　金属 La の X 線照射

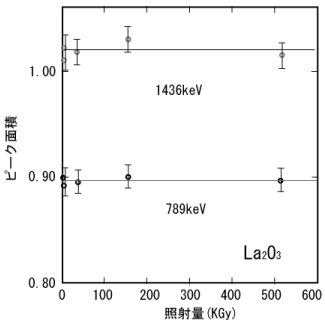


図 3　酸化 La の Co-60 水中照射

本研究の一部は平成 28-29 年度科学研究費助成金による。

[参考文献]　1)　「長寿命ベータ崩壊核種の短寿命化」谷口良一他、原子力学会 2017 年秋の大会、3L09
2)「La-138 のガンマ線照射によるベータ崩壊の変化」谷口良一他、原子力学会 2018 年年会、2H02
3)「γ/X 線照射によるベータ崩壊核種の短寿命化」谷口良一他、第 55 回 RI 研究会予稿集（2018 年）p98

*Ryoichi Taniguchi[1], Norio Ito[1], Hiroyuki Miyamaru[1], Takao Kojima[1], Ken-ichi Okamoto[1] and Tadashi Tsujimoto[2],
[1]Radiation Research Center, Osaka Prefecture University, [2]Reassurance Science Academy

BaF_2 シンチレータを用いたクルックス管からのパルス状低エネルギーエックス線の測定

Measurement of low energy x-rays in pulse from Crook tube using BaF2 scintillator

*安藤 太一[1]，Do Duy Khiem[1]，秋吉 優史[1,2]

[1]大阪府立大学 工学研究科 量子放射線系専攻，[2]大阪府立大学放射線研究センター

誘導コイルを用いたクルックス管からは短い時間領域で低エネルギーのエックス線がパルス状に放出される．その為,得られる信号はパイルアップしてしまい,一般的な放射線検出器では評価を行いにくい．本研究では,発光の減衰時間が短い BaF2 シンチレータを用いてエックス線の測定を行った.

キーワード：X 線　クルックス管　BaF2 シンチレータ

1. 研究の目的

平成 29 年 3 月に公布された中学校学習指導要領の改訂に伴い，「真空放電と関連付けながら放射線の性質と利用にも触れること」という内容が追加され，クルックス管の活用が不可欠となっている．一方，古い製品の一部には低エネルギーではあるが，非常に強い強度の X 線を放出する製品が存在する.

クルックス管からは短い時間領域で低エネルギーのエックス線がパルス状に放出される．一般的な放射線検出器を用いて測定を行うと，信号が重なりパイルアップしてしまい，正しいエネルギーや検出数の評価を行えない．そこで本研究では陽電子寿命測定等に用いられる BaF_2 シンチレータを使用してクルックス管から放出される X 線の測定を行った．この検出器は高速応答で信号の立下りが早く，時間分解能の高い測定が可能である.

2. 実験方法と結果

実験は Φ20×10 の BaF_2 シンチレータと紫外領域の発光を検知できる光電子増倍管(浜松ホトニクス H33778-51)を用いて行った．検出した信号は高速パルスを観察する事が可能な高性能デジタルオシロスコープ(TELEDYNE LECROY HDO 4024A-MS)を用いて観察を行った．図 1 に検出できたクルックス管由来の X 線の信号を示す.

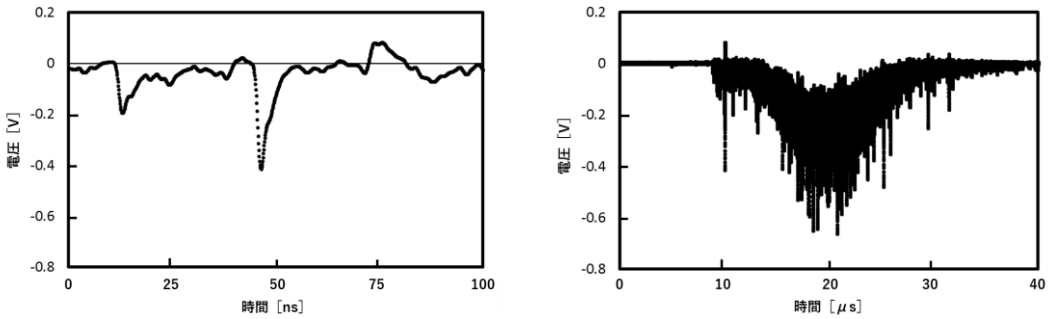


図 1　クルックス管由来の X 線による信号(左)とタイムレンジを拡げて測定した信号(右)

3. 考察と今後の展望

511 keV のγ線一発を BaF2 シンチレータで検出を行うと 10 ns 程度のパルス信号が得られる. 同様にしてクルックス管由来の X 線を測定すると，10 ns 程の信号が確認できた．さらにタイムレンジを拡げて測定を行うと 20 μs 程の非常に長時間のパルス信号が確認できた．またこの特徴的な X 線は常に放出されているわけではなく，平均 200 μs 間隔に放出されている事が分かった．以上の結果より，クルックス管からは短い時間領域に非常に多くの低エネルギーX 線が放出されるため，従来の計測，評価方法では，パイルアップしてしまい評価できないことが分かった．今後，信号を積分する等新しい計算，評価手法の確立を行う.

---

*Hirokazu Ando[1], Do Duy Khiem[1] and Masafumi Akiyoshi[1,2]

[1]Osaka Prefecture Univercity., [2]OPU Radiation Res. C.

クルックス管からの低エネルギーX 線スペクトル評価

Spectrum evaluation of low energy X-ray- from a Crookes tube.

*秋吉 優史[1], 谷口 良一[1], 宮丸 広幸[1], 松浦 寛人[1], Do Duy Khiem[1], 安藤 太一[1],
神野 郁夫[2], 濱口 拓[2], 掛布 智久[3], 谷口 和史[4]
[1]大阪府大量子放射線系専攻, [2]京都大原子核工学専攻, [3]日本科学技術振興財団, [4]千代田テクノル

クルックス管から放出される X 線は、20keV 程度とエネルギーが低いため通常のサーベイメーターでは測定出来ない。さらに、誘導コイルからの高電圧出力がパルス状であるため発生する X 線についてもパルス状であり、半導体検出器などではパイルアップにより正常な計測を行う事が出来ない。このため、線量測定にはガラスバッジなどの積算線量計か、電離箱などの電流モードでの測定が適している。本発表では非常に小さい絞りを用いて線量を絞ることにより、CZT($Cd_{0.9}Zn_{0.1}Te$)検出器や、Be 窓の Ge 半導体検出器を用いてスペクトル計測を行い、アルミ板を用いた遮蔽法による線減衰係数からのエネルギー評価との比較を行う。

キーワード：放射線教育、クルックス管、低エネルギーX 線、エネルギースペクトル評価

1. クルックス管による理科教育と漏洩 X 線

平成 29 年 3 月に公布された中学校学習指導要領の改訂において「電流とその利用」単元の静電気と電流に関する内容の取扱に於いて「**真空放電と関連付けながら放射線の性質と利用にも触れること**」と言う内容が新しく追加されており、指導要領の解説からもクルックス管の活用が不可欠である。ところが多くの製品で、エネルギーは低いが直近で 10mSv/h を大きく超える非常に高い強度の X 線が放出されていることが明らかになってきている。

印加電圧のコントロールや遮蔽体の使用により線量率を下げ、安全に教育を行うためのガイドライン策定を有志によるプロジェクトで実施しているが、正確な線量評価、エネルギー評価が安全評価のためには不可欠である。

2. クルックス管から漏洩した X 線のエネルギースペクトルの評価

まず GM サーベイメーターと遮蔽体を用いた応答から大まかなエネルギーを評価した上で、ガラスバッジによる線量評価を行った。その結果、放電極距離 20mm で僅かに放電が起こる放電出力の場合、20keV 強程度の有効エネルギーであることが確認できた。ガラスバッジは内部に複数のフィルターが入っているため、同様にそれらに対する応答からエネルギー評価が可能であり(FX 型の場合)、有効エネルギーは 18keV と評価された。

本研究ではそれらの測定に加えて、CZT($Cd_{0.9}Zn_{0.1}Te$)検出器や、Be 窓の Ge 半導体検出器を用いてスペクトル計測を行った。測定を行う上で、数十 cps 程度の低い計数率に於いてもパイルアップが起こってしまい、高エネルギー側に長く尾を引くスペクトルとなった。このため、φ0.5mm の鉛薄板を用いたコリメーターにより、入射 X 線量を極端に減らすことによって 10cps 以下での測定を行い、パイルアップの少ないスペクトルを取得した。コリメーターの向きなどによって大きく線量やスペクトルが異なるため、非常に測定は困難であったが、慎重な測定により誘導コイルの設定によって僅かにスペクトルがシフトしていることが確認された。印加電圧のパルスは誘導コイルの設定によって一定の電圧が出力されているのではなく一定のばらつきを有していたため、ヒストグラム評価した上で、発生する X 線スペクトルの評価と、ガラス管壁による遮蔽を考慮した、放出 X 線スペクトルの検証を行う予定である。

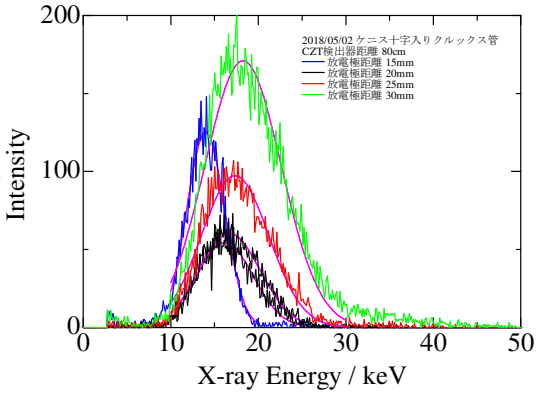


図 1. CZT 検出器で測定した低エネルギーX 線のスペクトル。放電極距離 15mm のみアパーチャー径 3mm

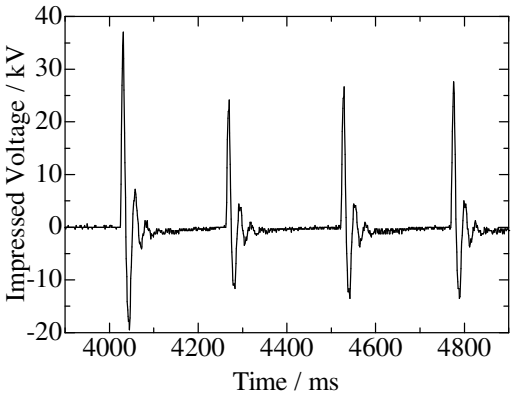


図 2. 放電針距離 30mm での誘導コイルからの出力電圧パルスの一例。30kV を超えるパルスが確認できる。

*Masafumi Akiyoshi[1]（ akiyoshi@riast.osakafu-u.ac.jp ）, Ryouichi Taniguchi[1], Hiroyuki Miyamaru[1], Hiroto Matsuura[1], Do Duy Khiem[1], Hirokazu Ando[1], Ikuo Kanno[2], Takumi Hamaguchi[2], Tomohisa Kakefu[3], Kazufumi Toniguchi[4]
[1]Gradiated School of Engineering, Osaka Prefecture University, [2]Kyoto University, [3]JSF, [4]Chiyoda Technol.

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator, Beam and Medical Technologies：202-2 Radiation Physics, Radiation Detection and Measurement

Wed. Sep 5, 2018 4:55 PM - 6:00 PM JST | Wed. Sep 5, 2018 7:55 AM - 9:00 AM UTC | Room A B11 - B Building

[1A16-19] Detection and Monitoring of Nuclear Materials

Chair:Masashi Takada(National Defense Academy of Japan)

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

[1A16] Development of active neutron DDA system for nuclear non-proliferation and nuclear security

- Effect of neutron absorber sheet -

*Akira Ohzu[1], Makoto Maeda[1], Masao Komeda[1], Yosuke Toh[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

[1A17] Development of portable interrogation system for special nuclear materials (III)

(1) Experiments using natural uranium

*Kai Masuda[1], Mahmoud A. Bakr[1], Yoshiyuki Takahashi[2], Tsuyoshi Misawa[2], Norio Yamakawa[3], Toshihiro Nishioka[3], Atsushi Matsuda[3] (1. Institute of Advanced Energy, Kyoto University, 2. Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto University, 3. Pony Industry)

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

[1A18] Development of portable interrogation system for special nuclear materials (III)

(2) Numerical analysis

Yoshiyuki Takahashi[1], *Tsuyoshi Misawa[1], Kai Masuda[2] (1. Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto University , 2. Institute of Advanced Energy, Kyoto University)

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

[1A19] Development of portable interrogation system for special nuclear materials (III)

(3) The status and achievements of the ultra-compact neutron generator based on IEC for SNM interrogation system

*Mahmoud Bakr[1], kai Masuda [1], Masaya Yoshida [2] (1. Institute of Advanced Energy, Kyoto University, 2. Graduate School of Energy Science, kyoto University)

5:55 PM - 6:00 PM JST | 8:55 AM - 9:00 AM UTC

Time reserved for Chair

核不拡散・核セキュリティ用ダイアウェイ時間差分析装置の開発
－ 中性子吸収シートの効果 －

Development of active neutron DDA system for nuclear non-proliferation and nuclear security
- Effect of neutron absorber sheet -

*大図 章[1]，前田 亮[1]，米田 政夫[1]，藤 暢輔[1]
[1]原子力機構

核不拡散・核セキュリティ分野における核燃料物質測定技術の向上に資するため、小型中性子源を用いたダイアウェイ時間差分析装置の開発を実施している。核燃料物質の検出限界を向上させるため、測定室の内面に中性子吸収シートを取り付けた。その効果をシミュレーション及び試験により評価した。
キーワード：アクティブ中性子法、NDA、DDA、核不拡散、核セキュリティ、核燃料、シミュレーション

1. 緒言

原子力機構では、核不拡散・核セキュリティに資するため使用済み燃料等の高線量核物質測定法の確立を目指しており、その一環としてアクティブ中性子非破壊測定法の一つであるダイアウェイ時間差分析法(DDA 法)の技術開発を実施している[1]。DDA 法は、中性子を核分裂性物質に照射し、誘発される核分裂反応によって放出される中性子を測定する。照射する中性子の一部は、エピサーマル及び熱中性子となって測定室に滞留して測定器に検出されるためバックグランドレベルを押し上げ、核物質の検出感度を劣化させる。原子力機構が開発した FNDI 法では、測定室の内面に中性子吸収シートを取り付けることでバックグラウンドとなる中性子を取り除いている。本講演では、その効果を調査した結果について報告する。

2. 試験装置

図 1 に DDA 測定システムの概念図（鉛直断面図）を示す。DDA 測定システムの外側は、ポリエチレンとステンレスの 2 層構造となっており、その内部には厚さ 5cm のステンレスで仕切られた測定室がある。測定室には、中性子発生管と He-3 中性子検出器バンクが設置され、その中心に円筒形の HDPE 製モデレータ（厚さ：6cm）を装着したバイアル瓶容器（直径約 2.5cm、高さ約 4cm)を設置した。この測定室の内面に赤い点線で示すように中性子吸収シート（B_4C ゴム：45wt%、3mm 厚）を取り付けて試験を行った。

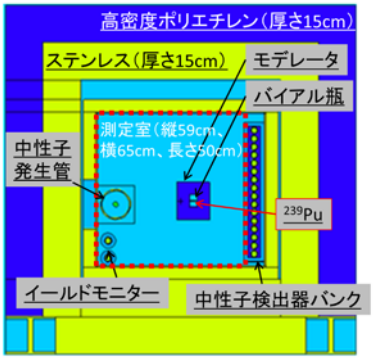


図 1　DDA 測定システム概念図

3. 試験結果

試験で得られた中性子時間スペクトルを図 2 に示す。中性子吸収シートの有無（黒線と青線）でスペクトルを比較すると、中性子吸収シートがある場合にスペクトルのバックグランド（BG）が大きく低減することが分かった。その結果、検出限界が大きく改善し ^{239}Pu 量として 2mg まで検出できることが確認された（赤線）。

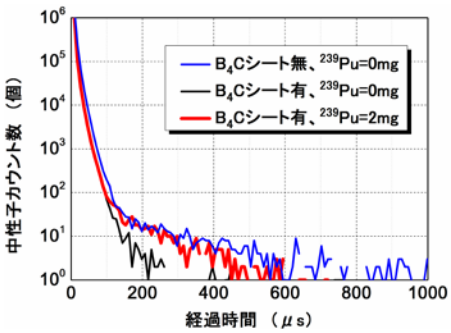


図 2　B_4C シートの有無による中性子時間スペクトルの相違

謝辞：本研究開発は、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。

参考文献　[1]大図他、原子力学会 2018 春の年会 3H09

*Akira Ohzu[1], Makoto Maeda[1], Masao Komeda[1] and Yosuke Toh[1]
[1]JAEA

ポータブル特定核物質検知システムの開発（III）
（1）天然ウランを用いた実験

Development of Portable Interrogation System for Special Nuclear Materials (III)

(1) Experiments Using Natural Uranium

*増田 開[1]，Mahmoud A. Bakr[1]，高橋 佳之[2]，三澤 毅[2]，山川 倫央[3]，西岡 利浩[3]，松田 淳[3]

[1]京大エネルギー理工学研究所，[2]京大複合原子力科学研究所，[3]ポニー工業（株）

中性子アクティブ法に基づく、従来無いポータブルの、特定核物質非破壊検知システムを開発している。天然ウラン試料を用いて行った試作機の検知性能評価実験の結果について報告する。

キーワード：中性子アクティブ法、特定核物質検知、閾エネルギー中性子解析法、ポータブル中性子源、張力準安定流体検出器、DD 核融合、慣性静電閉じ込め核融合

1. 緒言　CBRNe と呼ばれる 5 つの脅威のうち，化学兵器（C），生物兵器（B），放射性物質（R）と爆薬（e）に対しては、空港・港湾等における据置型の検査装置や、不審物の発見現場で用いられるポータブルの検査装置が配備されている。一方で、核（N）テロに用いられる可能性のある特定核物質を検知可能な装置は、技術的難易度の高いポータブル装置はおろか据置型装置としても実用化されていない。この弱点を補強する検知システムの開発が本計画の目的である。

2. 実験　提案している閾エネルギー中性子解析法[1]に基づくポータブル検査装置試作機を開発した。慣性静電閉じ込め方式のポータブル DD 中性子源（>5×10^7 n/sec 定常、直径 20cm、長さ 70cm、35 kg）1 台と、DD 中性子やガンマ線に不感であるため周囲に遮蔽物を必要としない張力準安定流体検出器[2] 9 台（3×3 に配置）からなる検出器アレー（90cm×100cm×50cm、30kg）3 式からなる。床面に設置した 0.8m×1m×1m の検査体積（想定不審物）中に 20kg の天然ウランと中性子減速材からなる NU 試料を配置した（図 1）。3 式のうちの 2 式の検出器アレー（左および右アレー）を配置、承認条件の制約のため DD 中性子源は定格の 1/50 の強度（~10^6 n/sec）で運転し、合計約 7 時間照射・計測した。

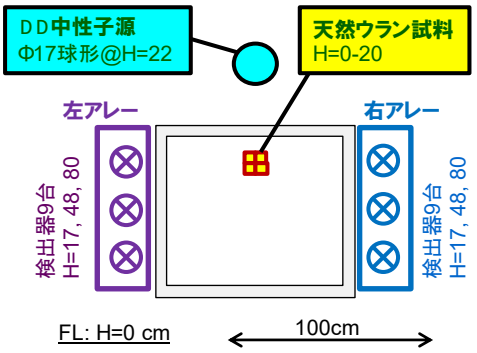


図 1　試作機によるウラン検知実験配置

3. 結果・考察　発生 DD 中性子あたりのカウント数の全検出器にわたる平均値とその 68%信頼区間は、NU 試料有無の場合にそれぞれ 8.77±0.73 と 2.96±0.25 [×10^{-10}] であった。この結果から、DD 中性子源を定格運転した場合の検知率は、ANSI 規格[3]に従って誤検知率<5%および検査時間<90sec の条件下で、>99%と評価される。検査体積中の NU 試料が中性子源に近い位置（図 1 参照）にある検知に有利な条件下ではあるものの、NU 試料のウラン 235 含有量が ANSI 規格の約 1/7 であることや、3 式の検出器アレーのうちの 2 式のみを用いた結果であることも考慮すれば、最初の試作機試験結果としては十分な結果であると考えている。発表では、NU 試料の位置や量が異なる場合の実験結果についても報告する。

参考文献

[1] 増田開他、日本原子力学会 2016 年春の年会予稿集、2B04。

[2] 西岡利浩他、日本原子力学会 2017 年春の年会予稿集、2D14。

[3] IEEE ANSI Standard N42.41 (2008)

---

*Kai Masuda[1], Mahmoud A. Bakr[1], Yoshiyuki Takahashi[2], Tsuyoshi Misawa[2], Norio Yamakawa[3], Toshihiro Nishioka[3] and Atsushi Matsuda[3]

[1]Inst. Advanced Energy, Kyoto Univ., [2]Inst. Integrated Rad. Nucl. Sci., Kyoto U., [3]Pony Industry Co. Ltd.

ポータブル特定核物質検知システムの開発（III）
（２）解析による評価

Development of Portable Interrogation System for Special Nuclear Materials (III)
(2) Numerical Analysis

高橋 佳之[1]，*三澤 毅[1]，増田 開[2]
[1]京大複合原子力科学研究所，[2]京大エネルギー理工学研究所

中性子アクティブ法に基づく、従来無いポータブル特定核物質非破壊検知システムの開発を行っている。本報告では、現在開発中のシステムによる高濃縮ウラン探知性能を確認するための MCNP による解析結果について報告する。

キーワード：核物質探知システム、特定核物質、閾エネルギー中性子解析法、MCNP

1. 緒言　テロに用いられる可能性が高い特定核物質（SNM）を検知するために、閾エネルギー中性子解析法[1]に基づくポータブル検査装置システムの開発を行っている。本研究では、本シリーズ発表（１）において報告する DD 中性子源、張力準安定流体検出器（TMFD）、天然ウラン（NU）を用いた実験に関して、連続エネルギーモンテカルロ計算コード MCNP による数値解析を実施し、その性能を評価した。

2. 解析　本研究で用いる TMFD は、中性子が検出器の有感部に入射し、内包された有機溶媒中の水素原子が反跳されることによって生じる突沸現象を捉えることにより中性子を検出する装置である。そこで、MCNP による検出器内物質の中性子弾性散乱反応率を求めることにより実験をシミュレーションし、実験結果と比較することによって探知システムの性能を評価した。TMFD を用いた閾エネルギー中性子解析法では、核分裂性物質が体系内に存在しない場合、原理的には DD 中性子源から発生する 2.45MeV 以上のエネルギーの中性子は測定されないので、本計算では中性子エネルギー2.45MeV を境として、その上下のエネルギーに対する中性子との反応率をそれぞれ算出することとした。計算体系に核分裂性物質がない場合、2.45MeV 以上の中性子との反応率は 0 となる。計算対象は、本シリーズ発表（１）で報告する体系であり、中性子源、それぞれの TMFD 検出器の有感部、コンクリート床（厚さ 15cm）、NU ターゲットを模擬し、それぞれの検出器ユニットにおける反応率を求めた。

3. 結果・考察　2.45MeV 以下の中性子に対する反応率は、各条件についてそれほど大きな差異はなく、実験と同様、DD 中性子源との位置関係による影響が大きいことが分かった。2.45MeV 以上の中性子に対する NU 20 kg 体系（NU20）と NU 板の各板間に 1/4 インチのポリエチレン（PE）板を挟んだ体系（Poly-Pile-NU20）の反応率を比較すると、PE 板の効果によって実効増倍率が増加し、その結果、検出器の反応率が 20%程度増加することが分かった。同様に、Poly-Pile-NU20 と NU 量を半分の 10 kg にした体系（Poly-Pile-NU10）を比較すると、NU の増加によって、計算では約 2 倍程度反応率が増加した。さらに、中性子源と不審物との間に厚さが 5cm の PE 板（幅・高さは共に 50cm）を設置した場合、PE 板の減速の効果によって反応率は 8 %程度上昇し、減速材挿入の有効性を確認した。発表では、NU 試料の位置や量が異なる場合の結果、さらに高濃縮ウランを対象とした場合の計算結果と探知性能について報告する。

参考文献

[1] 増田開他、日本原子力学会 2016 年春の年会予稿集、2B04。

Yoshiyuki Takahashi[1], *Tsuyoshi Misawa[1], Kai Masuda[2]
[1]Inst. Integrated Rad. Nucl. Sci., Kyoto U., [2]Inst. Advanced Energy, Kyoto Univ.

Development of Portable Interrogation System for Special Nuclear Materials (III)

(3) The status and Achievements of the Ultra-Compact Neutron Generator based on IEC for SNM Interrogation System

*Mahmoud Bakr[1], Kai Masuda[1] and Masaya Yoshida[2]

[1]Institute of Advanced Energy, Kyoto Univ., [2]Graduate School of Energy Science, Kyoto University

The second prototype of the ultra-compact neutron generator based on inertial electrostatic confinement fusion with a titanium anode of 17 cm in diameter was fabricated and tested. A neutron yield more than 7×10^7 n/s from DD fusion reactions was achieved by applying 6.3 kW. The modification which has been made on the first prototype and test performance comparisons between the two prototypes will be presented in this paper.

Keywords: Special nuclear materials, inertial electrostatic confinement fusion, neutron generator

1. Introduction: We are developing the first of its kind, portable, and lightweight active interrogation system for special nuclear materials (SNMs) [1]. The inertial electrostatic confinement (IEC) fusion device [2] is utilized as a neutron source in this system. The 1st and 2nd prototypes have been fabricated and tested. Specifications, operational conditions, and achievements of the 1st and 2nd prototypes are presented in Table 1 in comparison with IEC fabricated 11 years ago by our group, and the R&D goals.

Table 1. Parameters of 1st & 2nd prototypes compared with existing transportable IEC together with R&D goals.

	IEC-LM 2007 Achieved	1st prototype IEC17	2nd prototype IEC17	R&D target
Diameter [cm]	36	22	22	<25
Length [cm]	130	60	70	<70
Weight [kg]	>40(SUS)	42 (SUS)	35(TI)	<30
Anode dia. [cm]	25	17	17	-
Cathode dia. [cm] (Molybdenum)	8	6	6	-
Vacuum withstand voltage [kV]	100/100	110/120	120/120	120
Discharge voltage [kV]	80	70	70	<120
Discharge power [kW]	8	10.5	6.3	<24
DD NPR [10^7 n/sec]	1	2.8	7.5	>5

2. Results: In the 2nd prototype of the IEC17, Ti has been used as anode material instead of SUS in the 1st version for two reasons; to decrease the total weight of the device and to increase the neutron production rate (NPR). Preliminary measurements of NPR have been carried out at a different applied voltage with a maximum power of 6.3 kW, and the results are shown in Fig. 1. It can be seen in figure 1 that ~7.5×10^7 n/s was achieved at 70 kV applied voltage and 90 mA grid current, which is found to be seven times higher than that produced by the 1st prototype at the same applied power (~20% of the power supply capacity). The improvement in the NPR can be explained by the fusion reaction taking place on the anode surface between the energetic neutrals, which are generated from the frequent charge exchange collisions between energetic ions and background neutral molecules, and the embedded ions on the Ti surface.

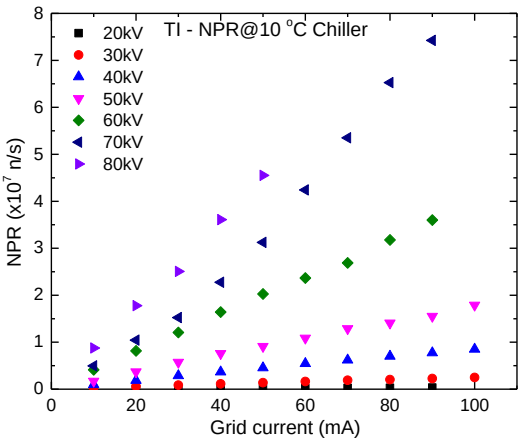


Fig. 1. The NPR from the 2nd portable IEC chamber

3. Conclusions: Using Ti as an anode material in the 2nd prototype of the IEC neutron generator introduces a significant enhancement on the NPR compared to SUS anode in the 1st prototype at the same applied power. This tendency due to the fusion reaction occurred in the anode surface between the energetic neutrals with the background neutral molecules and embedded ions on the Ti surface. The achieved NPR from the 2nd prototype was 7.5×10^7 n/s by applying only ~20% of the power supply capacity. This NPR exceeds the R&D goal for the neutron generator to be used in the SNM interrogation system.

References

[1] M. Bakr et al., to be published in the CAARI 2018 proceeding.
[2] R.L. Hirsch, J. Appl. Phys. 38, 4522 (1967).

Planning Lecture | Board and Committee：Board of Directors

Wed. Sep 5, 2018 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 5, 2018 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room B A21 - A Building

[1B_PL01] Challenges of ANFURD for contributing to Fukushima recovery and 1F decommissioning

Chair:Mitsuru Uesaka(Univ. of Tokyo)

[1B_PL0101] Opening remarks at this session

*Yasuo Komano[1] (1. President of AESJ)

[1B_PL0102] Challenges for health communication due to radiation exposure after the Fukushima nuclear accident

The effect of low-dose radiation exposure and findings in the Fukushima Health Management Survey

*Hideki Matsumoto[1] (1. JRRS, Univ. of Fukui)

[1B_PL0103] Challenges for health communication due to radiation exposure after the Fukushima nuclear accident

Perspectives on key issues

*Yoshihisa Matsumoto[1] (1. JRRS, Tokyo Tech)

[1B_PL0104] Towards handling tritiated water

Current status of discussion on handling tritiated water

*Takami Morita[1] (1. JSFS, NRIFS)

[1B_PL0105] Towards handling tritiated water

Perspectives on key issues

*Kaname Miyahara[1] (1. AESJ, JAEA)

[1B_PL0106] Potential risks of fuel debris retrieval; Perspectives on key issues

*Shunichi Suzuki[1] (1. JSCE, Univ. of Tokyo)

[1B_PL0107] Encouraging further cooperation with ANFURD

Perspectives for 1F Decommissioning

*Hiroshi Miyano[1] (1. AESJ's 1F Decommissioning Review Committee, Hosei Univ.)

[1B_PL0108] Encouraging further cooperation with ANFURD

Perspectives for Fukushima Environmental Remediation

*Reiko Nunome[1] (1. AESJ's Fukushima Support Projects, NUMO)

[1B_PL0109] Open the floor for discussion

*All speakers[1]

2018年秋の大会

理事会セッション

学協会は福島復興と廃炉推進に向けてどのように貢献すべきか

Challenges of ANFURD for contributing to Fukushima recovery and 1F decommissioning

上坂 充[1]，*駒野 康男[1]，*鈴木 俊一[2]，*布目 礼子[1]，*松本 英樹[3]，
*松本 義久[3]，*宮野 廣[1]，*森田 貴己[4]，*宮原 要[1]
[1]日本原子力学会、[2]腐食防食学会、[3]日本放射線影響学会、[4]日本水産学会

1. セッションの概要

日本原子力学会（以下、本会）の提案により、平成 28 年 5 月に関連する学協会が集い「福島復興・廃炉推進に貢献する学協会連絡会」（以下、ANFURD；現在、36 学協会が参画）が発足した。福島復興と廃炉推進に貢献する活動の一層の効果的・効率的な実施・推進を図るため、これまで、情報交換会とワークショップを開催し、互いの活動を報告し合い、ニーズを共有し、連携活動を具体化するための議論を行った。これらにより、まず取り組むべき課題として社会的にも関心が高い次の３つが挙げられた。①「放射線被ばくと健康・コミュニケーション」（福島復興）、②「トリチウム水の取扱い」（福島復興・廃炉推進）、③「燃料デブリ取り出しにおける潜在的課題」（廃炉推進）。この度、これらの課題について集中的に議論し、下記のとおり論点を整理し、ANFURD としての見解やどう取り組むべきかをまとめたので報告する。

「放射線被ばくと健康・コミュニケーション」の論点としては、住民に放射線に関する情報を示し、住民から懸念や不安を表明させ、さらに住民が欲しがる情報を提供することで参加協力につなげる取り組みが重要。100 ミリシーベルト以下の低線量域については、放射線被ばくによる確率的影響を疫学的に検出することは極めて難しく、低線量域でも線量に依存して影響（直線的な線量反応）があると仮定して、国際放射線防護委員会（ICRP）が放射線防護の勧告を行っていることを注意深く説明することが求められる。福島県での子どもの甲状腺検査について、検査でがんが見つかっていることについて、高精度の調査が大規模に行われたことによる「スクリーニング効果」と指摘されており、放射線の影響は考えにくいと評価されているが、検査を受けることによる不利益についても丁寧に説明しながら検査を継続することが求められる。

「トリチウム水の取扱い」の論点としては、トリチウムに係る規制基準において、排水の濃度限度等が定められており、多核種除去設備等で処理した水（トリチウム水）についても規制を満たして安全に排水することができる。トリチウム水を溜め続けることには限界があり、かつその必要がないことから、どのようにして対処することが最善か、そのときの評価をどのようにするかを、社会的な背景も含め議論することが重要。

「燃料デブリ取り出しにおける潜在的課題」の論点としては、燃料デブリ取出しの目標を設定し、将来何が起こりそうか目標達成に関わる一連のプロセスを俯瞰し、時間軸を考慮したリスク低減措置を複数構築しておくことが肝要。とくに、燃料デブリは様々な場所に様々な形態で存在することや、中長期的な形態や物性の変化の可能性が考えられることから、取り出し・保管時における放射性物質の漏えい・飛散抑制、被曝低減、さらには構造物の機能維持、未臨界維持、水素の火災・爆発防止等も考慮してどのように安全に取り出しを完遂するかが鍵を握る。このため、多方面から多様化を狙い、様々な手法の検討を行うことが必要であり、学協会としてバックアップを行うことが重要である

さらに、本会の福島特別プロジェクトと廃炉検討委員会からの ANFURD の取り組みへの期待や連携の在り方についてのコメントを頂いた上で、本会の学会員との質疑・意見交換を通じて ANFURD の取り組みについて理解を得るとともに、頂いた意見を今後の ANFURD の活動に役立てていく。

Mitsuru Uesaka[1], *Yasuo Komano[1], *Shunichi Suzuki[2], *Reiko Nunome[1], *Hideki Matsumoto[3], *Yoshihisa Matsumoto[3], *Hiroshi Miyano[1], *Takami Morita[4], *Kaname Miyahara[1]
[1]AESJ、[2]JSCE、[3]JRRS、[4]JSFS

2018年秋の大会

理事会セッション

学協会は福島復興と廃炉推進に向けてどのように貢献すべきか

Challenges of ANFURD for contributing to Fukushima recovery and 1F decommissioning

上坂 充[1]，*駒野 康男[1]，*鈴木 俊一[2]，*布目 礼子[1]，*松本 英樹[3]，
*松本 義久[3]，*宮野 廣[1]，*森田 貴己[4]，*宮原 要[1]
[1]日本原子力学会、[2]腐食防食学会、[3]日本放射線影響学会、[4]日本水産学会

1. セッションの概要

日本原子力学会（以下、本会）の提案により、平成 28 年 5 月に関連する学協会が集い「福島復興・廃炉推進に貢献する学協会連絡会」（以下、ANFURD；現在、36 学協会が参画）が発足した。福島復興と廃炉推進に貢献する活動の一層の効果的・効率的な実施・推進を図るため、これまで、情報交換会とワークショップを開催し、互いの活動を報告し合い、ニーズを共有し、連携活動を具体化するための議論を行った。これらにより、まず取り組むべき課題として社会的にも関心が高い次の３つが挙げられた。①「放射線被ばくと健康・コミュニケーション」（福島復興）、②「トリチウム水の取扱い」（福島復興・廃炉推進）、③「燃料デブリ取り出しにおける潜在的課題」（廃炉推進）。この度、これらの課題について集中的に議論し、下記のとおり論点を整理し、ANFURD としての見解やどう取り組むべきかをまとめたので報告する。

「放射線被ばくと健康・コミュニケーション」の論点としては、住民に放射線に関する情報を示し、住民から懸念や不安を表明させ、さらに住民が欲しがる情報を提供することで参加協力につなげる取り組みが重要。100 ミリシーベルト以下の低線量域については、放射線被ばくによる確率的影響を疫学的に検出することは極めて難しく、低線量域でも線量に依存して影響（直線的な線量反応）があると仮定して、国際放射線防護委員会（ICRP）が放射線防護の勧告を行っていることを注意深く説明することが求められる。福島県での子どもの甲状腺検査について、検査でがんが見つかっていることについて、高精度の調査が大規模に行われたことによる「スクリーニング効果」と指摘されており、放射線の影響は考えにくいと評価されているが、検査を受けることによる不利益についても丁寧に説明しながら検査を継続することが求められる。

「トリチウム水の取扱い」の論点としては、トリチウムに係る規制基準において、排水の濃度限度等が定められており、多核種除去設備等で処理した水（トリチウム水）についても規制を満たして安全に排水することができる。トリチウム水を溜め続けることには限界があり、かつその必要がないことから、どのようにして対処することが最善か、そのときの評価をどのようにするかを、社会的な背景も含め議論することが重要。

「燃料デブリ取り出しにおける潜在的課題」の論点としては、燃料デブリ取出しの目標を設定し、将来何が起こりそうか目標達成に関わる一連のプロセスを俯瞰し、時間軸を考慮したリスク低減措置を複数構築しておくことが肝要。とくに、燃料デブリは様々な場所に様々な形態で存在することや、中長期的な形態や物性の変化の可能性が考えられることから、取り出し・保管時における放射性物質の漏えい・飛散抑制、被曝低減、さらには構造物の機能維持、未臨界維持、水素の火災・爆発防止等も考慮してどのように安全に取り出しを完遂するかが鍵を握る。このため、多方面から多様化を狙い、様々な手法の検討を行うことが必要であり、学協会としてバックアップを行うことが重要である

さらに、本会の福島特別プロジェクトと廃炉検討委員会からの ANFURD の取り組みへの期待や連携の在り方についてのコメントを頂いた上で、本会の学会員との質疑・意見交換を通じて ANFURD の取り組みについて理解を得るとともに、頂いた意見を今後の ANFURD の活動に役立てていく。

Mitsuru Uesaka[1], *Yasuo Komano[1], *Shunichi Suzuki[2], *Reiko Nunome[1], *Hideki Matsumoto[3], *Yoshihisa Matsumoto[3], *Hiroshi Miyano[1], *Takami Morita[4], *Kaname Miyahara[1]
[1]AESJ、[2]JSCE、[3]JRRS、[4]JSFS

2018年秋の大会

理事会セッション

学協会は福島復興と廃炉推進に向けてどのように貢献すべきか

Challenges of ANFURD for contributing to Fukushima recovery and 1F decommissioning

上坂 充[1]，*駒野 康男[1]，*鈴木 俊一[2]，*布目 礼子[1]，*松本 英樹[3]，
*松本 義久[3]，*宮野 廣[1]，*森田 貴己[4]，*宮原 要[1]
[1]日本原子力学会、[2]腐食防食学会、[3]日本放射線影響学会、[4]日本水産学会

1. セッションの概要

日本原子力学会（以下、本会）の提案により、平成 28 年 5 月に関連する学協会が集い「福島復興・廃炉推進に貢献する学協会連絡会」（以下、ANFURD；現在、36 学協会が参画）が発足した。福島復興と廃炉推進に貢献する活動の一層の効果的・効率的な実施・推進を図るため、これまで、情報交換会とワークショップを開催し、互いの活動を報告し合い、ニーズを共有し、連携活動を具体化するための議論を行った。これらにより、まず取り組むべき課題として社会的にも関心が高い次の３つが挙げられた。①「放射線被ばくと健康・コミュニケーション」（福島復興）、②「トリチウム水の取扱い」（福島復興・廃炉推進）、③「燃料デブリ取り出しにおける潜在的課題」（廃炉推進）。この度、これらの課題について集中的に議論し、下記のとおり論点を整理し、ANFURD としての見解やどう取り組むべきかをまとめたので報告する。

「放射線被ばくと健康・コミュニケーション」の論点としては、住民に放射線に関する情報を示し、住民から懸念や不安を表明させ、さらに住民が欲しがる情報を提供することで参加協力につなげる取り組みが重要。100 ミリシーベルト以下の低線量域については、放射線被ばくによる確率的影響を疫学的に検出することは極めて難しく、低線量域でも線量に依存して影響（直線的な線量反応）があると仮定して、国際放射線防護委員会（ICRP）が放射線防護の勧告を行っていることを注意深く説明することが求められる。福島県での子どもの甲状腺検査について、検査でがんが見つかっていることについて、高精度の調査が大規模に行われたことによる「スクリーニング効果」と指摘されており、放射線の影響は考えにくいと評価されているが、検査を受けることによる不利益についても丁寧に説明しながら検査を継続することが求められる。

「トリチウム水の取扱い」の論点としては、トリチウムに係る規制基準において、排水の濃度限度等が定められており、多核種除去設備等で処理した水（トリチウム水）についても規制を満たして安全に排水することができる。トリチウム水を溜め続けることには限界があり、かつその必要がないことから、どのようにして対処することが最善か、そのときの評価をどのようにするかを、社会的な背景も含め議論することが重要。

「燃料デブリ取り出しにおける潜在的課題」の論点としては、燃料デブリ取出しの目標を設定し、将来何が起こりそうか目標達成に関わる一連のプロセスを俯瞰し、時間軸を考慮したリスク低減措置を複数構築しておくことが肝要。とくに、燃料デブリは様々な場所に様々な形態で存在することや、中長期的な形態や物性の変化の可能性が考えられることから、取り出し・保管時における放射性物質の漏えい・飛散抑制、被曝低減、さらには構造物の機能維持、未臨界維持、水素の火災・爆発防止等も考慮してどのように安全に取り出しを完遂するかが鍵を握る。このため、多方面から多様化を狙い、様々な手法の検討を行うことが必要であり、学協会としてバックアップを行うことが重要である

さらに、本会の福島特別プロジェクトと廃炉検討委員会からの ANFURD の取り組みへの期待や連携の在り方についてのコメントを頂いた上で、本会の学会員との質疑・意見交換を通じて ANFURD の取り組みについて理解を得るとともに、頂いた意見を今後の ANFURD の活動に役立てていく。

Mitsuru Uesaka[1], *Yasuo Komano[1], *Shunichi Suzuki[2], *Reiko Nunome[1], *Hideki Matsumoto[3], *Yoshihisa Matsumoto[3], *Hiroshi Miyano[1], *Takami Morita[4], *Kaname Miyahara[1]
[1]AESJ、[2]JSCE、[3]JRRS、[4]JSFS

2018年秋の大会

理事会セッション

学協会は福島復興と廃炉推進に向けてどのように貢献すべきか

Challenges of ANFURD for contributing to Fukushima recovery and 1F decommissioning

上坂 充[1]，*駒野 康男[1]，*鈴木 俊一[2]，*布目 礼子[1]，*松本 英樹[3]，
*松本 義久[3]，*宮野 廣[1]，*森田 貴己[4]，*宮原 要[1]
[1]日本原子力学会、[2]腐食防食学会、[3]日本放射線影響学会、[4]日本水産学会

1. セッションの概要

日本原子力学会（以下、本会）の提案により、平成 28 年 5 月に関連する学協会が集い「福島復興・廃炉推進に貢献する学協会連絡会」（以下、ANFURD；現在、36 学協会が参画）が発足した。福島復興と廃炉推進に貢献する活動の一層の効果的・効率的な実施・推進を図るため、これまで、情報交換会とワークショップを開催し、互いの活動を報告し合い、ニーズを共有し、連携活動を具体化するための議論を行った。これらにより、まず取り組むべき課題として社会的にも関心が高い次の３つが挙げられた。①「放射線被ばくと健康・コミュニケーション」（福島復興）、②「トリチウム水の取扱い」（福島復興・廃炉推進）、③「燃料デブリ取り出しにおける潜在的課題」（廃炉推進）。この度、これらの課題について集中的に議論し、下記のとおり論点を整理し、ANFURD としての見解やどう取り組むべきかをまとめたので報告する。

「放射線被ばくと健康・コミュニケーション」の論点としては、住民に放射線に関する情報を示し、住民から懸念や不安を表明させ、さらに住民が欲しがる情報を提供することで参加協力につなげる取り組みが重要。100 ミリシーベルト以下の低線量域については、放射線被ばくによる確率的影響を疫学的に検出することは極めて難しく、低線量域でも線量に依存して影響（直線的な線量反応）があると仮定して、国際放射線防護委員会（ICRP）が放射線防護の勧告を行っていることを注意深く説明することが求められる。福島県での子どもの甲状腺検査について、検査でがんが見つかっていることについて、高精度の調査が大規模に行われたことによる「スクリーニング効果」と指摘されており、放射線の影響は考えにくいと評価されているが、検査を受けることによる不利益についても丁寧に説明しながら検査を継続することが求められる。

「トリチウム水の取扱い」の論点としては、トリチウムに係る規制基準において、排水の濃度限度等が定められており、多核種除去設備等で処理した水（トリチウム水）についても規制を満たして安全に排水することができる。トリチウム水を溜め続けることには限界があり、かつその必要がないことから、どのようにして対処することが最善か、そのときの評価をどのようにするかを、社会的な背景も含め議論することが重要。

「燃料デブリ取り出しにおける潜在的課題」の論点としては、燃料デブリ取出しの目標を設定し、将来何が起こりそうか目標達成に関わる一連のプロセスを俯瞰し、時間軸を考慮したリスク低減措置を複数構築しておくことが肝要。とくに、燃料デブリは様々な場所に様々な形態で存在することや、中長期的な形態や物性の変化の可能性が考えられることから、取り出し・保管時における放射性物質の漏えい・飛散抑制、被曝低減、さらには構造物の機能維持、未臨界維持、水素の火災・爆発防止等も考慮してどのように安全に取り出しを完遂するかが鍵を握る。このため、多方面から多様化を狙い、様々な手法の検討を行うことが必要であり、学協会としてバックアップを行うことが重要である

さらに、本会の福島特別プロジェクトと廃炉検討委員会からの ANFURD の取り組みへの期待や連携の在り方についてのコメントを頂いた上で、本会の学会員との質疑・意見交換を通じて ANFURD の取り組みについて理解を得るとともに、頂いた意見を今後の ANFURD の活動に役立てていく。

Mitsuru Uesaka[1], *Yasuo Komano[1], *Shunichi Suzuki[2], *Reiko Nunome[1], *Hideki Matsumoto[3], *Yoshihisa Matsumoto[3], *Hiroshi Miyano[1], *Takami Morita[4], *Kaname Miyahara[1]
[1]AESJ、[2]JSCE、[3]JRRS、[4]JSFS

2018年秋の大会

理事会セッション

学協会は福島復興と廃炉推進に向けてどのように貢献すべきか

Challenges of ANFURD for contributing to Fukushima recovery and 1F decommissioning

上坂 充[1]，*駒野 康男[1]，*鈴木 俊一[2]，*布目 礼子[1]，*松本 英樹[3]，
*松本 義久[3]，*宮野 廣[1]，*森田 貴己[4]，*宮原 要[1]
[1]日本原子力学会、[2]腐食防食学会、[3]日本放射線影響学会、[4]日本水産学会

1. セッションの概要

日本原子力学会（以下、本会）の提案により、平成 28 年 5 月に関連する学協会が集い「福島復興・廃炉推進に貢献する学協会連絡会」（以下、ANFURD；現在、36 学協会が参画）が発足した。福島復興と廃炉推進に貢献する活動の一層の効果的・効率的な実施・推進を図るため、これまで、情報交換会とワークショップを開催し、互いの活動を報告し合い、ニーズを共有し、連携活動を具体化するための議論を行った。これらにより、まず取り組むべき課題として社会的にも関心が高い次の３つが挙げられた。①「放射線被ばくと健康・コミュニケーション」（福島復興）、②「トリチウム水の取扱い」（福島復興・廃炉推進）、③「燃料デブリ取り出しにおける潜在的課題」（廃炉推進）。この度、これらの課題について集中的に議論し、下記のとおり論点を整理し、ANFURD としての見解やどう取り組むべきかをまとめたので報告する。

「放射線被ばくと健康・コミュニケーション」の論点としては、住民に放射線に関する情報を示し、住民から懸念や不安を表明させ、さらに住民が欲しがる情報を提供することで参加協力につなげる取り組みが重要。100 ミリシーベルト以下の低線量域については、放射線被ばくによる確率的影響を疫学的に検出することは極めて難しく、低線量域でも線量に依存して影響（直線的な線量反応）があると仮定して、国際放射線防護委員会（ICRP）が放射線防護の勧告を行っていることを注意深く説明することが求められる。福島県での子どもの甲状腺検査について、検査でがんが見つかっていることについて、高精度の調査が大規模に行われたことによる「スクリーニング効果」と指摘されており、放射線の影響は考えにくいと評価されているが、検査を受けることによる不利益についても丁寧に説明しながら検査を継続することが求められる。

「トリチウム水の取扱い」の論点としては、トリチウムに係る規制基準において、排水の濃度限度等が定められており、多核種除去設備等で処理した水（トリチウム水）についても規制を満たして安全に排水することができる。トリチウム水を溜め続けることには限界があり、かつその必要がないことから、どのようにして対処することが最善か、そのときの評価をどのようにするかを、社会的な背景も含め議論することが重要。

「燃料デブリ取り出しにおける潜在的課題」の論点としては、燃料デブリ取出しの目標を設定し、将来何が起こりそうか目標達成に関わる一連のプロセスを俯瞰し、時間軸を考慮したリスク低減措置を複数構築しておくことが肝要。とくに、燃料デブリは様々な場所に様々な形態で存在することや、中長期的な形態や物性の変化の可能性が考えられることから、取り出し・保管時における放射性物質の漏えい・飛散抑制、被曝低減、さらには構造物の機能維持、未臨界維持、水素の火災・爆発防止等も考慮してどのように安全に取り出しを完遂するかが鍵を握る。このため、多方面から多様化を狙い、様々な手法の検討を行うことが必要であり、学協会としてバックアップを行うことが重要である

さらに、本会の福島特別プロジェクトと廃炉検討委員会からの ANFURD の取り組みへの期待や連携の在り方についてのコメントを頂いた上で、本会の学会員との質疑・意見交換を通じて ANFURD の取り組みについて理解を得るとともに、頂いた意見を今後の ANFURD の活動に役立てていく。

Mitsuru Uesaka[1], *Yasuo Komano[1], *Shunichi Suzuki[2], *Reiko Nunome[1], *Hideki Matsumoto[3], *Yoshihisa Matsumoto[3], *Hiroshi Miyano[1], *Takami Morita[4], *Kaname Miyahara[1]
[1]AESJ、[2]JSCE、[3]JRRS、[4]JSFS

2018年秋の大会

理事会セッション

学協会は福島復興と廃炉推進に向けてどのように貢献すべきか

Challenges of ANFURD for contributing to Fukushima recovery and 1F decommissioning

上坂 充[1]，*駒野 康男[1]，*鈴木 俊一[2]，*布目 礼子[1]，*松本 英樹[3]，
*松本 義久[3]，*宮野 廣[1]，*森田 貴己[4]，*宮原 要[1]
[1]日本原子力学会、[2]腐食防食学会、[3]日本放射線影響学会、[4]日本水産学会

1. セッションの概要

日本原子力学会（以下、本会）の提案により、平成 28 年 5 月に関連する学協会が集い「福島復興・廃炉推進に貢献する学協会連絡会」（以下、ANFURD；現在、36 学協会が参画）が発足した。福島復興と廃炉推進に貢献する活動の一層の効果的・効率的な実施・推進を図るため、これまで、情報交換会とワークショップを開催し、互いの活動を報告し合い、ニーズを共有し、連携活動を具体化するための議論を行った。これらにより、まず取り組むべき課題として社会的にも関心が高い次の３つが挙げられた。①「放射線被ばくと健康・コミュニケーション」（福島復興）、②「トリチウム水の取扱い」（福島復興・廃炉推進）、③「燃料デブリ取り出しにおける潜在的課題」（廃炉推進）。この度、これらの課題について集中的に議論し、下記のとおり論点を整理し、ANFURD としての見解やどう取り組むべきかをまとめたので報告する。

「放射線被ばくと健康・コミュニケーション」の論点としては、住民に放射線に関する情報を示し、住民から懸念や不安を表明させ、さらに住民が欲しがる情報を提供することで参加協力につなげる取り組みが重要。100 ミリシーベルト以下の低線量域については、放射線被ばくによる確率的影響を疫学的に検出することは極めて難しく、低線量域でも線量に依存して影響（直線的な線量反応）があると仮定して、国際放射線防護委員会（ICRP）が放射線防護の勧告を行っていることを注意深く説明することが求められる。福島県での子どもの甲状腺検査について、検査でがんが見つかっていることについて、高精度の調査が大規模に行われたことによる「スクリーニング効果」と指摘されており、放射線の影響は考えにくいと評価されているが、検査を受けることによる不利益についても丁寧に説明しながら検査を継続することが求められる。

「トリチウム水の取扱い」の論点としては、トリチウムに係る規制基準において、排水の濃度限度等が定められており、多核種除去設備等で処理した水（トリチウム水）についても規制を満たして安全に排水することができる。トリチウム水を溜め続けることには限界があり、かつその必要がないことから、どのようにして対処することが最善か、そのときの評価をどのようにするかを、社会的な背景も含め議論することが重要。

「燃料デブリ取り出しにおける潜在的課題」の論点としては、燃料デブリ取出しの目標を設定し、将来何が起こりそうか目標達成に関わる一連のプロセスを俯瞰し、時間軸を考慮したリスク低減措置を複数構築しておくことが肝要。とくに、燃料デブリは様々な場所に様々な形態で存在することや、中長期的な形態や物性の変化の可能性が考えられることから、取り出し・保管時における放射性物質の漏えい・飛散抑制、被曝低減、さらには構造物の機能維持、未臨界維持、水素の火災・爆発防止等も考慮してどのように安全に取り出しを完遂するかが鍵を握る。このため、多方面から多様化を狙い、様々な手法の検討を行うことが必要であり、学協会としてバックアップを行うことが重要である

さらに、本会の福島特別プロジェクトと廃炉検討委員会からの ANFURD の取り組みへの期待や連携の在り方についてのコメントを頂いた上で、本会の学会員との質疑・意見交換を通じて ANFURD の取り組みについて理解を得るとともに、頂いた意見を今後の ANFURD の活動に役立てていく。

Mitsuru Uesaka[1], *Yasuo Komano[1], *Shunichi Suzuki[2], *Reiko Nunome[1], *Hideki Matsumoto[3], *Yoshihisa Matsumoto[3], *Hiroshi Miyano[1], *Takami Morita[4], *Kaname Miyahara[1]
[1]AESJ、[2]JSCE、[3]JRRS、[4]JSFS

2018年秋の大会

理事会セッション

学協会は福島復興と廃炉推進に向けてどのように貢献すべきか

Challenges of ANFURD for contributing to Fukushima recovery and 1F decommissioning

上坂 充[1]，*駒野 康男[1]，*鈴木 俊一[2]，*布目 礼子[1]，*松本 英樹[3]，
*松本 義久[3]，*宮野 廣[1]，*森田 貴己[4]，*宮原 要[1]
[1]日本原子力学会、[2]腐食防食学会、[3]日本放射線影響学会、[4]日本水産学会

1. セッションの概要

日本原子力学会（以下、本会）の提案により、平成 28 年 5 月に関連する学協会が集い「福島復興・廃炉推進に貢献する学協会連絡会」（以下、ANFURD；現在、36 学協会が参画）が発足した。福島復興と廃炉推進に貢献する活動の一層の効果的・効率的な実施・推進を図るため、これまで、情報交換会とワークショップを開催し、互いの活動を報告し合い、ニーズを共有し、連携活動を具体化するための議論を行った。これらにより、まず取り組むべき課題として社会的にも関心が高い次の３つが挙げられた。①「放射線被ばくと健康・コミュニケーション」（福島復興）、②「トリチウム水の取扱い」（福島復興・廃炉推進）、③「燃料デブリ取り出しにおける潜在的課題」（廃炉推進）。この度、これらの課題について集中的に議論し、下記のとおり論点を整理し、ANFURD としての見解やどう取り組むべきかをまとめたので報告する。

「放射線被ばくと健康・コミュニケーション」の論点としては、住民に放射線に関する情報を示し、住民から懸念や不安を表明させ、さらに住民が欲しがる情報を提供することで参加協力につなげる取り組みが重要。100 ミリシーベルト以下の低線量域については、放射線被ばくによる確率的影響を疫学的に検出することは極めて難しく、低線量域でも線量に依存して影響（直線的な線量反応）があると仮定して、国際放射線防護委員会（ICRP）が放射線防護の勧告を行っていることを注意深く説明することが求められる。福島県での子どもの甲状腺検査について、検査でがんが見つかっていることについて、高精度の調査が大規模に行われたことによる「スクリーニング効果」と指摘されており、放射線の影響は考えにくいと評価されているが、検査を受けることによる不利益についても丁寧に説明しながら検査を継続することが求められる。

「トリチウム水の取扱い」の論点としては、トリチウムに係る規制基準において、排水の濃度限度等が定められており、多核種除去設備等で処理した水（トリチウム水）についても規制を満たして安全に排水することができる。トリチウム水を溜め続けることには限界があり、かつその必要がないことから、どのようにして対処することが最善か、そのときの評価をどのようにするかを、社会的な背景も含め議論することが重要。

「燃料デブリ取り出しにおける潜在的課題」の論点としては、燃料デブリ取出しの目標を設定し、将来何が起こりそうか目標達成に関わる一連のプロセスを俯瞰し、時間軸を考慮したリスク低減措置を複数構築しておくことが肝要。とくに、燃料デブリは様々な場所に様々な形態で存在することや、中長期的な形態や物性の変化の可能性が考えられることから、取り出し・保管時における放射性物質の漏えい・飛散抑制、被曝低減、さらには構造物の機能維持、未臨界維持、水素の火災・爆発防止等も考慮してどのように安全に取り出しを完遂するかが鍵を握る。このため、多方面から多様化を狙い、様々な手法の検討を行うことが必要であり、学協会としてバックアップを行うことが重要である

さらに、本会の福島特別プロジェクトと廃炉検討委員会からの ANFURD の取り組みへの期待や連携の在り方についてのコメントを頂いた上で、本会の学会員との質疑・意見交換を通じて ANFURD の取り組みについて理解を得るとともに、頂いた意見を今後の ANFURD の活動に役立てていく。

Mitsuru Uesaka[1], *Yasuo Komano[1], *Shunichi Suzuki[2], *Reiko Nunome[1], *Hideki Matsumoto[3], *Yoshihisa Matsumoto[3], *Hiroshi Miyano[1], *Takami Morita[4], *Kaname Miyahara[1]
[1]AESJ、[2]JSCE、[3]JRRS、[4]JSFS

2018年秋の大会

理事会セッション

学協会は福島復興と廃炉推進に向けてどのように貢献すべきか

Challenges of ANFURD for contributing to Fukushima recovery and 1F decommissioning

上坂 充[1]，*駒野 康男[1]，*鈴木 俊一[2]，*布目 礼子[1]，*松本 英樹[3]，
*松本 義久[3]，*宮野 廣[1]，*森田 貴己[4]，*宮原 要[1]
[1]日本原子力学会、[2]腐食防食学会、[3]日本放射線影響学会、[4]日本水産学会

1. セッションの概要

日本原子力学会（以下、本会）の提案により、平成 28 年 5 月に関連する学協会が集い「福島復興・廃炉推進に貢献する学協会連絡会」（以下、ANFURD；現在、36 学協会が参画）が発足した。福島復興と廃炉推進に貢献する活動の一層の効果的・効率的な実施・推進を図るため、これまで、情報交換会とワークショップを開催し、互いの活動を報告し合い、ニーズを共有し、連携活動を具体化するための議論を行った。これらにより、まず取り組むべき課題として社会的にも関心が高い次の３つが挙げられた。①「放射線被ばくと健康・コミュニケーション」（福島復興）、②「トリチウム水の取扱い」（福島復興・廃炉推進）、③「燃料デブリ取り出しにおける潜在的課題」（廃炉推進）。この度、これらの課題について集中的に議論し、下記のとおり論点を整理し、ANFURD としての見解やどう取り組むべきかをまとめたので報告する。

「放射線被ばくと健康・コミュニケーション」の論点としては、住民に放射線に関する情報を示し、住民から懸念や不安を表明させ、さらに住民が欲しがる情報を提供することで参加協力につなげる取り組みが重要。100 ミリシーベルト以下の低線量域については、放射線被ばくによる確率的影響を疫学的に検出することは極めて難しく、低線量域でも線量に依存して影響（直線的な線量反応）があると仮定して、国際放射線防護委員会（ICRP）が放射線防護の勧告を行っていることを注意深く説明することが求められる。福島県での子どもの甲状腺検査について、検査でがんが見つかっていることについて、高精度の調査が大規模に行われたことによる「スクリーニング効果」と指摘されており、放射線の影響は考えにくいと評価されているが、検査を受けることによる不利益についても丁寧に説明しながら検査を継続することが求められる。

「トリチウム水の取扱い」の論点としては、トリチウムに係る規制基準において、排水の濃度限度等が定められており、多核種除去設備等で処理した水（トリチウム水）についても規制を満たして安全に排水することができる。トリチウム水を溜め続けることには限界があり、かつその必要がないことから、どのようにして対処することが最善か、そのときの評価をどのようにするかを、社会的な背景も含め議論することが重要。

「燃料デブリ取り出しにおける潜在的課題」の論点としては、燃料デブリ取出しの目標を設定し、将来何が起こりそうか目標達成に関わる一連のプロセスを俯瞰し、時間軸を考慮したリスク低減措置を複数構築しておくことが肝要。とくに、燃料デブリは様々な場所に様々な形態で存在することや、中長期的な形態や物性の変化の可能性が考えられることから、取り出し・保管時における放射性物質の漏えい・飛散抑制、被曝低減、さらには構造物の機能維持、未臨界維持、水素の火災・爆発防止等も考慮してどのように安全に取り出しを完遂するかが鍵を握る。このため、多方面から多様化を狙い、様々な手法の検討を行うことが必要であり、学協会としてバックアップを行うことが重要である

さらに、本会の福島特別プロジェクトと廃炉検討委員会からの ANFURD の取り組みへの期待や連携の在り方についてのコメントを頂いた上で、本会の学会員との質疑・意見交換を通じて ANFURD の取り組みについて理解を得るとともに、頂いた意見を今後の ANFURD の活動に役立てていく。

Mitsuru Uesaka[1], *Yasuo Komano[1], *Shunichi Suzuki[2], *Reiko Nunome[1], *Hideki Matsumoto[3], *Yoshihisa Matsumoto[3], *Hiroshi Miyano[1], *Takami Morita[4], *Kaname Miyahara[1]
[1]AESJ、[2]JSCE、[3]JRRS、[4]JSFS

Planning Lecture | Board and Committee | Board of Directors

[1B_PL01] Challenges of ANFURD for contributing to Fukushima recovery and 1F decommissioning

Chair:Mitsuru Uesaka(Univ. of Tokyo)
Wed. Sep 5, 2018 1:00 PM - 2:30 PM Room B (A21 -A Building)

[1B_PL0109]Open the floor for discussion

*All speakers[1]

日本原子力学会の提案により、平成28年5月に関連する学協会が集い「福島復興・廃炉推進に貢献する学協会連絡会」（以下、ANFURD；現在、36学協会が参画）が発足した。福島復興と廃炉推進に貢献する活動の一層の効果的・効率的な実施・推進を図るため、これまで、情報交換会とワークショップを開催し、互いの活動を報告し合い、ニーズを共有し、連携活動を具体化するための議論を行った。その上で、まず取り組むべき課題として、①「放射線被ばくと健康・コミュニケーション」、②「トリチウム水の取扱い」、③「燃料デブリ取り出しにおける潜在的課題」を挙げた。これらの課題について集中的に議論し、論点を整理し、ANFURDとしての見解やどう取り組むべきかをまとめたので報告する。

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Special Session：Special Session

Wed. Sep 5, 2018 2:45 PM - 4:45 PM JST | Wed. Sep 5, 2018 5:45 AM - 7:45 AM UTC | Room B A21 - A Building

[1B_PL02] Nuclear Power Plant Safety Now

Chair:Hiroshi Miyano(Hosei Univ.)

[1B_PL0201] The purpose of session

*Yasuo Komano[1] (1. President of AESJ)

[1B_PL0202] Securing the safety of the world's nuclear power plants

*Mitsuo Matsui[1] (1. WANO TC)

[1B_PL0203] Ensuring the safety of Japanese nuclear power plant

*yasuhiro Kettoku[1] (1. KEPCO)

[1B_PL0204] Safety of Nuclear Power Station: Social Perspectives

*Kohta Juraku[1] (1. Tokyo Denki Univ.)

[1B_PL0205] Safety of Nuclear Power Plant from academic point of view

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

2018年秋の年会

特別セッション

世界から見る原子力発電所の安全 ～「原子力発電の安全は今」～

Nuclear Power Plant Safety Now

（１）挨拶・開催の趣旨

(1) The purpose of session

*駒野康男[1]　宮野　廣[2]
[1]日本原子力学会会長、[2]法政大学

抄録　福島第一原子力発電所の事故から 7 年がたった。原子力発電所の安全は、事故後どのように変わったのか。世界の原子力発電の安全の確保をはじめ、わが国での安全の確保はどのように進展しているのかを、様々な視点から見て、学会として専門家の目線でその安全を確認する。

キーワード：原子力発電所の安全，福島第一の事故の反省，様々な世界の視点
Nuclear Safety, Lesson and Learn from Fukushima-Daiichi Nuclear Power Station, View Points of the World

1. 緒言

福島第一の事故以来7年が経過し、世界の原子力発電所も必要な処置をとり、順調に運用を続けている。わが国の 60 基あった原子力発電所は、22 基が廃炉に、再稼働が 9 基、原子炉設置許可済みが 6 基、新規制適合審査中が 11 基、未申請が 12 基の状況である。多くの安全策を付加して、関西電力の高浜 3/4 号機、大飯 3/4 号機、九州電力の川内 1／2 号機、玄海 3/4 号機、また四国電力の伊方 3 号機の計 9 基が稼働しているが、今後順次、再稼働していくものと推察される。このような状況の中で、原子力学会は改めて、運用されている原子力発電所の安全の状況を広い学会の立場で、様々な視点から分析し、それを確認し社会に発信しなければならないと考える。

2. 「原子力発電の安全は今」を分析する

今、世界で稼働している原子力発電所の安全策はどのようになっているのか。福島第一の事故の後、わが国の安全確保への見方は大きく変わり、基準の見直し、数多くの取り組みの見直しが実行されている。具体的にどのように安全確保が成されているのか、世界の目線としてＷＡＮＯの視点からと、わが国での状況を、運用している事業者の目線、受け入れる社会の目線、科学、学術を担う学の目線から、とらえているところを示してみたい。原子力学会は広い分野から、研究を担う部門は、発電炉部会、社会・環境部会、原子力安全部会など 19 部門で構成されている。原子力発電の安全を担う責任の一翼を担っているものであり、学会としての安全確保の状況を共有したい。

①世界の原子力発電所についての状況を世界の原子力発電所の安全を担うＷＡＮＯからの報告
②わが国の原子力発電所の取り組みの状況を、代表して関西電力（発電部会で調整）から報告
③原子力発電所の再稼働に当たり社会からはその安全についてどのように受け止められ、どのような問題提起がなされているのか、社会科学の視点からの見解
④包括的に原子力発電所の安全確保についての福島第一事故の後の日本の原子力発電を中心に世界との比較として学術的な評価と見解

この結果を、今後の取り組みの参考とし、更なる安全性の向上に活かしたい。

３．結言

安全のレベルは高い。しかし、常に安全性の向上に取り組むことが肝要である。

---

*Yasuo Komano[1], Hiroshi Miyano[2]
[1]Chair of Atomic Energy Society of Japan, [2]Hosei Univ.

2018年秋の年会

特別セッション

世界から見る原子力発電所の安全 ～「原子力発電の安全は今」～

Nuclear Power Plant Safety Now

（２）世界の原子力発電所の安全確保

(2) Securing the safety of the world's nuclear power plants

*松井　三生[1]

[1]WANO 東京センター

抄録　世界の原子力発電所の安全性と信頼性を高めるための組織である世界原子力発電事業者協会(WANO：World Association of Nuclear Operators)の取り組みについて、福島事故後の対応を含め紹介する。

キーワード：世界の原子力発電所の安全性・信頼性、福島第一原子力発電所事故後の対応

The safety and reliability of nuclear power plants worldwide, WANO’s response post Fukushima Daiichi Nuclear Accident

1. はじめに

1986 年 4 月にチェルノブイリ原子力発電所事故が発生し、この事故を機に、世界的な原子力情報交換組織の必要性が高まりました。当時、英国の中央電力庁総裁であったマーシャル卿により世界原子力発電事業者協会(WANO ： World Association of Nuclear Operators)の構想が提唱され、1989 年 5 月に世界の原子力発電事業者により、原子力発電所の安全性と信頼性を高めることを目的に、WANO が設立されました。

WANO の使命は、会員間の相互支援、情報交換、切磋琢磨を通じて、それぞれのパフォーマンスを評価し、ベンチマークし、共に向上させることにより、世界の原子力発電所の安全性・信頼性を最高レベルに高めることにあります。

WANO は、世界の原子力発電所の安全性・信頼性を高めるため、ピアレビューを主とした活動を実施してきました。

福島第一原子力発電所事故以降、WANO もこの事故を教訓に、このような事故を 2 度と起こさないという観点から、安全性・信頼性向上のために活動を充実・拡大してきました。

現在、原子力開発は西欧中心からアジア中心へと遷移しつつあり、中国、インドといった国において、原子力開発が積極的に進められています。そしてさらにバングラディッシュ、トルコ、ベラルーシ、アラブ首長国連邦といった国も、原子力の新規導入を図ろうとしています。

こういった状況変化に適切に対応するため、WANO は長期計画 (COMPASS) を策定しました。COMPASS では、WANO の一貫性をより高めるべく、取り組むべき領域として、“世界の運転中の原子力発電所の高いパフォーマンスを支え続ける”、“高度に訓練された専門化集団を形成し、WANO チームの有効性を最大限に伸ばす”、“より効率的で一貫性のある諸施策を開発する”、“新規ユニットおよび新規参入者の支援をする”を定め、活動しています。

以下、世界の原子力発電所の安全性と信頼性を高めるための組織である WANO の取り組みについて紹介します。

---

*Mitsuo Matsui[1], [1]Chairman of WANO Tokyo Centre.

2. WANOの組織

WANOは非営利組織で、商業原子力発電所の全ての事業者が会員であり、125以上の会員（原子力発電所数：516基(2017年末時点）)が所属している。

WANOの組織を図1に示す。WANOはアトランタ、モスクワ、パリおよび東京の4カ所の地域センターと各地域センター理事会の代表者からなるWANO世界理事会で構成されている。WANO世界理事会の事務局としてロンドン事務所、そしてそのブランチオフィスで、新規ユニット支援を目的とした香港オフィスがある。

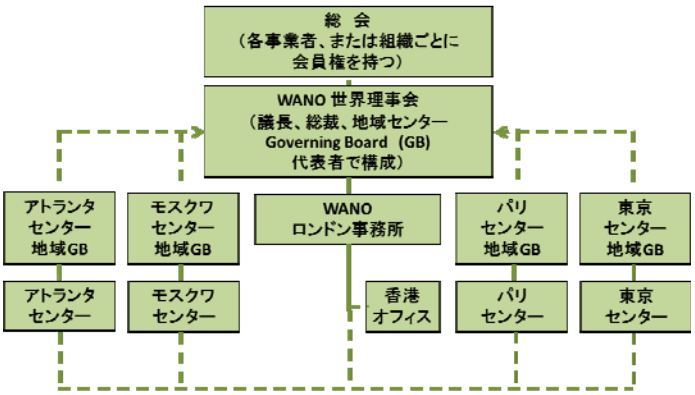


図1　WANO組織図

世界中の発電所の安全性を維持、向上していくためには、地政学的に異なる各地域センターが、一貫性のある活動を展開することが重要である。このため、WANOの活動方針やプログラム等は、世界理事会にて決定され、各地域センターは、これらの方針やプログラム等に基き、各地域内での活動を展開している。また、地域センター間で横串を通すため、ロンドン事務所リードのもと、各層のレベルで定期的にコミュニケーションを図っている。

東京センターには、インド、パキスタン、中国、台湾、韓国、日本の事業者が所属している。

3. WANOの活動内容

WANOの活動は4つのメインプログラムに集約される。

- ピアレビュー(PR ： Peer Review)
- パフォーマンスアナリシス(PA ： Performance Analysis)
- トレーニング&デベロップメント(T&D ： Training and Development)
- メンバーサポート(MS ： Member Support)

3.1 ピアレビュー(PR ： Peer Review)

世界中の会員から選出されたメンバーからなる国際性を有するチームが、パフォーマンスの観察、会員のインタビューおよび資料調査を行い、運転管理等の業務の実施状況を検査、評価する。この際には、Performance Objective & Criteria (PO&C) と呼ばれる世界のベストプラクティスをもとにして作られた基準に従い、パフォーマンスが国際的な標準と比較され、要改善事項（AFI：Area for Improvement）が特定される。従って特定されたAFIは、世界のエクセレントとのギャップを意味する。

PRには、「発電所ピアレビュー」、「フォローアップレビュー」、「起動前ピアレビュー」がある。

3.1.1　発電所ピアレビュー (PR ： Peer Review)

PRチームが発電所を訪問し、発電所において作業状況の観察、発電所員のインタビュー、手順書等の資料調査を行う。レビュー結果から発電所の強みとAFIを特定する。PR後、発電所は、AFI に取り組むためアクションプランを策定する。

3.1.2　フォローアップ・ピアレビュー(FUPR ： Follow-up Peer Review)

PR実施後に、次のPRまでの中間時点において、PRチームが発電所を訪問し、策定したアクションプランの進捗状況をフォローし、アクションプランの確実な実施を促す。

3.1.3　起動前ピアレビュー(PSUP ： Pre Start Up Peer Review)

新設の発電所に対し、運転開始にあたって安全に起動できる体制が整っているかを初臨界前にレビュー

する。運転開始後は、2年以内に最初のPRを実施する。アジアを中心とする積極的な原子力開発に対応するため、ロンドン事務所のブランチオフィスとして香港事務所を設立し、PSURを実施している。

3.2 パフォーマンスアナリシス(PA : Performance Analysis)

運転経験および運転指標を収集・分類・分析し、教訓や産業界のパフォーマンスに関わる報告書を会員に提供することで、会員のパフォーマンス改善を促す。

3.2.1 運転経験情報の共有(OE : Operation Experience)

他発電所の事故、トラブル等の情報を会員に提供し、同様事象の発生を防止するための是正措置実施を促す。

「重要事象評価報告」、「重要事象報告書」等の形式で会員に提供する。

3.2.1.1 重要事象評価報告(SOERs : Significant Operating Experience Reports)

複数の重要事象を分析し、事象の主要因や傾向を特定し、同様事象の発生防止のための勧告事項を会員に提供する。勧告事項の実施状況は、PRで確認する。

「福島第一原子力発電所事故後の教訓」、「リスクマネジメントへの挑戦」、「運転員の基礎能力における弱点」等の報告書を発行している。

3.2.1.2 重要事象報告書(SERs : Significant Event Reports)

単一の重要事象の詳細分析が実施され、他プラントに役立つ教訓が特定され提供される。

「原子炉スクラム後における所要反応度停止余裕の確立･維持の失敗」、「浸水による計画外停止および機器故障」等の報告書を発行している。

3.2.2 運転指標(PI : Performance indicators)

運転指標は会員の発電所のパフォーマンスを数値化し、国際的なベンチマークと比較、評価出来るツールとして会員に提供される。

指標としては、「ユニット利用率」、「計画外利用損失率」、「集積線量」、「臨界7,000時間あたりの計画外自動スクラム」、「安全系の性能」、「燃料信頼性」、「化学指標」、「送電網関連損失率」、「人身事故率」等があり、四半期ごとに集計している。

3.3 トレーニング＆デベロップメント(T&D : Training and Development)

会員の専門知識や技能を向上させるためのフォーラムを開催し、会員が自身の運転と比較して、切磋琢磨することが出来る機会を提供する。ワークショップ、セミナー、トレーニング、リーダーシップコース等を通じて実施される。

2017年度には「リーダーシップ＆安全文化セミナー」「オーバーサイトセミナー」等を開催している。

3.4 メンバーサポート(MS : Member Support)

「メンバーサポートミッション」、「新規ユニット支援」等の独立した活動により実施される。

3.4.1 メンバーサポートミッション (MSMs : Member Support Missions)

会員の要望により実施されるプログラムであり、会員が抱える問題解決に取り組む。分野毎に専門チームを編成し、PRで特定されたAFI等についてレビューし、解決方法を提案する。取り扱った事例としては、「作業管理」、「ヒューマンパフォーマンス」、「設備信頼性」、「放射線防護」、「運転」、「停止期間中の管理」等がある。

3.4.2 新規ユニット支援 (NUA : New Unit Assistance)

建設、試運転を含む計画段階から運転段階までの期間において、安全で信頼性のある運転が出来るよう支援する。WANOの既存会員だけでなく、原子力業界への新規参入者に対しても、その発電所のニーズを考慮して支援を提供する。

3.5 各プログラムの連携

これら 4 つ（PR、PA、T&D、MS）のプログラムを連携し継続的に実施することにより、発電所の安全性・信頼性を向上させる。プログラムの連携内容を図 2 に示す。

3.1.1.で述べたとおり、OE、PI から得られた情報からレビュープランを策定し、PR を実施する。レビューで特定された AFI に対するアクションプランが、発電所により策定される。アクションプラン策定後、アクションプランに対するコメント、レビューを行うアクションプランミーティングを実施する。このミーティングにおいてアクションプランの適切な実施を支援するため、WANO から MSM を提案する。

また、他発電所とのベンチーマーキング訪問や、年間を通じたセミナー、ワークショップ、トレーニング等(T&D)を行い、専門技能の向上に役立てている。

PR 実施後は、3.1.2 で述べたとおり、FUPR を実施する。FUPR の結果に基づき、再び発電所はアクションプランを策定し、WANO は MSM を提案する。このサイクルを繰り返すことにより、発電所の安全性・信頼性を継続して向上させる。

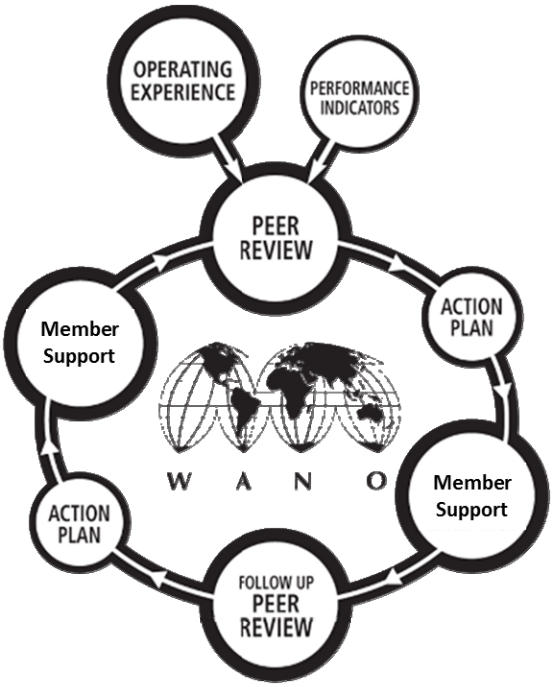


図 2　WANO プログラムの連携

4. 福島第一原子力発電所事故後の対応

福島第一原子力発電所事故以降、安全性・信頼性向上のために WANO は活動を充実・拡大をしてきた。充実・拡大した主な活動を以下に示す。

- 発電所のパフォーマンス変化を確実に把握するため、発電所の PR 頻度を 1 回/6 年から 1 回/4 年に短縮
- 安全文化は本社のトップから、発電所の運転に携わる職員にいたる全社員に浸透していなければならないとの考えから、本社において原子力の安全に関わる意思決定がどのように行われたかをレビューする本社ピアレビュー(CPR ： Corporate Peer Review)を導入
- 従来 PR 対象でなかった Emergency Preparedness、Severe Accident Management 等を対象に追加
- PR がより確実に改善に繋がるよう、PR 結果を社長（CEO）へ直接報告
- 経営トップ自らが WANO の活動を通じて、原子力発電所の安全性･信頼性向上に直接取り組むべく、社長（CEO）が WANO 東京センター理事会の理事へ就任

5. まとめ

WANO は、福島第一原子力発電所事故で得られた教訓をもとに、世界中の原子力発電所の安全性・信頼性を高めるための強化、改善活動に取り組んでいます。WANO の活動主体である PR を、国際的なチームで一貫した基準により継続的に実施し、将来にわたっても世界中の原子力発電所の安全運転に貢献していきます。

2018年秋の年会

特別セッション

世界から見る原子力発電所の安全 ～「原子力発電の安全は今」～

Nuclear Power Plant Safety Now

(3) 日本の原子力発電所の安全確保

(3) Ensuring the safety of Japanese nuclear power plant

*決得 恭弘[1]
[1]関西電力株式会社　原子力事業本部

1. はじめに

我々原子力事業者は、原子力の安全確保の取組みに当たり、二度と福島第一原子力発電所事故と同様の事故を発生させないという強い決意のもと、事故直後の緊急安全対策に始まり、これまで様々な安全性向上対策を講じてきた。

この過程では、福島第一原子力発電所事故を徹底的に分析して得られた知見を踏まえ、様々なハード対策を実施するとともに、地震、津波はもとより、竜巻、外部火災といった発生頻度の低い自然災害等の外的事象についても、そのリスクを低減させる方策に取り組んでいる。

また、福島第一原子力発電所事故においては、災害への対処に必要な要員（重機による瓦礫等の撤去作業・機材による注水作業等）の確保、機材の整備が不十分であったため、迅速な対応に支障をきたしたことを踏まえ、ソフト対策についても取り組んでいる。

今回は、当社高浜発電所３号機ならびに４号機における、安全性向上の取組みを報告する。

2. 安全性向上への取組み（ハード対策）

従来の規制基準では、炉心損傷は想定せず、また単一故障のみを想定していたが、新規制基準では、地震・津波などの自然災害や火災などへの対応の充実、多重性・多様性・独立性を備えた信頼性のある電源・冷却設備の機能強化など、従来の基準が強化された他、炉心損傷防止対策や格納容器破損防止対策等の基準が新設された。

2_1. 地震対策

基準地震動の策定にあたり、敷地近傍の活断層の評価を重点的に行った結果、海域の FO-A 断層、FO-B 断層に加え、陸域の熊川断層との３連動を震源として考慮した。また、震源の上端深さを従来評価の４km から３km に変更した。これらの結果、基準地震動を従来の 550 ガルから 700 ガルに見直した。

また、敷地周辺の詳細な調査を実施した場合でも、なお敷地近傍において発生する可能性のある地震の全てを事前に評価しうるとは言い切れないことから、「震源を特定せず策定する地震動」については、平成 12 年鳥取県西部地震や、平成 16 年留萌支庁南部地震を考慮した値を基準地震動として策定した。

この基準地震動見直しにより、機器、配管のサポート補強や地すべり対策等の耐震性向上を図った。

2-2. 津波対策

基準津波の策定にあたり、若狭海丘列付近断層と隠岐トラフ海底地すべりとの組み合わせ、FO-A 断層～FO-B 断層～熊川断層の３連動と陸上地すべりとの組み合わせを波源として考慮して想定される津波高さ（入力津波高さ）を設定した。入力津波高さ（放水路奥 6.7m、防潮ゲート前面 6.2m）に対し、敷地への浸水防止対策として、放水口側防潮堤（海面からの高さ 8.0m）、取水路防潮ゲート（海面からの高さ 8.5m）を設置した。その他、非常用ディーゼル発電機給排気口のかさ上げ、水密扉設置等の対策を行った。

---

*Yasuhiro Kettoku[1]
[1]The Kansai Electric Power Co.,lnc., Nuclear Power Division.

2-3. 内部溢水対策

建屋内に設置されたタンク等から水漏れ等を想定した場合に、重要な設備が浸水の影響を受けないように止水対策および逆流防止対策を行った。その他、重要な設備が被水の影響を受けないように保護カバーや堰の設置等を行った。

2-4. 火災対策

耐震性のあるタンク、ポンプおよび配管等の消火水系統、火災の早期検知のための多様な火災感知器、ポンプ等へのハロン消火設備ならびに可燃物へのスプリンクラー等を設置した。また、森林火災による発電所施設への延焼を防止するために森林を伐採し、幅 18m 以上の防火帯を設置した。

2-5. 竜巻対策

風速 100m/s で飛来物となり得る物品の飛散防止対策（飛散防止、移動、収納）を行うとともに、重要な発電設備を竜巻による飛来物から保護するため、飛来物防護対策を実施した。

2-6. その他

全交流電源が喪失した場合や炉心冷却手段を確保するため、設備の多重性・多様化を図り強化を行った。また、加圧水型原子炉(ＰＷＲ)プラントは原子炉格納容器が大きく、炉心が損傷しても水素爆発の可能性は極めて小さいが、炉心溶融時に原子炉格納容器内に発生する水素の濃度を低減させる装置を設置した。

3. 安全性向上への取組み（ソフト対策）

3-1. 事故時対応体制の強化

事故対応に必要な技術能力を有する要員を増員し、発電所常駐要員のみで、事故の初動対応を行うことができる体制とするとともに、社員に加え、プラントの詳細情報を持つプラントメーカの技術者や、現場実務に精通している協力会社作業員を緊急時に速やかに召集し、事故の収束に向けた支援を行う体制を構築した。

3-2. 事故時対応能力の向上

事故時の対応能力を向上するため、毎年１回原子力防災訓練を実施している他、要員の役割に応じた教育・訓練を行っている。また、新たに配備された設備・資機材や設備変更を踏まえ、技術的習熟が必要となる手順について、訓練設備(モックアップ)を用いて繰り返し訓練を実施することで、対応能力の習熟を図っている。

3-3. 広域避難計画への協力・支援

発電所周辺地域内の住民避難について、自治体からの要請に基づき、社有バスの提供ならびに福祉車両、ヘリ、船舶により、住民数や地域事情を考慮して支援する。

避難者に対するスクリーニングポイントでの汚染検査について、自治体からの要請に基づき、支援協力を行う他、汚染検査等要員の派遣ならびに検査に必要な資機材の提供を行う。

4. まとめ

エネルギー自給率が極めて低い我が国においては、「エネルギーの安定供給」、「経済性」、「環境への適合」（３Ｅ）のバランスに優れる原子力発電の果たす役割は大きい。また、今年 7 月 3 日に閣議決定された国のエネルギー基本計画において、原子力発電の比率を 20～22%とする、2030 年のエネルギーミックスの確実な実現へ向けた取組みのさらなる強化を行うことが明記された。

当社としても原子力発電は重要な電源であり、国により安全性を確認されたプラントは、有効に活用していくことが重要と考えている。

今後も引き続き、当社と協力会社社員一人ひとりが、今一度、身を引き締め、原子力の安全確保に終わりはなく、さらなる安全性をたゆまず向上させていくとの強い意思と覚悟のもと、安全最優先で緊張感を持って、細心の注意で運転・保全に万全を期したい。また、運転再開後の安全運転の実績を一つひとつ積み重ねるとともに、原子力の重要性や安全性について広く社会の皆さまにご理解を賜る活動に全力を尽くしてまいりたい。

2018年秋の年会

特別セッション

世界から見る原子力発電所の安全 ～「原子力発電の安全は今」～

Nuclear Power Plant Safety Now

（４）原子力発電所の安全－社会からの問題提起

(4) Safety of Nuclear Power Station: Social Perspectives

*寿楽 浩太[1]

[1]東京電機大学

1. 社会にとっての懸念の本質は何か

日本においては、今や、人びとにとっての原子力事故の典型的見本例は、福島第一原子力発電所事故（福島事故）である。福島事故と日本におけるそれまでの原子力事故やトラブルとの決定的な差異は、オフサイトに有意かつ長期な影響を広範に生じたことに他ならない。地域社会、あるいは社会一般にとっての懸念の本質は、事故が起こるかどうかではなく、そうした深刻なオフサイト影響が生じるかどうかにある。

2. 原子力発電所の安全と原子力防災の統合の必要性：真の住民保護のために

従って、原子力利用を進める側が社会の懸念、疑念、不信に応えようとするのなら、原子力安全をオンサイト・オフサイトで断絶させず、統合されねばならない。原子力安全の目的は、放射線被ばくの影響から住民や環境を防護するのみならず、地域の生活環境やコミュニティ全体の存続を担保する広い意味での住民保護である必要がある。万一の際の防護措置、被害が生じた場合の補償、そして被災者の支援、これらのいずれもが適切かつ充分になされるか、影響を受けた範囲の地域社会が遅滞なく日常を回復できるのか、そして最終的に、受け入れがたいような不正義が生じないのかどうかこそが重要だ。

この点で、まず、原子炉等規制法と原子力災害特別措置法の並立には多くの課題がある。避難計画の確認が規制当局の規制行政の埒外になっている点、オフサイト防災における事業者の役割や責任が微妙で、積極的な協力を促しがたい点などは特に問題だ。また、福島事故後の SPEEDI の活用をめぐる論争において生じたように、異なる政府機関が具体的な防災上の手法について正反対の見解を示し、自治体に自己責任を求めている点などは、実務上の課題にとどまらず、社会的公正の観点からも許容しがたい[1]。

加えて、原子力賠償制度の制度改革が未完である点、賠償の範囲を超える、しかしコミュニティの維持や社会正義の観点から必要性が生じる被災者支援のあり方についての議論や実務的な対応が等閑視されてきた点も、同様に実務上と社会的公正の両面で看過しがたい状況にある。

3. 社会の側から見た安全論議の必要性

これらの点への原子力関係者の問題意識が弱く、解決に向けた声をあまり上げてこなかったことは、極めて遺憾なことである。いくつかの司法判断における厳しい批判や、世論調査等において原子力に批判的な意見が多数を占める状況が固定化している背景には、そうした態度への批判も大いに含まれると受け止めるべきだ。プラント側から見た視点ばかりの論理構成、狭い意味での放射線影響に視野を狭めた議論は、社会に見放される原因とはなっても、社会的支持や信頼にはつながらないであろう。

参考文献

[1] Sugawara, S. and K. Juraku, “Post-Fukushima Controversy on SPEEDI System: Contested Imaginary of Real-time Simulation Technology for Emergency Radiation Protection,” S. Amir (ed.), *The Sociotechnical Constitution of Resilience: A New Perspective on Governing Risk and Disaster*, Palgrave Macmillan, 2018.

*Kohta Juraku[1]

[1]Tokyo Denki Univ.

2018年秋の年会

特別セッション

世界から見る原子力発電所の安全 ～「原子力発電の安全は今」～

Nuclear Power Plant Safety Now

（５）原子力発電所の安全－学術の視点

(5) Safety of Nuclear Power Plant from Academic Points of View

*関村　直人[1]
[1]東京大学

１．はじめに

東京電力福島第一原子力発電所事故から７年以上が経過した。その影響は、国内のみならず世界の原子力利用全般に及んでいる。事故からの多くの教訓に基づいて、様々な安全対策が付加されてきた。事故の防止策と同等に、事故影響の緩和や軽減策への備えが必要であって、「深層防護」は原子力安全の基盤として、事故後も重要かつ有効な概念である。

複雑なシステムの災害への備えや対処能力、迅速な回復力を含んだ、より包括的な安全に対して、「レジリエンス」を上位概念として位置付ける試みも進められている[1,2]。

また OECD/NEA が 2016 年に発表した報告書「福島第一原子力発電所事故後の５年」[3]では、「安全とは、運転経験の評価と研究を通じて、我々が学ぶことにつれて発展するプロセスである」とされており、原子力安全の新たな考え方が提示されている。

２．原子力発電プラントをとりまく国際的な状況

IAEA でとりまとめが進められている議論[4]を参考として、原子力発電プラントをとりまく国際的な状況について、以下の４つの観点から俯瞰してみたい。

（１）原子力安全規制要求の強化に伴う課題

規制基準の強化に伴い、受容限度や裕度に対する考え方が大きく変化している。従前は許容されていた設計上の安全裕度は縮小することになり、設計基準事象の再評価が求められている。このために追加的な技術的知見の整備や再評価が必要となっており、特に外的事象等に対しては、新たな枠組みでの知見の整備や確認作業、さらに標準化のための研究が求められている。

（２）設計基準事象等に関する考え方のシフト

設計基準事象（DBE）とこれを超える事象（BDBE）に係る考え方も大きく変化している。アクシンデントマネジメントに関する規制要求へ応えるのみならず、外部事象に対する裕度への考え方や設計基準の定義づけについても、これまでとは異なった取り組みが必要となっている。

このような変化を伴う領域に対しては、多様な対策の重要度や有効性の判断に確率論的評価が活用できる。しかしながら確率論的な評価を支える基礎的な知見の整備や評価手法の開発を待つのではなく、迅速に優先順位をつけながら対策を実施していくことが要請されているのも、この領域である。

（３）安全性に係る設備・機器の付加と重要度

規制要求の強化に伴い、外的事象を起因とする事故への備えや電源喪失時のアクシデントマネジメント対策等のために多くの設備や機器が導入されている。また、建屋外や場合によっては敷地外で備えるべき可搬機器や備蓄機器も付加されている。これらのハードウェアに対する安全上の重要度をどの範囲までどのように区分けすべきか、これらに応じて適切な保全計画や品質マネジメントシステムをいかに確立するか、また訓練の立案・実施やマニュアル整備をどのように的確に進めるか等の課題がある。

---

*Naoto Sekimura[1]
[1]The University of Tokyo.

（４）安全対策コストと達成時期の課題

世界の原子力発電プラントでは、福島第一原子力発電所事故に伴う追加的な安全対策のために１基あたり平均約 200M ユーロ（200 億円超）の費用を支出してきたとされる。我が国では新たな規制基準に対するバックフィットが要求され、再稼働のための適合性審査が行われてきた。この結果、国内で再稼働した原子炉では、これよりはるかに大きい費用を費やしている。

従前の安全規制と事業者の自主的な安全対策には、グローバルなエクセレンスからどのような点が欠けていたかについて、ハードウェアのみならず広い観点から、改めて具体的に評価を加える必要がある。

一方で、福島第一原子力発電所事故の経験をふまえて、どのようなステップを踏んで安全を達成していくべきかについても、各国とこれまでの経験と将来の計画について共有することも重要である。

３．継続的安全性向上の基盤について

以上のような国際的な状況を踏まえ、新たな検査制度についての具体化が進んでいる現在において、継続的な安全性向上の基盤として、検討を進めるべき論点を提示する。

（１）規制機関と被規制者・事業者の関係

原子力安全は、規制機関と事業者の双方がともに果たしていくべき使命であるが、各々が独立して果たすことが求められる。規制の側からの継続的改善と事業者の「自主的安全性向上」が、互いにスパイラルアップする関係が必要となる。事業者は、現場を持ち安全に対して一義的な責任を持った成熟したプロ集団であり、規制機関と互いの姿勢や努力を認め合う成熟した関係を築いていかなければならない。

（２）原子力安全における優先順位と迅速性

安全上の重要な見落しがないか見つけ、安全上重要な対策を優先し、できるところから迅速に対策をとることが重要である。その上で対策が十分であるかの検討を行い、改善を進める。これらの評価のために、リスクの定量化やモデル化を実施することが、求められよう。

（３）リスク情報の活用

「リスク情報に基づいた意思決定（RIDM)」には、それ以前の課題が大きい。リスク情報から知識を得るためには、機器の故障率データ、ヒューマンエラーの統計的考察など、データの蓄積を進めていく地味な過程が前提となるとともに、個別のプラントが置かれる自然条件に基づいた知見が必要である。またリスク評価には不確かさが含まれ、リスク評価モデルに入っていない知識は使えないなどの限界を有している。

（４）安全対策機器の増設に伴う課題

我が国ではシビアアクシデント対策が規制上の要求とされたことに伴い、事故に至るリスクは低減されたと言える。一方で、多数の機器の導入に伴うシステムの機能喪失確率の上昇やヒューマンエラーの発生確率が上昇することによるデメリットがある。これらのデメリットを低減するための努力が、規制と事業者の双方からなされるべきである。コンフィグレーション・マネジメント、安全上重要度並びにリスク情報に基づいたメインテナンス、多様なメニューを含む訓練等が枢要な課題である。また最新の知見を獲得する努力を進め、これに基づいた学協会規格を活用することも重要である。

（５）安全評価手法と判断基準

安全評価手法の高度化を進めることは、規制判断のための基準もバランスよく高度化される必要がある。規制基準の高度化は規制側の重要な責任であり、保守的な規制判断は前提としつつも、評価手法の高精度化が進むことと同時並行的に、判断基準の高度化を進展させることが必要である。

（６）規制機関における安全の目標について

平成 30 年 4 月 5 日に炉安審・燃安審は、原子力規制委員会に対して、規制機関における安全の目標について、以下のような回答を提示している[5]。

- 原子力規制委員会が示す安全の目標は、福島第一原子力発電所事故のような重大な事故を再び起こさないとの決意の下、安全神話に陥ることなく、不断に安全性向上を図るとの姿勢に基づくものである。
- また安全の目標は、原子力規制委員会が規制基準の策定などに当たり参照すべきものである。

・　原子力規制委員会が示す安全の目標と、規制基準への適合によって達成される安全の水準を、確率という尺度のみを用いて直接に比較評価し、説明することは現状できないし、行うべきものではない。
・　安全の目標については、以上のような点こそ、国民に説明するべきものである。

一方で事業者の自主的安全性向上においても、独立して安全の目標を議論していくことが求められる。

（７）組織文化と安全文化の課題

IAEA は、「安全のためのリーダーシップとマネジメント（GSR Part 2）」を 2016 年 6 月に改訂している。これは、従前の GS-R-3 を置き換えた全般的安全要件であり、組織構想、目標、戦略、計画及び目的を定めかつ統合すること、電離放射線の有害な影響から人及び環境を防護すること、要員がこれを実施・約束するよう先導すること、及び基本安全原則を支持し、行動による期待事項の確立及び強固な安全文化を醸成することを求めている。

安全を損なうかどうかわからないリスク情報に対して、資源を投入する決断をいかに行うか、また不確実な将来に対して、現状維持ではなく、行動ができるのか、不作為や先送りを犯すことはいかに戒められるべきか、多くの課題が組織文化と安全文化の課題として指摘できる。インセンティブを持ち、優先順位付けを行っていく際には多くの障害がありうるが、これらをどのように打破できるのか、事業者と規制機関に課せられている課題は大きい。

４．まとめ

福島第一原子力発電所事故は、我が国のみならず世界のすべての原子力発電プラントの安全対策に大きな影響を与えてきている。我が国では、バックフィットを取り込んだ規制基準に基づいた審査が行われつつあるが、再稼働には多くの制約があり、廃炉となったプラントも多い。一方で審査に加えて、新たな検査制度の枠組みが構築されつつある。リスク情報を活用したパフォーマンスベースで監査型の検査制度が、試行を通じて定着し、事業者と規制側の双方が継続的な安全性向上活動を互いにスパイラルアップしながら進めていくことが望まれる。

規制側と事業者のみならず、学協会や地方自治体が地元住民や公衆とともに重要なステークホルダーとして、継続的な安全性向上の基盤を形成していくことが必要である。

参考文献

[1] 北村正晴「原子力安全理論の再構築とレジリエンスベースの安全学」日本原子力学会誌第 54 巻 11 号（2012）
[2] Naoto Sekimura, Hiroshi Miyano and Tatsuya Itoi,"Resilience Engineering: New Discipline for Enhancement of Nuclear Safety", Proceedings of The 2nd international Conference on Maintenance Science and Technology (ICMST-Kobe 2014). Nov. 2014, Kobe.
[3] Five Years after the Fukushima Daiichi Accident: Nuclear Safety Improvements and Lessons Learnt, OECD/NEA　邦題「福島第一原発事故から５年：原子力安全向上と教訓」
https://www.oecd-nea.org/nsd/pubs/2016/7284-five-years-fukushima.pdf
https://www.oecd-nea.org/nsd/pubs/2016/7285-five-years-fukushima-es-jp.pdf
[4] Arif Nesimi Kilic, Implementation of and Sustainability of Post-Fukushima Daiichi Accident at NPPs, IAEA, Feb. 2017
[5]「原子力規制委員会が目指す安全の目標と新規制基準への適合によって達成される安全の水準との比較評価（国民に対するわかりやすい説明方法等）について」2018 年 4 月 5 日（炉安審・燃安審）
http://www.nsr.go.jp/data/000227853.pdf

.

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：502-1 Nuclear Materials, Degradation, Radiation Effects, and Related Technology

Wed. Sep 5, 2018 10:00 AM - 10:50 AM JST | Wed. Sep 5, 2018 1:00 AM - 1:50 AM UTC | Room C B21 -B Building

[1C01-03] Severe Accident 1

Chair:Ken-Ichi Fukumoto(Univ. of Fukui)

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

[1C01] Melting behavior of reactor core during severe accident of BWR

(1) Fracture behavior of stainless structure materials by molten metallic and oxidic corium

*Takehiro Sumita[1], Yoshinao Kobayashi[1], Shigeru Ueda[2], Toshio Nakagiri[3] (1. Tokyo Institute of Technology, 2. Tohoku University, 3. JAEA)

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

[1C02] Melting behavior of reactor core during severe accident of BWR

(2)Liquid phase formation from control blade and channel box

Zheng Lichun[1], Kazuya Hosoi[1], *Shigeru Ueda[1], Xu Gao[1], Shin-ya Kitamrua[1], Yoshinao Kobayashi[2] (1. IMRAM Tohoku University, 2. LANE Tokyo Institute of Technology)

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

[1C03] Melting behavior of reactor core during severe accident of BWR

(3)Analysis of accident condition and molten material relocation behavior

*Toshio nakagiri[1], ayako sudo[1], shinji yoshikawa[1], yuta abe[1], ikken sato[1] (1. JAEA)

10:45 AM - 10:50 AM JST | 1:45 AM - 1:50 AM UTC

Time reserved for Chair

沸騰水型軽水炉過酷事故における炉心溶融物の挙動
（1）メタル系，酸化物系溶融物によるステンレス鋼製構造物の破壊

Melting behavior of reactor core during severe accident of BWR

(1) Fracture behavior of stainless structure materials by molten metallic and oxidic corium

*墨田 岳大[1]，小林 能直[1]，植田 滋[2]，中桐 俊男[3]

[1]東京工業大学，[2]東北大学，[3]日本原子力研究開発機構

沸騰水型軽水炉過酷事故時には，炉心溶融物がステンレス鋼(SS)製炉心下部構造物を損傷させたと考えられる．本研究では，メタル系溶融物を模擬した SS-B_4C 系融体や，酸化物系溶融物を模擬した UO_2-Zr(O)系融体による，固相 SS の破損挙動の評価を目的として，各融体中への SS 固相の浸漬試験を行った．

キーワード：過酷事故，燃料デブリ取り出し，共晶溶融，原子炉材料，ステンレス鋼

1. 緒言

福島原発などの，過酷事故(Severe Accident, SA)を起こした BWR の廃止措置を進めるためには，SA 時に生じる原子炉構成材料間の反応を把握する必要がある．事故が発生して炉心が過熱すると，初めに制御棒(B_4C)が，制御棒被覆管(ステンレス鋼，SS)との共晶溶融反応により，液化して溶融コリウムを形成して流下する．さらに温度が上昇すると，燃料棒(UO_2)が燃料棒被覆管(Zircaloy)との共晶溶融反応により，制御棒と同様に，炉心下部へ落下していく．SA 時には，これら溶融コリウムが，SS 製炉心下部構造物を損傷させたと考えられる．溶融コリウムには，制御棒由来のメタル系コリウム(SS-B_4C)と，燃料棒由来の酸化物系コリウム(UO_2-Zircaloy)，およびそれらの複合コリウムが考えられる[1]．本研究では，メタル系コリウムを模擬した SS-B_4C 系融体や，酸化物系コリウムを模擬した UO_2-Zr(O)系融体による，固相 SS の破損挙動の評価を目的として，各融体中への SS 固相の浸漬試験を行った．

2. 実験

2-1. メタル系溶融コリウムへの SS 棒浸漬試験

メタル系溶融コリウム模擬試料として SS-B_4C 共晶合金を作製した．SUS304 粉末試料と B_4C 粉末試料を 3.7 mass%B となるように混合し，アルミナるつぼに装入した．このるつぼを SiC 電気炉に装入し，1723 K，Ar-3 %H_2 雰囲気下で 90 min 保持後水冷し，溶融物模擬試料を得た．作製した合金を適量アルミナるつぼに入れ，SiC 電気炉に装入し，Ar-3 %H_2 雰囲気下，所定の温度で予備溶融させた．溶融後，SUS304 棒状試験片を，るつぼに対して昇降できるようになっている回転浸漬試験用試験片ホルダーに取り付け，るつぼ直上に装入，保持した．2 min 予熱した後，試験片を降ろし，直ちに所定の回転速度で浸漬試験を開始した．所定の時間経過後，回転を止め，直ちに試験片を取り出し，水冷した．試験温度は 1523~1623 K，回転速度は 0~1000 rpm で，浸漬時間は 30~240 sec で行った．

図 1　メタル系コリウム中への浸漬後外観

2-2. 酸化物系溶融コリウムへの SS 棒浸漬試験

酸化物系溶融コリウム模擬試料として UO_2-ZrO_2-Zr 溶融物を，CVR 研究所(チェコ共和国)が有する浮揚型誘導溶解炉(コールドクルーシブル)を用いて作製した．溶融物温度が約 2873 K で安定した後に，SUS304 棒状試験片を浸漬した．所定の時間経過後試験片を取り出し冷却した．浸漬時間は 2~10 sec で行った．

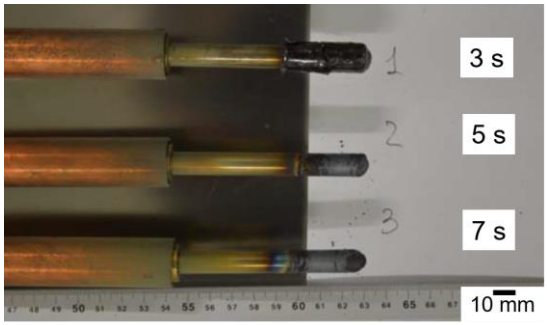


図 2　酸化物系コリウム中への浸漬後外観

3. 結果・考察

図 1 に 1523K, 300 rpm でのメタル系溶融コリウム中への浸漬後試験片外観を，図 2 に 70mass%UO_2-30mass%(50mol%ZrO_2+50mol%Zr)コリウム中への浸漬後試験片外観を示す．浸漬時間の増加に伴う SS 固相の破損量の増加が確認された．本発表では得られた結果について考察する．

参考文献

[1] R. Sasaki, S. Ueda, S. Kim, X. Gao, S. Kitamura, *J. Nucl. Mater.*, **477**, 205-214 (2016)

---

*Takehiro Sumita[1], Yoshinao Kobayashi[1], Shigeru Ueda[2], and Toshio Nakagiri[3]

[1]Tokyo Institute of Technology, [2]Tohoku University, [3]Japan Atomic Energy Agency

沸騰水型軽水炉過酷事故における炉心溶融物の挙動
（2）制御棒とチャンネルボックスから生成する溶融物

Melting behavior of reactor core during severe accident of BWR

(2) Liquid phase formation from control blade and channel box

鄭　立春[1]，細井　一矢[1]，*植田　滋[1]，高　旭[1]，北村　信也[1]，小林　能直[2]

[1]東北大学，[2]東京工業大学

沸騰水型軽水炉の炉心溶融では、ステンレス鋼により構成される制御棒とジルカロイを用いたチャンネルボックスの初期溶融挙動が生成物と溶融挙動を決定する。これらの素材は融点が異なるため、相対的に低温で生成するステンレス鋼系融体と固体ジルカロイの反応による溶融挙動を調査の対象とした。表面に酸化相を形成した固体ジルカロイとステンレス鋼系融体を1300℃において接触し界面における相形成および溶融挙動を観察した。

キーワード：炉心溶融、ステンレス鋼、ジルカロイ、福島第一事故

1. 緒言 福島第一原発の燃料デブリの取り出し作業においては、デブリの詳細な性状や堆積位置などについて把握する必要があるが、そのために燃料デブリの形成過程についての知見が求められる。制御棒とチャンネルボックスの融点は著しく異なるため、溶融過程でステンレス系融体と固体 Zircaloy-4 との反応が起きた可能性があるが、固液共存を想定した研究例は少ない。本研究ではチャンネルボックスの材料である Zircaloy-4 と制御棒材料である SUS304-B_4C 系合金の融体(ステンレス鋼系融体)との水蒸気を含む雰囲気下、1300℃での反応に及ぼす Zircaloy-4 表面の酸化相の影響を検討した。

2. 実験方法　Zircaloy-4 を 1200℃の H_2O/Ar 雰囲気下で所定時間加熱し表面に 100μm 厚の酸化相を形成した。SUS304 と B_4C を Ar 中で加熱溶融の後冷却し、2.0%B, 0.9%C を含有する Fe-Cr-Ni 合金を生成した。ジルコニアるつぼ中に酸化処理した Zircalo-4 と合金試料を入れ、H_2O/Ar 雰囲気下において所定時間 1300℃で加熱した。加熱後の試料は炉から取り出し He 気流下で急冷した後、観察試料とした。

3. 反応挙動 Fig.1 に、所定の雰囲気下で 60min 加熱した試料の溶融合金と Zircaloy-4 界面近傍の断面を示す。Zricalo-4 の金属部分は形状を保ち固体であったことが確認できる。同様に酸化相の生成を行わなかった Zircaloy-4 試料について加熱試験を行ったが、Fe 等固溶による共晶温度のため溶融した。溶融合金と Zircaly-4 の金属相は直接接しないため、Zircaloy-4 金属相の溶融は抑制された。Zircaloy-4 の酸化相と金属相との界面付近を EPMA により観察したところ Fe, Cr, Zr, 等が検出され、厚さ 10μm 程度の液相を含む相が新たに形成していることが観察された。この結果から Zircaloy-4 表面に酸化相が存在する場合であっても Zircaloy-4 の酸化相中を溶融合金成分が拡散し、金属相とステンレス鋼系融体との反応と溶融はわずかに進行したことがわかった。

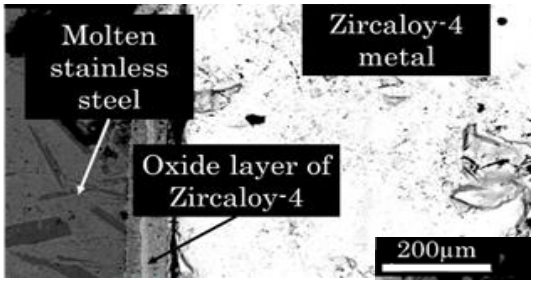


Fig.1 Cross sections of sample heated at 1300℃ for 60 min in H_2O/Ar atmosphere using Zircaloy-4

4. 結論 Zircaloy-4 表面に 100μm 厚の酸化相を生成し、ステンレス鋼系融体と接触する試験を行った。酸化相を生成することで金属融体と金属 Zircaloy-4 の接触が妨げられ、溶融が抑制された。しかし酸化相と金属相の境界では、Fe 等を含む融体の生成が確認され、酸化物相内をステンレス鋼系融体の成分が拡散することが示された。

本研究は、平成２７年度科学技術試験研究委託事業「沸騰水型軽水炉過酷事故後の燃料デブリ取り出しアクセス性に関する研究」において実施されたものです。

*Shigeru Ueda[1], Zheng Lichun[1], Kazuya Hosoi[1], Gao Xu[1], Shin-ya Kitamura[1] and Yoshinao Kobayashi[2]
[1]Tohoku Univ., [2]Tokyo Institute of Technology

沸騰水型軽水炉過酷事故における炉心溶融物の挙動
（3）実機条件検討と溶融物移行挙動

Melting behavior of reactor core during severe accident of BWR
(3) Analysis of accident condition and molten material relocation behavior

*中桐 俊男[1]，須藤 彩子[1]，吉川 信治[1]，阿部 雄太[1]，佐藤 一憲[1]
[1]日本原子力研究開発機構

福島第一原発２号機の事故時の炉容器内の温度・雰囲気組成の分布条件を検討し、模擬溶融物移行試験等により事故時溶融物移行挙動評価を行った。

キーワード：炉心溶融、構造材料、福島第一事故

1. 緒言

本研究では、RELAP/SCDAPSIM コードにより福島第一原発（以下、1F）２号機の事故時の炉容器内温度・雰囲気組成分布を時刻歴で評価するとととともに、制御棒由来のメタル系溶融物による制御棒リミッター部を模擬した破損試験結果や原子力機構で別途実施した模擬燃料集合体のプラズマ加熱試験結果を踏まえた事故時の溶融物移行挙動を評価した。

2. 研究内容

2-1. 福島２号機の炉容器内温度・雰囲気組成評価

RELAP/SCDAPSIM コードによる典型的な BWR 事故条件の結果を基に、燃料集合体から炉心下部支持構造部に至る領域の温度条件と雰囲気条件を評価した。解析体系を図１に、炉心支持板から 7.6cm 上の炉心部温度を図２に示すが、ステンレス鋼からなる炉心支持板等の融点の約 1,450℃まで温度上昇するのは約 8.5～9h 以降の Channel-1、Channel-2 である。また、図３に示すように炉心部の H_2O/H_2 比は 10^{-1}～10^{4} の範囲となり、高さ方向に小さくなり酸化性の低い雰囲気となることがわかる。この H_2O/H_2 比では ZrO_2、B_2O_3、FeO 等の酸化物が生成可能である。

2-2. 溶融物移行挙動評価

メタル系溶融物による制御棒リミッター部を模擬したステンレス試験体の破損は見られなかった。別途原子力機構で実施したプラズマ加熱試験では高融点のスラグ系溶融物の生成と下方への移行が確認されている。これらの結果から、1F 事故時の炉心支持板周辺構造物の破損は、炉心溶融開始後の比較的早い時刻で発生するメタル系溶融物ではなく、遅れて落下する高融点のスラグ系溶融物によるものと推定される。

本研究は、平成２７年度科学技術試験研究委託事業「沸騰水型軽水炉過酷事故後の燃料デブリ取り出しアクセス性に関する研究」において実施されたものです。

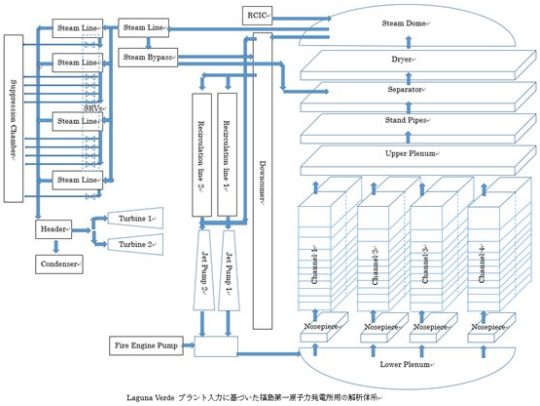


図１　解析体系図

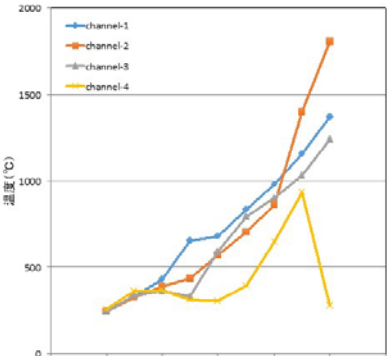


図２　炉心支持板直上部温度履歴

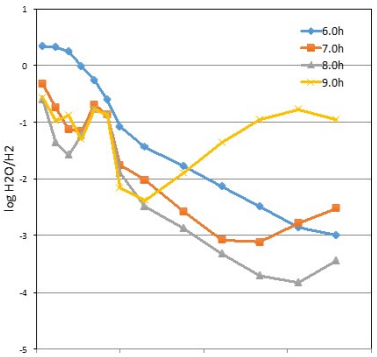


図３　炉心部 H_2O/H_2 比履歴

*Toshio Nakagiri[1], Ayako Sudo[1], Shinji Yoshikawa[1], Yuta Abe[1] and Ikken Sato[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：502-1 Nuclear Materials, Degradation, Radiation Effects, and Related Technology

Wed. Sep 5, 2018 10:50 AM - 11:55 AM JST | Wed. Sep 5, 2018 1:50 AM - 2:55 AM UTC | Room C B21 -B Building

[1C04-07] Stainless Steel 1

Chair:Katsuhiko Fujii(INSS)

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

[1C04] Fundamental technology development for evaluation of thermally ageing embrittlement of stainless steel welds used as pressure boundaries in nuclear power plants
(5) Summary

*Yutaka Watanabe[1], Toshiaki Horiuchi[2], Satoshi Minamoto[3], Hiroshi Abe[1], Masato Koshiishi[4] (1. Tohoku University, 2. Hokkaido University of Science, 3. NIMS, 4. NFD)

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

[1C05] Fundamental technology development for evaluation of thermally ageing embrittlement of stainless steel welds used as pressure boundaries in nuclear power plants
(6)Effects of thrmal aging and neutron irradiation on microstructural changes of stainless steel welds

*Hiroshi Abe[1], Yutaka Watanabe[1], Kazuma Hirata[1], Takamichi Miyazaki[1], Masato Koshiishi[4], Toshiaki Horiuchi[2], Satoshi Minamoto[3] (1. Tohoku Univ, 2. Hokkaido University of Science, 3. NIMS, 4. NFD)

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

[1C06] Fundamental technology development for evaluation of thermally ageing embrittlement of stainless steel welds used as pressure boundaries in nuclear power plants
(7) Development of prediction model for G phase precipitation

*Toshiaki Horiuchi[1], Satoshi Minamoto[2], Masato Koshiishi[3], Hiroshi Abe[4], Yutaka Watanabe[4] (1. HUS, 2. NIMS, 3. NFD, 4. Tohoku Univ.)

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

[1C07] Fundamental technology development for evaluation of thermally ageing embrittlement of stainless steel welds used as pressure boundaries in nuclear power plants
(8) Development of prediction model for spinodal decomposition

*SATOSHI MINAMOTO[1], Toshiaki Horiuchi[2], Hiroshi Abe[3], Yutaka Watanabe[3] (1. National Institute for Materials Science, 2. Hokkaido University of science, 3. Tohoku University)

11:50 AM - 11:55 AM JST | 2:50 AM - 2:55 AM UTC

Time reserved for Chair

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 (5) 概要

Fundamental technology development for evaluation of thermally ageing embrittlement of stainless steel welds used as pressure boundaries in nuclear power plants (5) Summary

*渡邉 豊[1]，堀内 寿晃[2]，源 聡[3]，阿部 博志[1]，越石 正人[4]
[1]東北大学，[2]北海道科学大学，[3]物質・材料研究機構，[4]日本核燃料開発

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、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組織変化評価の基盤技術を開発した。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した。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した。

2. 全体計画

（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. 成果の概要

ステンレス鋼溶接金属とステンレス鋳鋼との間で、熱時効硬化挙動（硬化速度ならびに最大硬さ）に大きな違いは無いと判断された。また、熱時効に中性子照射が重畳することで、単純熱時効条件と比較してスピノーダル分解ならびに G 相形成が加速されることを支持する結果が得られた。さらに、照射による過剰空孔の影響を加味したスピノーダル分解予測モデルとの連成により、過剰空孔が存在する母相から G 相が析出するモデルを構築し、本事業で得られた実験データを再現可能な熱時効予測モデルを構築した。

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「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], Hiroshi Abe[1], Masato Koshiishi[4]
[1]Tohoku Univ., [2]Hokkaido Univ. of Science, [3]National Institute for Materials Science, [4]Nippon Nuclear Fuel Development

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
(6) ステンレス鋼の熱時効硬化挙動ならびに照射材のミクロ組織調査

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

(6) Effects of thrmal aging and neutron irradiation on microstructural changes of stainless steel welds

*阿部 博志[1]，渡邉 豊[1]，平田一真[1]，宮崎孝道[1]，越石正人[4]、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，[4]日本核燃料開発

ステンレス鋼溶接金属の熱時効材について、フェライト相の硬さならびにミクロ組織を調査した。照射材を対象とした 3 次元アトムプローブ分析結果から、熱時効に中性子照射が重畳することで、単純熱時効条件と比較してスピノーダル分解ならびに G 相形成が加速されることを支持する結果が得られた。

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長期間の運転により、ステンレス鋳鋼と同様に熱時効脆化を起こすことが懸念される。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した。また、照射材を対象とした透過型電子顕微鏡（TEM）ならびに 3 次元アトムプローブ（3DAP）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評価した。

2. 実験方法

316L 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 300℃台前半の温度域を中心に最大で 12000 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すると共に、TEM 観察によりフェライト相内のミクロ組織変化を調査した。また、上記供試材について非照射・未時効材、非照射・時効（275℃・8000 時間）材、照射（5×10^{24} n/m^2、2×10^{22} n/m^2）・時効（275℃・8000 時間）材の 4 種類を準備し、TEM 観察ならびに 3DAP 分析によりミクロ組織を調査した。

3. 結果及び考察

本研究の範囲内では、ステンレス鋼溶接金属とステンレス鋳鋼との間で、熱時効硬化挙動（硬化速度ならびに最大硬さ）に大きな違いは無いと判断された。むしろ、鋼種（すなわちδ相成分）の影響の方がより大きいと考えられた。成分の観点からは、Mo が時効硬化の加速因子として働くことが示唆された。これは、これまで主にステンレス鋳鋼で報告されていた知見と整合する。照射材を対象とした 3DAP 分析においては、いずれの照射材においてもスピノーダル分解によるものと推察される Cr 濃度変調ならびに Ni-Mn-Si クラスター（G 相前駆体）の形成が認められた。一方で非照射材においては、時効の有無によらず有意なミクロ組織変化は認められなかった。すなわち、熱時効に中性子照射が重畳することで、単純熱時効条件と比較してスピノーダル分解ならびに G 相形成が加速されることを支持する結果が得られた。

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「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。

*Hiroshi Abe[1], Yutaka Watanabe[1], Kazuma Hirata[1], Takamichi Miyazaki[1], Masato Koshiishi[4], Toshiaki Horiuchi[2], Satoshi Minamoto[3]

[1] Tohoku Univ., [2] Hokkaido Univ. of Science, [3] National Institute for Materials Science, [4] Nippon Nuclear Fuel Development

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 (7) 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 (7) Development of prediction model for G phase precipitation

*堀内 寿晃[1]，源 聡[2]，越石 正人[3]，阿部 博志[4]，渡邉 豊[4]
[1]北海道科学大学，[2]物質・材料研究機構，[3]日本核燃料開発，[4]東北大学

G 相析出による 2 相ステンレス鋼の照射下熱時効劣化挙動を評価するために、熱力学データベースを新規開発して熱力学平衡計算を行うとともに、G 相析出のシミュレーションを行い、照射の影響を加味した G 相析出挙動を評価した。G 相析出挙動の計算結果は、本研究の実測値の傾向と良く一致した。

キーワード： 二相ステンレス鋼、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]、多成分系の G 相に関しての熱力学的な考察はこれまでほとんどなく、照射下における長期間の熱時効試験も容易ではない。本研究では熱力学データベースを新規開発して熱力学平衡計算を行うとともに、G 相析出のシミュレーションを行い、照射の影響を加味した G 相析出挙動を評価した。

2. 計算方法

本研究の実験で用いたステンレス溶接金属に対して、新規開発した熱力学データベースを使用して Thermo-Calc (ver. 2017b)により G 相の安定性に及ぼす空孔濃度、温度及び合金組成の影響を評価した。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 G 相析出挙動のシミュレーションを行った。界面エネルギー等の計算に必要なパラメータは、文献値及び本研究の実験結果を参考にして調整した。照射による過剰空孔の影響については拡散速度の増加という形でモデル化した。

3. 結果及び考察

熱力学平衡計算の結果、照射によりフェライト母相に過剰空孔が導入されても、G 相を含む各相の安定性にはほとんど影響がないことが示唆された。G 相析出挙動計算の結果は、本研究で得られた熱時効硬化挙動の実測値の傾向と非常に良く一致した。また、各熱時効時間に対する G 相のサイズ分布やフェライト相の各元素濃度等、長時間の熱時効における G 相析出及び成長挙動に関する様々な情報を取得できることが示された。さらに、照射下においては G 相析出開始時間が数百分の 1 になることが予測された。

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「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.

*Toshiaki Horiuchi[1], Satoshi Minamoto[2], Masato Koshiishi[3], Hiroshi Abe[4], Yutaka Watanabe[4]
[1]Hokkaido Univ. of Science, [2]National Institute for Materials Science, [3]Nippon Nuclear Fuel Development, [4]Tohoku Univ.

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 (8) 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 (8) Development of prediction model for spinodal decomposition

*源 聡[1]，堀内 寿晃[2]，越石 正人[3]，阿部 博志[4]，渡邉 豊[4]
[1]物質・材料研究機構，[2]北海道科学大学，[3]日本核燃料開発，[4]東北大学

照射下において空孔が過剰に存在する場合のフェライト相のスピノーダル分解が､2 相ステンレス鋼の照射下熱時効劣化挙動に及ぼす影響を評価するために、熱力学データベースや拡散に関する影響を考慮した上で二相分離の計算を行い、照射の影響を検討した。本研究の実測値からは照射によりスピノーダル分解が加速されることが確認されたが、本計算においても同様の傾向を得ることができた。

キーワード： 二相ステンレス鋼、スピノーダル分解、熱力学計算、相安定性

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スピノーダル分解を起こし熱時効脆化に影響を及ぼす可能性が示唆されている[1]が、照射によって導入される過剰空孔を考慮した報告はほとんどない状態である。本研究では成分系を Fe, Cr に絞り過剰空孔が導入された場合の Gibbs エネルギーの変化や拡散定数の変化を見積り、動力学的な計算を行うことで、スピノーダル分解の時間的、空間的な影響を評価した。

2. 計算方法

照射による過剰空孔の存在を仮定して、Fe-Cr 二元系合金のフェライト相に関して、Gibbs エネルギーと拡散定数の変化を見積り、スピノーダル組成の変化などを検討した。これらのパラメータを用いて動力学計算を行い、スピノーダル分解の可能性について検討を行った。

3. 結果及び考察

まず過剰空孔を含まない場合の相分離に関して、これまでの実験結果の知見との照合を行った。二相分離の可能性は、保持温度と Cr の濃度にも大きく依存することが相平衡状態図より示唆されるが、それを反映する結果となった。さらに過剰空孔が導入されると、過剰空孔がない場合と比較して、スピノーダル分解の速度は加速される傾向となった。これは、過剰空孔量と保持温度、さらに Cr 量によって大きく変化するが、数倍から数十倍の速さでスピノーダル分解が加速されることがわかった。

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「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] 桑野寿. "2 相ステンレス鋼の時効脆化と寿命予測." まてりあ 35.7 (1996): 747-752.

---

*Satoshi Minamoto[1], Toshiaki Horiuchi[2], Masato Koshiishi[3], Hiroshi Abe[4], Yutaka Watanabe[4]
[1]National Institute for Materials Science, [2]Hokkaido University of Science, [3]Nippon Nuclear Fuel Development, [4]Tohoku Univ.

General Meeting

Wed. Sep 5, 2018 12:00 PM - 1:00 PM JST | Wed. Sep 5, 2018 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room C B21 - B Building

[1C_GM]「材料部会」第37回全体会議

[1C_GM] General Meeting

General Meeting

[1C_GM] 「材料部会」第37回全体会議

Wed. Sep 5, 2018 12:00 PM - 1:00 PM Room C (B21 -B Building)

[1C_GM]General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

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

Wed. Sep 5, 2018 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 5, 2018 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room C B21 - B Building

[1C_PL] Roles of Materials Science and Engineering for Restart and Ensuring the Integrity of LWRs

Chair:Koji Fukuya(INSS)

[1C_PL01] Study on SCC from Viewpoint of Long-term Use in LWRs

*Yoshiyuki Kaji[1] (1. JAEA)

[1C_PL02] SCC Experience and Countermeasures in BWR Power Plants

*Junya Kaneda[1] (1. Hitachi GE)

[1C_PL03] SCC Experience and Countermeasures in PWR Power Plants

*Noriaki Sugimoto[1] (1. MHI)

2018年秋の大会

材料部会セッション

軽水炉の再稼働と健全性確保に向けた材料工学の役割

Roles of Materials Science and Engineering for Restart and Ensuring the Integrity of LWRs

（1）軽水炉材料の長期使用の観点からの SCC 研究

(1) Study on SCC from Viewpoint of Long-term Use in LWRs

*加治　芳行[1]

[1]日本原子力研究開発機構

軽水炉の再稼働と健全性確保に向けて、軽水炉の長期使用には、照射の影響も考慮した応力腐食割れ(SCC)の理解と適切な評価が重要となる。ここでは、ステンレス鋼の SCC 研究のこれまでの成果の概要と今後の展望について述べる。

キーワード：軽水炉材料、応力腐食割れ、照射誘起応力腐食割れ、長期使用、健全性評価

1. はじめに

平成 30 年 7 月現在、国内の原子力発電所の現状として、再稼働 9 基（原子炉稼働中 6 基、停止中 3 基)、原子炉設置変更許可済 5 基、新規制基準への適合性審査中 12 基、適合性審査未申請 12 基、廃炉決定済・見込み 22 基という状況である[1]。軽水炉材料、特に炉内構造材料として使用されるオーステナイトステンレス鋼は、中性子の照射を受けることでミクロ組織やミクロ組成の変化が生じて照射誘起応力腐食割れ(IASCC)や破壊靭性の低下等を引き起こす場合がある。軽水炉の長期使用には、照射の影響も考慮した応力腐食割れ(SCC)の理解と適切な評価が重要となる。ここでは、ステンレス鋼の SCC 研究の現状と展望について述べる。

2. ステンレス鋼の SCC 研究

SCC は、通常、材料・環境・応力の 3 因子がそろったときに起こるとされる割れ発生・進展現象である。材料因子としては、熱処理や溶接の入熱による粒界炭化物の形成とそれに伴う Cr 欠乏層の形成、粒界に特定の元素の偏析による粒界割れ感受性の増加、表面加工による硬化層の形成等が大きな影響を及ぼすことが知られている。応力因子としては、引張応力、特に溶接後の残留引張応力が問題とされている。腐食環境としては、溶存酸素や過酸化水素の形成等電位の上昇に関与する因子は全て大きな影響を及ぼす。

粒界型 SCC(IGSCC)の対策材として開発された低炭素ステンレス鋼においても SCC の発生が、1994 年頃から海外において報告され、2001 年には国内の BWR の低炭素ステンレス鋼製の炉心シュラウドの溶接線近傍にひび割れが発見されたことが報告された。この SCC 発生・進展のメカニズムに関して[2]、表面機械加工及び溶接による表面微細粒組織が形成され耐食性が劣化すること、表層に引張残留応力が形成されるが、TGSCC 発生しきい応力が約 600MPa であること、冷間加工率の増加により粒界がすべりやすくなることなどの知見が得られている。このようにある程度の理解は進んだものの、まだ明らかになっていない SCC 支配因子が多く残されている。例えば、SCC 挙動における長時間熱時効や水素の影響評価、上記の成果から有力視されている粒界すべりに基づく SCC モデルの検証、SCC き裂内部の局所水質の影響評価、の検討などがある[3]。

IASCC に関しては、材料・環境・応力の 3 因子が放射線の影響により変化する複雑現象である。特に、材料の性質が大きく変化することが重要である[4]。IASCC の発生感受性を示す SSRT 試験の粒界破面率や定荷重試験の発生しきい応力の照射量依存性と材料の性質、特に照射による硬さの増加量、転位ループ密

* Yoshiyuki Kaji [1]

[1] Japan Atomic Energy Agency

度、粗大すべり間隔、粒界偏析（Cr 欠乏、Ni 富化、Si 富化）の照射量依存性を比較すると、両者とも約20dpa まで大きく変化し、高照射量では飽和傾向で変化が小さくなるというほとんど同じ変化を示している。このことから特定の因子だけが IASCC の原因ではないことが示唆されている[5]。また、近年、分析機器の高精度化により、SCC き裂先端の変形挙動・酸化挙動の詳細観察がなされ、照射による局所変形と酸化の加速に関しての知見が蓄積されている。一方、研究炉の老朽化から中性子照射材のデータと知見が少なくなっている。その点で、既存の照射材のデータと知識の集約・整理を進めデータベース化することにより、物性の傾向式を導出することができ、既存知識の継承と規格基準への対応も可能となる。また、加速試験を中心とした実験室データと実機データの解離という課題を解決する方策として、実機廃炉材を用いた研究も今後進めていくべきである。

本発表では、これまで残されている SCC 支配因子に関する研究の現状等について説明するとともに、長期使用の観点から検討すべき今後の展望について述べる。

3. まとめ

長期利用に伴い、SCC を始めとする経年劣化事象のメカニズム解明研究を進め、60 年利用への外挿性の確認などを行うとともに、事象の複合・連鎖により発生する可能性のある潜在事象を予測するプロアクティブ材料経年劣化評価が重要となる。

参考文献

[1] 資源エネルギー庁ウェブサイト「日本の原子力発電所の状況」
http://http://www.enecho.meti.go.jp/category/electricity_and_gas/nuclear/001/pdf/001_02_001.pdf
[2] 鈴木俊一：「低炭素ステンレス鋼の SCC 発生・進展挙動とメカニズム」、原子力発電設備構造材料の経年変化に関する国内シンポジウム資料集、（社）日本溶接協会(2006)
[3] 塚田隆：「SCC 支配因子研究の新展開」、金属学会セミナー「原子炉材料の照射損傷－高経年化への対応－」資料集、（社）日本金属学会(2006)
[4] K. Fukuya, J. Nucl. Sci. Technol., Vol.50, No.3 (2013) pp.213-254.
[5] 福村卓也、三浦照光、藤井克彦、福谷耕司、INSSJOURNAL Vol. 24 (2017) pp.131-139.

2018年秋の大会

材料部会セッション

軽水炉の再稼働と健全性確保に向けた材料工学の役割

Roles of Materials Science and Engineering for Restart and Ensuring the Integrity of LWRs

（2）BWR プラントにおける SCC 事例と対策

(2) SCC Experience and Countermeasures in BWR Power Plants

*金田　潤也[1]

[1]日立 GE ニュークリア・エナジー株式会社

1. 緒言

応力腐食割れ（SCC）は、SCC 感受性のある材料、引張応力、腐食環境の重畳により発生する材料劣化事象である。BWR プラントでは、1970 年台に鋭敏化した 304 ステンレス鋼製配管で SCC が確認された。その対策として、低炭素ステンレス鋼を適用して鋭敏化による SCC は抑制されたが、塑性加工を要因とする SCC が顕在化した。また、Ni 基合金においても同様に鋭敏化による SCC が確認されたが、その後、Nb により C を安定化した対策材が適用されている。これらの材料対策の他に、残留応力改善および環境改善による SCC 対策が講じられている。以下に BWR プラントにおける SCC 事例とその要因、および対策方法について述べる。

2. BWR プラントにおける SCC 事例とその要因

2-1. 鋭敏化ステンレス鋼 SCC

1974 年にドレスデン 2 号機の 304 ステンレス鋼製再循環系配管に SCC が確認された。原因調査の結果、溶接熱による粒界 Cr 炭化物析出に伴う鋭敏化、溶接引張残留応力、炉水環境が要因であることが確認された。そこで、鋭敏化抑制のための材料開発が行われ、C 濃度が 0.020%以下で鋭敏化を抑制できることが明らかになった。また、C 濃度を低減した場合、強度が低下するため、強度を担保する目的で N を 0.12%以下添加した材料が開発された。これらの材料は Nuclear Grade（NG）ステンレス鋼と呼ばれ、炉内および圧力境界部などに適用されている。

2-2. 低炭素ステンレス鋼 SCC

鋭敏化を抑制した低炭素ステンレス鋼の適用による SCC 対策が取られたが、1990 年代に入って海外プラントで SCC が発生した。また、国内でも 2001 年以降に低炭素ステンレス鋼の SCC が炉心シュラウドおよび再循環系配管で顕在化した。原因究明の結果、グラインダー、機械加工あるいは溶接による表面近傍のひずみおよび硬さ上昇、溶接あるいは機械加工による引張残留応力、炉水環境が要因であることが明らかとなった。この対策として、製造段階での冷間加工を極力低減する施工管理および残留応力改善技術が適用されている。

2-3. Ni 基合金 SCC

Ni 基合金では、母材の溶接熱影響部および溶接金属において SCC が確認された。この原因は、鋭敏化ステンレス鋼と同様に、溶接熱による粒界 Cr 炭化物析出に伴う鋭敏化、溶接引張残留応力、炉水環境であることが確認された。Ni 基合金では、Nb 添加による C の安定化により鋭敏化を抑制した改良 600 合金および改良 182 合金が開発され、実機適用されている。また、182 合金より Cr 濃度が高く耐 SCC 性に優れる 82 合金でも Nb および C 量を管理した材料が適用されている。

2-4. 照射誘起 SCC（IASCC）

炉心近傍で使用されているステンレス鋼製制御棒では、ハンドルのローラピン部において熱鋭敏化や冷間加工が主因でない SCC が確認された。この事象は、照射損傷に伴う照射誘起偏析と照射硬化、すき間部

* Junya Kaneda[1]

[1] Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

での酸化物形成とその成長に伴う応力上昇、すき間部での腐食環境劣化が要因と考えられている。この対策として、製造時のすき間部での不純物付着抑制による腐食生成物生成抑制策がとられている。また、制御棒のシースおよびタイロッドにも IASCC と考えられるひびが認められている。そこで、照射損傷を抑制した材料開発の取り組みがなされているが、現在のところその適用には至っていない。

3. BWR プラントにおける SCC 対策

SCC 抑制のために、SCC 要因に基づき以下の対策が行われている。

3-1. 材料改善

前述のように鋭敏化を抑制した低炭素ステンレス鋼および C を安定化した Ni 基合金が開発され、実機に適用されている。また、冷間加工を低減したり、表面加工層を除去するための研磨などの製造管理が行われている。ステンレス鋼溶接金属は母材より耐 SCC 性に優れることから、配管内面などでは耐食性肉盛（Corrosion Resistant Cladding : CRC）が適用されている。耐 IASCC 材料としては、Ta 添加ステンレス鋼[1]などが開発されており、今後、実機適用が期待される。

3-2. 応力改善

溶接および機械加工による引張残留応力が SCC 要因であることから、残留応力低減を目的として以下の手法が開発、適用されている。

- HSW（Heat Sink Weld）：配管の初層溶接後、配管内を流水で冷却しながら開先を肉盛し、配管内面を圧縮応力とする方法。
- 狭開先溶接：開先を狭くして溶接歪を小さくすることにより残留応力を低減する方法
- IHSI（Induction Heating Stress Improvement）：配管溶接部の内面を流水で冷却しながら外面を誘導加熱コイルにより加熱した後、加熱をやめ、配管内面の引張残留応力を低減する方法
- ピーニング（Water Jet /Laser /Shot Peening）：弾性拘束された材料表面をキャビテーション崩壊に伴う衝撃波やショットの衝突などで塑性変形させ、圧縮応力を残留させる方法
- 研磨：研磨により表面近傍の残留応力を低減する方法

3-3. 環境緩和

BWR の炉内は高温純水環境にあり、腐食電位（Electrochemical Corrosion Potential : ECP）を低減することによる SCC 対策が進められている。通常、炉水は放射線分解により酸素および過酸化水素が生成されることから、酸化環境（Normal Water Chemistry : NWC）にある。これに対して、水素注入（Hydrogen Water Chemistry : HWC）により ECP を低減し、SCC を抑制することができる。しかし、水素の注入量が増えると主蒸気中の放射能（N-16）量が上昇するため、過度の水素注入は避けることが望ましい。そこで、白金の触媒効果を利用して少量の水素注入で効果的に ECP を低減する貴金属注入が開発され、米国ではほとんどの BWR プラントで適用されている。また、国内および欧州でも一部の BWR プラントで適用されている。また、近年では TiO_2 の触媒効果を利用した環境緩和技術も開発されている。

3-4. 取替・補修

SCC が発生した機器は、ひびの除去、補修溶接、タイロッドなどによる補強が行われている。また、機器そのものを新規のものと交換する取替も行われている。アクセスに制約のある炉内機器であっても、炉心シュラウド、シュラウドサポート、ICM ハウジング、CRD スタブチューブでは取替工法が開発、適用されている。

4. 結言

SCC はプラント寿命に影響を及ぼす可能性のある材料劣化事象である。その対策を講じる上で、まず事象の要因とメカニズムを明確にすることが重要である。そのために、実機サンプル調査、再現試験など材料工学的観点での詳細な調査が行われてきた。明らかにされた SCC 要因に対しては、それを取り除くための材料改善、応力改善、環境緩和の観点で材料開発、手法開発が行われてきた。SCC 抑制のためには、材料、応力、環境の要因のうち少なくとも一つの要因を取り除く必要があり、好ましくは複数の対策を組合

せて二つ以上の要因を同時に取り除くことが望まれる。SCC メカニズムは未だ解明しきれていない部分があり、継続的な研究開発が期待される。

参考文献

[1] J. Kaneda et al., 17th Int. Conf. on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems, "SCC and Crevice Corrosion Resistances of Tantalum-modified Stainless Steel", Ottawa, Ontario, Canada, August 9-12, 2015.

2018年秋の大会

材料部会セッション

軽水炉の再稼働と健全性確保に向けた材料工学の役割
Roles of Materials Science and Engineering for Restart and Ensuring the Integrity of LWRs

（3）PWR プラントにおける SCC 事例と対策

(3) SCC Experience and Countermeasures in PWR Power Plants

*杉本　憲昭[1]

[1] 三菱重工業株式会社

1. 緒言

原子力発電所を始めとしてトラブルの未然防止は重要なテーマであり、プラントの高経年化に伴う圧力容器や配管などの構成部位の余寿命診断、劣化緩和、補修も重要な課題となっている。運転時間に伴い損傷が顕在化するものとして応力腐食割れ（Stress Corrosion Cracking：SCC）があり、損傷の要因として、環境、材料、応力の３因子の重畳によるものと考えられている。近年、加圧水型原子炉（Pressurized Water Reactor：PWR）においても、高ニッケル合金 600（以下 600 合金）の応力腐食割れによる損傷事例が国内外において顕在化してきている。PWR プラント１次系水環境条件下での応力腐食割れは PWSCC（Primary Water SCC）と言われ、PWSCC 感受性を有している 600 合金が加工や溶接などによる高残留応力条件下で使用される場合に、損傷に至るものと考えられている。

長期安定運転に向け損傷・漏えいを防止するための劣化緩和として、応力改善技術、材料改善・取替技術の代表的な保全技術を述べる。

2. PWR プラントにおける SCC 対策

2-1. 応力改善技術

PWSCC 発生因子の一つである高残留応力への対策の一つとして、対象機器が施工時に気中環境の場合はショットピーニング、水中環境の場合はウォータジェットピーニングを適用し、１次系水接液面の引張残留応力を圧縮応力に改善している。ウォータジェットピーニングではキャビテーション崩壊時の衝撃圧にて、ショットピーニングではショット材の衝突力にて、材料表面に塑性ひずみを付与することで、内表面近傍を圧縮応力に改善できることを確認している。ショットピーニングにおいては深い応力改善効果と異物管理の容易化などを目的に、粒径の大きいショット材を用い、ショット材の駆動源としてコンパクトで大きな力を出せるピエゾ素子による超音波振動を用いた手法がある。

一方、配管など内表面にアクセスが困難な場合、外面からの応力改善手法が必要であり、その手法の一つとして、高出力レーザビームを外面に移動させながら照射し、外面を急速加熱することで板厚内温度差による熱膨張ひずみを用い、内面を圧縮応力に改善する手法（レーザ外面照射応力改善法）を開発している。この手法はレーザ照射による急速加熱を実現できることから、適切な条件を選定することにより内面の水冷効果を期待することなく、適用可能とする特徴を持つ。内表面の溶接部及び溶接部近傍の高い引張残留応力を圧縮応力に改善できることを確認している。

2-2. 材料改善・取替技術

材料を変更して１次系水接液表面に耐 PWSCC 性の優れた材料である高ニッケル合金 690（690 合金）を用いる対策がある。690 合金は 600 合金に対しクロム（Cr）量をおよそ倍量に増加させることで耐 PWSCC 性を向上させている。

---

* Noriaki Sugimoto [1]

[1] Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.

具体的には１次系水接液表面に肉盛溶接することで､600 合金を接液させないようにする環境遮断クラッディングと、取替による材料改善がある。劣化緩和技術の原子炉容器出口管台セーフエンド継ぎ手（600 合金）への適用例として、原子炉容器ノズル溶接部へのインレイ技術がある。流路確保や検査性確保のため、あらかじめ溝加工を行い、肉盛溶接を実施している。溶接後熱処理を不要にできる自動溶接による３層テンパービードクラッド溶接法を開発し実機に適用している。

耐 SCC 性の優れた材料を用いて製作した機器への一体取替としては、上部原子炉容器取替、蒸気発生器取替、炉内構造物取替等がある。一方で、一体取替が困難な場合や万一の損傷時の補修として、部分取替（例えば管台セーフエンド継ぎ手取替など）技術も開発している。部分取替は補修だけでなく、予防保全としての材料改善手法の一つとしても計画されている。一例として、加圧器台セーフエンド継ぎ手取替技術がある。600 合金継ぎ手を含む短管を撤去し、新たな短管を取付ける際に耐 SCC 性の優れた 690 合金溶接材料にて溶接する方法である。

3. 結言

応力改善技術、材料改善・取替技術の保全技術について述べたが、これら保全技術によって原子力発電プラントの安全性と信頼性を向上させ、長期間の運転にわたって経済的に運転を継続するのに役立つものと考える。今後とも、検査技術、劣化緩和・補修取替などの開発・検証を積極的に推進し、高度化・高性能化を進めていく。

参考文献

[1] Koji Okimura et al., “RELIABILITY OF WATER JET PEENING FOR ALLOY 600 PWSCC MITIGATION”, ASME PVP2012-78468.

[2] Takeshi Yamamoto et al., “APPLICATION OF USP TO STEAM GENERATOR NOZZLES”, ASME PVP2011-57495.

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：502-1 Nuclear Materials, Degradation, Radiation Effects, and Related Technology

Wed. Sep 5, 2018 2:45 PM - 3:35 PM JST | Wed. Sep 5, 2018 5:45 AM - 6:35 AM UTC | Room C B21 - B Building

[1C08-10] Stainless Steel 2

Chair:Yasuhiro Chimi(JAEA)

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

[1C08] Localized deformation of stainless steels neutron-irradiated in PWRs
- Comparison between baffle former bolt and flux thimble tube -

*Terumitsu Miura[1], Katsuhiko Fujii[1], Koji Fukuya[1], Yuji Kitsunai[2] (1. Instuitute of Nuclear Safety System, 2. Nippon Nuclear Fuel Development)

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

[1C09] Dose dependence of solute clusters in neutron-irradiated 316 stainless steels

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

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

[1C10] Mechanical Properties and Microstructural Changes of Improved Stainless Steel for JOYO Irradiated Next Generation Reactor

*Mitsutaka Nishimura[1], Ken-ichi Fukumoto[3], Hideki Matsui[2], Takashi Onitsuka[3] (1. University of Fukui, 2. Tohoku University, 3. Research Institute of Nuclear Engineering)

3:30 PM - 3:35 PM JST | 6:30 AM - 6:35 AM UTC

Time reserved for Chair

PWR 照射ステンレス鋼の局所変形挙動
- BFB 材と FTT 材の比較 -

Localized deformation of stainless steels neutron-irradiated in PWRs
- Comparison between baffle former bolt and flux thimble tube -

*三浦照光[1]、藤井克彦[1]、福谷耕司[1]、橘内裕寿[2]
[1]原子力安全システム研究所、[2]日本核燃料開発

PWR で照射されたバッフルフォーマボルト（BFB）材とシンブルチューブ（FTT）材を 320°C で 3%引張変形させた。ネッキング領域は FTT 材の方が狭く、伸びが同じでも局所ひずみは BFB 材より大きくなることが分かった。また、粒界近傍では局所方位差が大きくなったが、BFB 材と FTT 材で粒界近傍の方位差に大きな違いは認められなかった。

キーワード：照射誘起応力腐食割れ、ステンレス鋼、中性子照射、局所ひずみ、局所方位差

1. 緒言

照射誘起応力腐食割れ（IASCC）の発生試験には、高照射材の入手が可能な 316 ステンレス鋼製の FTT が試験材として多用されており、IASCC の発生応力は BFB 材に比べて FTT 材の方が低い傾向が報告されている[1]。BFB 材と FTT 材では結晶粒径と表面硬さおよび変形挙動に違いがあり、IASCC 挙動に影響する可能性が指摘されているが[1]、変形挙動の違いについては詳しく分かっていない。本研究では、BFB 材と FTT 材で IASCC 挙動が異なる原因を明らかにする一環として、320°C で BFB 材と FTT 材を引張変形させ、SEM 観察と EBSD 測定により変形挙動の違いを調べた。

2. 試験

PWR で 19dpa 照射された BFB 材と 17dpa 照射された FTT 材から、ゲージ部寸法がそれぞれ 2.5×0.9×0.5, t0.2mm の引張試験片を作製し、コロイダルシリカで表面研磨した後、320°C の大気中でひずみ速度 $4\times10^{-4}s^{-1}$、公称ひずみ 3%の引張試験を実施した。試験後、試験片表面の酸化膜を脱膜処理し、SEM 観察を行った。また、表面のすべり線による凹凸をコロイダルシリカによる再研磨で除去した後、EBSD 測定を実施して粒界近傍の局所方位差を評価した。

3. 結果

試験後のゲージ部の SEM 像を図に示す。BFB 材のネッキング領域は FTT 材より広く、局所ひずみは BFB 材では最大 6%であったが、FTT 材では最大 20%であった。局所ひずみが 5～6%の領域で局所方位差を調べた結果、粒界近傍では方位差が大きくなる傾向があり、粒内と粒界近傍での方位差の違いは BFB 材の方が大きかったが、粒界近傍の方位差は BFB 材と FTT 材で大きな違いは認められなかった。結晶粒径が大きい BFB 材では（BFB：74μm、FTT：10μm）、隣接粒が変形しても粒界近傍が局所的に変形して影響を緩和できるが、粒径が小さい FTT 材では隣接粒の変形を緩和できずに結晶粒全体が変形し、その隣の結晶粒へとせん断方向に変形が伝播していく可能性が考えられる。このため、FTT 材ではネッキング領域が狭く、局所方位差も粒内と粒界近傍で大きく異ならなかったと推測された。伸びが同じでも局所ひずみが大きくなる FTT 材の方が、IASCC を発生し易い可能性が考えられる。

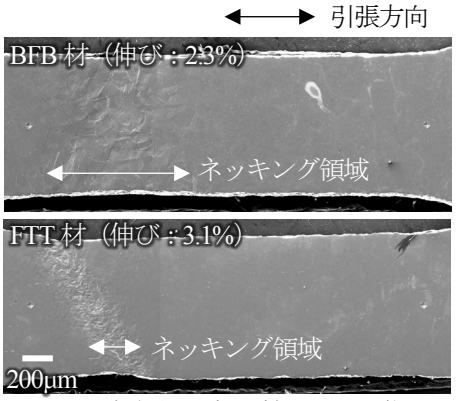


図　試験後のゲージ部の SEM 像

参考文献

[1] K. Takakura et al.,14th Int. Conf. on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems, Virginia Beach, VA, August 23-27, 2009.

*Terumitsu Miura[1], Katsuhiko Fujii[1], Koji Fukuya[1], Yuji Kitsunai[2]
[1]Instuitute of Nuclear Safety System, [2]Nippon Nuclear Fuel Development

照射ステンレス鋼の溶質原子クラスタの照射量依存性

Dose dependence of solute clusters in neutron-irradiated 316 stainless steels

*藤井 克彦，福谷 耕司
原子力安全システム研究所

実機軽水炉で照射されたステンレス鋼についてアトムプローブ(APT)分析を行い、溶質原子クラスタ形成に対する中性子照射の影響を調べた結果、低照射量から Ni-Si クラスタが形成し、照射量の増加に伴い Mn を含む Ni-Si クラスタが形成することが分かった。

キーワード：中性子照射、ステンレス鋼，アトムプローブトモグラフィ，溶質原子クラスタ

1. 緒言

軽水炉内構造物材料として使用されるオーステナイトステンレス鋼の中性子照射によるミクロ組織変化やミクロ組成変化は照射誘起応力腐食割れの発生や靭性の低下を引き起こす。このため、主として透過型電子顕微鏡(TEM)による評価が行われ、ミクロ組織変化に関しては転位ループやブラックドット、キャビティ、γ'析出物の形成について多くの報告がなされている。近年、原子レベルの空間分解能を有する質量分析法である APT 分析が中性子照射材やイオン照射材に対して試みられ、溶質原子クラスタの形成が報告されつつあるが数はまだ少ない。本研究では、最大 74dpa まで照射されたステンレス鋼を APT 分析で調べ、溶質原子クラスタの照射による変化を調べた。

2. 方法

供試材は国内軽水炉で照射された冷間加工 SUS316 ステンレス鋼である。材料組成(wt%)は Fe-0.04C-0.62Si-1.63Mn-0.022P-0.006S-12.6Ni-16.94Cr-2.22Mo であり、照射量は 3、11、35、53、74dpa である。APT の測定には、日本原子力研究開発機構の原子炉廃止措置研究センターの管理区域内に設置された CAMECA 社製の LEAP3000XHR を用いた。測定はレーザーパルスモードで行い、試料温度 35K、レーザー出力 0.3nJ、パルス周波数 200kHz とした。なお、測定用の針状の試料は集束イオンビーム加工装置を用いて作製した。

3. 結論

各照射量で Ni-Si クラスタが高密度にマトリックスに存在した。3dpa 照射材からクラスタは直径が 6~10nm の比較的大きなもの（Large cluster）と直径が 3~4nm の小さなもの（Small cluster）からなっていた。図に照射に伴うクラスタの数密度の変化を示す。クラスタの数密度の合計は小さなクラスタの増加に伴い増加したが、大きなクラスタは逆にわずかに減少した。また、クラスタの平均組成は各照射量でクラスタの大きさによらずほぼ同じであった。クラスタの大きさと数密度、平均組成は 11dpa 照射材、35dpa 照射材、53dpa 照射材および 74dpa 照射材でほぼ同じであり、11dpa 以上で飽和する傾向であったが、35dpa 以上の照射材で Mn を含む大きなクラスタが存在した。11dpa から 35dpa への照射量の増加に伴いクラスタの一部が変化することが示唆された。

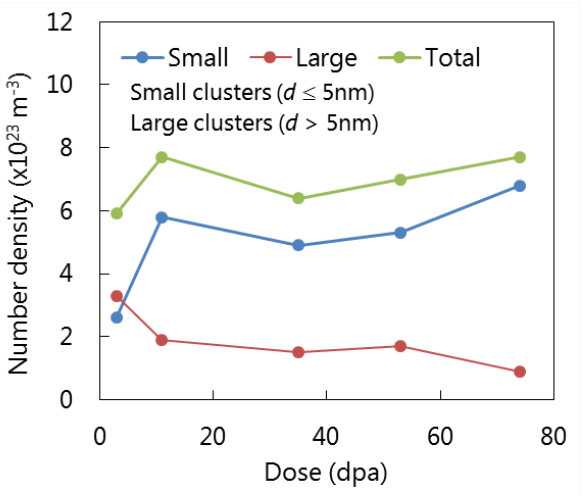


図 照射に伴うクラスタの数密度の変化

*Katsuhiko Fujii and Koji Fukuya
Institute of Nuclear Safety System, Inc.

常陽照射した次世代炉向け改良ステンレス鋼の機械的性質と微細組織変化

Mechanical Properties and Microstructural Changes of Improved Stainless Steel for JOYO Irradiated Next Generation Reactor

*西村　光隆[1]，福元　謙一[2]，鬼塚　貴志[2]，松井　秀樹[3]
[1]福井大学大学院，[2]福井大原子力研，[3]東北大学（名誉教授）

本研究では次世代炉向け改良ステンレス鋼について、中性子照射により生じる機械的性質と微細組織変化について調査を行った。

キーワード：ステンレス鋼，中性子照射

1. 緒言

次世代原子力システムとして高い熱効率と小型化が可能な超臨界水冷却炉（SCWR）が提案され、燃料被覆管としてステンレス鋼が検討されているが、温度範囲が広く中性子照射量が大きいことから被覆管材料の健全性がシステムの成立性を決定する重要な課題となっている。特に炉心環境における材料の劣化を予測する上で、超臨界水による腐食、重照射による照射損傷組織発達に伴う機械的特性の変化のデータの取得が望まれている。本研究では常陽炉で SCWR 運転温度における中性子照射により生じる機械的性質と微細組織変化について調査を行った。

2. 実験方法

試料は Ni 基合金およびステンレス鋼を用いた（SS310 鋼、Alloy690、Alloy625、T2 鋼（T6N）、T3 鋼（T6F）、H1 鋼、H2 鋼）。T2 鋼と T3 鋼は SUS310 をベースにしたもので T3 鋼は微細粒化したものである。H1 鋼は SUS316 に、H2 鋼は SUS310 に Zr を添加したものである。試料は SSJ 引張試験片（16x4x0.25mm）を用い、照射は常陽炉の CMIR-6 照射リグにて行われ、公称温度･公称線量の条件として、485℃･4.3x10^{25} n/m^2 および 668℃･4.3x10^{25} n/m^2 で行った。照射環境は液体 Na 雰囲気下で行われた。照射後室温にて引張試験と SEM による破面観察を行った。また、TEM により微細組織観察を行った。

3. 結果

図 1 は 485℃および 668℃で常陽炉照射された各種鋼と非照射材の室温引張試験により得られた降伏応力の比較図を示す。概ね 485℃照射において硬化が顕著であった。Alloy625 合金が最も硬化しており、伸びの低下も著しく SEM 破面観察において破断面は粒界割れをしており照射硬化の影響が最もみられた。図 2 は 485℃と 668℃で照射した Alloy625 合金の破断面である。TEM による微細組織観察の結果については発表にて報告する。

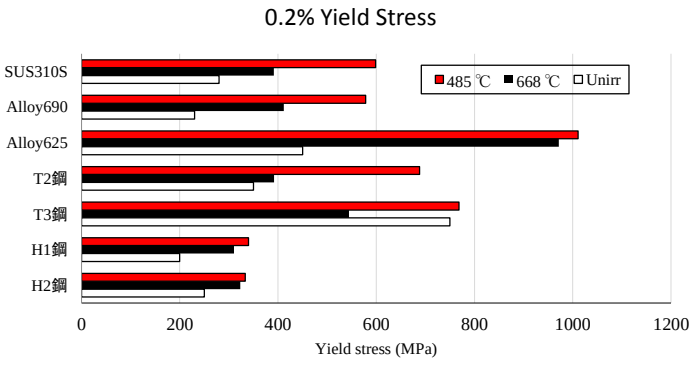


図 1　各種鋼の室温引張試験による降伏応力

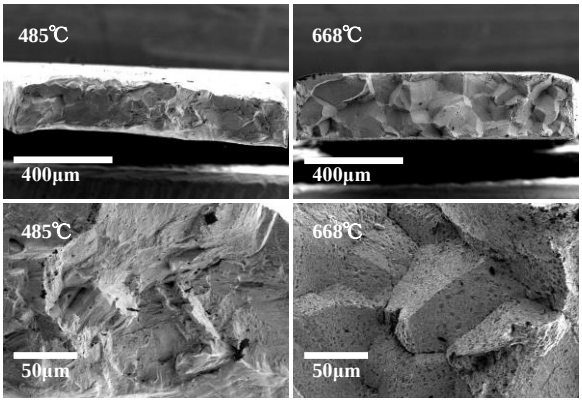


図 2　Alloy625 合金の破断面

参考文献

[1] Junya Kaneda, Shigeki Kasahara, Jiro Kuniya, Kumiaki Moriya, Fumihisa Kano, Norihisa Saito, Akio Shioiri, Tamaki Shibayama, Heishichiro Takahashi, “GENERAL CORROSION PROPERTIES OF TITANIUM BASED ALLOYS FOR THE FUEL CLADDINGS IN THE SUPERCRITICAL WATER-COOLED REACTOR (2005)

* Mitsutaka Nishimura[1], Ken-ichi Fukumoto[2], Takashi Oniduka[2] and Hideki Matsui[3]
[1]University of Fukui., [2]Research Institute of Nuclear Engineering., [3]Tohoku university.

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：502-1 Nuclear Materials, Degradation, Radiation Effects, and Related Technology

Wed. Sep 5, 2018 3:35 PM - 4:25 PM JST | Wed. Sep 5, 2018 6:35 AM - 7:25 AM UTC | Room C B21 - B Building

[1C11-13] Reactor Pressure Vessel 1

Chair:Naoyuki Hashimoto(Hokkaido Univ.)

3:35 PM - 3:50 PM JST | 6:35 AM - 6:50 AM UTC

[1C11] Physical property measurements and crystallographic analysis of G-phase $Ni_{16}Si_7Mn_6$

A fundamental study for improving the precision of embrittlement lifetime prediction of reactor pressure vessels

*Yoshitaka Matsukawa[1], Masatake Yamaguchi[2], Yoshiya Homma[1], Fumihiro Nakamori[3], Hiroaki Muta[3], Daichi Ito[1], Yuji Ohishi[3], Yoshinao Kobayashi[4] (1. Tohoku University, 2. Japan Atomic Energy Agency, 3. Osaka University, 4. Tokyo Institute of Technology)

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

[1C12] Microstructure analysis using X-ray absorption on HAZ of ion-irradiated RPV steel

*Yoosung Ha[1], Keiko Iwata[1], Hisashi Takamizawa[1], Yoshihiro Okamoto[1], Iwao Shimoyama[1], Mitsunori Honda[1], Satoshi Hanawa[1], Yutaka Nishiyama[1] (1. JAEA)

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

[1C13] Irradiation embrittlement of RPV steel model alloys with different Cu,Ni levels and recovery behavior by thermal treatment

*Yusuke Goya[1], Hideo Watanabe[2], Takuya Yamamoto[3], Takuya Tsuru[1] (1. Kyushu Univ, 2. RIAM, Kyushu Univ, 3. University of California, Santa Barbara)

4:20 PM - 4:25 PM JST | 7:20 AM - 7:25 AM UTC

Time reserved for Chair

G 相（$Ni_{16}Si_7Mn_6$）の物性測定と結晶構造解析：軽水炉圧力容器の脆化寿命予測の高精度化に資する基礎研究

Physical property measurements and crystallographic analysis of G-phase $Ni_{16}Si_7Mn_6$: A fundamental study for lifetime prediction of reactor pressure vessel steels undergoing irradiation-induced embrittlement

*松川 義孝[1], 山口 正剛[2], 本間 佳哉[1], 中森 文博[3] 牟田 浩明[3], 井藤 大智[1], 大石 佑治[3], 小林 能直[4]

[1]東北大学・金研, [2]原子力研究開発機構, [3]大阪大学, [4]東京工業大学

原子炉圧力容器鋼の照射脆化の引き金となる析出物 “G 相（Ni16Si7Mn6）”のバルク材をアーク溶解で作成し、物性測定を行った結果について報告する。第一原理計算の結果と比較した結果についても言及する。

キーワード： 圧力容器、脆化、析出物、物性、状態図

軽水炉の圧力容器本体を構成する低合金鋼（A533B など）の照射脆化の主な要因は、照射と長時間時効の相乗効果で生じるナノサイズの析出物である。運転開始直後の数年間は主に Cu が析出するが、30–40 年経過すると Cu はあらかた枯渇し、代わりに Ni と Mn、Si などが析出し始める[1]。この Ni-Mn-Si 析出物は、これまで長い間素性がわからず、便宜上 late-blooming phase と呼ばれてきたが、2013 年頃から、これは金属間化合物 G 相（$Ni_{16}Si_7Mn_6$）と考えるのが妥当であると指摘する報告が目立つようになってきた[2]。この最新の知見を考慮すると、圧力容器の脆化寿命予測の精度を向上させるための具体的な指針の一つとして、G 相の析出メカニズムを明らかにし[3]、それを踏まえて析出の予測精度を向上させることが有効であると考えられる。そのためには、析出の熱力学的な駆動力を正確に評価することが必要不可欠であるが、現状では G 相の物性についての情報が乏しいため、計算結果の妥当性を検証することが困難である。本研究では、G 相そのものの単相インゴットをアーク溶解で作成し、融点や比熱、熱膨張係数、破壊靭性といった物性データを取得し、さらに自由エネルギーを実験で導出することを試みた。実験データを Thermo-calc などの状態図計算に反映させることが、本研究の最終的な目標である。Thermo-calc の既存のデータベース（TCFE8）で算出した G 相の融点は、実際の融点とは約 800 K も異なることが明らかとなった。また、G 相は非常に脆く、インゴットに少しでもクラックが入ると、素手でも簡単に割れてしまうことが明らかとなった。実験及び熱力学計算と並行して第一原理計算も行い、シミュレーションで実験データをどこまで正確に再現できるのかも評価した。G 相の単位胞を構成する原子の数は 116 もあり、さらに磁性の取り扱いにも配慮しなくてはならないため、大規模な第一原理計算が必要になる。今回の発表は、原子力学会における本研究プロジェクトの最初の報告であるため、主に概要と展望について紹介する予定である。

本発表の一部は科研費（16K06767 と 17H03375）と ISIJ 鉄鋼助成金（第 26 回）の成果である。

参考文献

[1] Zinkle, S. J. & Was, G. S. *Acta Mater.* **61**, 735–758 (2013). [2] Sprouster, D. J. et al. *Scripta Mater.* **113**, 18–22 (2016).
[3] Matsukawa, Y. et al. *Acta Mater.* **116**, 104–113 (2016).

*Yoshitaka Matsukawa[1], Masatake Yamaguci[2], Yoshiya Homma[1], Fumihiro Nakamori[3], Hiroaki Muta[3], Daichi Ito[1], Yuji Ohishi[3], Yoshinao Kobayashi[4]; [1]Tohoku University, [2]Japan Atomic Energy Agency, [3]Osaka University, [4]Tokyo Institute of Technology

イオン照射した原子炉圧力容器鋼溶接熱影響部の X 線吸収を用いた微細組織分析

Microstructure analysis using X-ray absorption on HAZ of ion-irradiated RPV steel

*河　侑成，岩田　景子，髙見澤　悠，岡本　芳浩，下山　巖，本田　充紀，
塙　悟史，西山　裕孝
日本原子力研究開発機構

原子炉圧力容器鋼の溶接熱影響部 (HAZ) について、広域 X 線吸収微細構造(EXAFS)解析を用いて、イオン照射による溶質原子周辺の構造変化を調べた。

キーワード：圧力容器鋼、溶接熱影響部、X 線吸収微細構造、イオン照射

1. 緒言

原子炉圧力容器鋼の溶接熱影響部 (HAZ) では、熱履歴に応じて組織が分布している。HAZ の照射硬化やメカニズムを知るには HAZ の組織毎の照射による微細構造変化を調べることが重要である。EXAFS は、X 線のエネルギーを連続的に変えながら入射し、元素固有のエネルギーで内殻電子が励起される際の吸収エネルギーについて透過 X 線または蛍光 X 線から分析する手法であり、特定元素に着目して結合距離や化学状態の情報を取得できる。3 次元アトムプローブなどではナノオーダー領域における溶質原子クラスター等が観察できるが、EXAFS では観察する領域の平均的な情報として非破壊的に評価できる。本研究では、ステンレスオーバーレイクラッド (以下、クラッド) 直下に生じる HAZ の未照射材及びイオン照射材に対して、EXAFS による特定元素の X 線吸収スペクトルを取得し、微細構造の変化を調査した。

2. 実験

低合金鋼 (Cu: 0.16wt.%) のクラッド直下の HAZ に対して、290℃で 2.8 MeV の Fe^{2+}イオン照射を行った。損傷量は照射表面から 600 nm の深さにおいて約 0.5 dpa であった。放射光施設 (KEK PF BL-27B) において、未照射材及び照射材に対する X 線の入射角を 45 度とした蛍光法を用いて Cu *K* 吸収端 (8984 eV)、Mn *K* 吸収端 (6539 eV) 及び Mo *K* 吸収端 (20003 eV) の EXAFS 測定を実施した。取得した X 線吸収スペクトルの解析には WinXAS 3.2 を使用した。

3. 結果

図 1 に Cu *K* 吸収端と Mn *K* 吸収端の未照射材及び照射材のフーリエ変換スペクトルを示す。また、実験結果と比較するため、XAFS 理論計算ソフト FEFF により中心原子を Cu に置換した Fe の bcc 型結晶構造(bcc Fe-Cu)や空孔型欠陥を想定した結晶構造(bcc Fe-Cu-欠陥型)の理論フーリエ変換スペクトルを示す。Cu *K* 吸収端のスペクトルについて、照射材のピーク高さは未照射材に比べ全体的に減少しており Cu 原子周囲の原子配列の乱れの増加もしくは配位数が減少したことが判る。FEFF によるモデル計算の結果も同様であることから、イオン照射により空孔型欠陥が生成し、Cu 溶質原子は空孔型欠陥との複合体で存在する可能性が示唆された。また、Mn *K* 吸収端のスペクトルでは照射による変化が認められないことから、溶質原子の中でも Cu と照射欠陥の親和性が高いものと考えられる。一方、Mo *K* 吸収端のスペクトルについて、未照射材では熱履歴に応じて分布する HAZ の各組織により違いが認められ、Mo 系炭化物の分布が HAZ の組織によって異なることが推測された。なお、イオン照射による Mo *K* 吸収端のスペクトルには未照射材と比較して有意な変化が認められなかった。

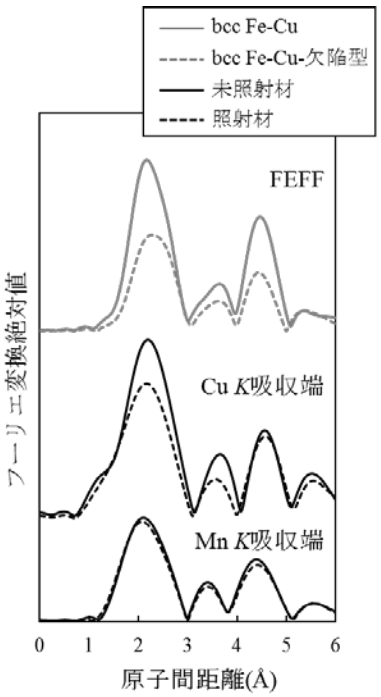


図 1　Cu *K* 吸収端、Mn *K* 吸収端のフーリエ変換後スペクトル及び FEFF による理論スペクトル

---

*Yoosung Ha, Keiko Iwata, Hisashi Takamizawa, Yoshihiro Okamoto, Iwao Shimoyama, Mitsunori Honda, Satoshi Hanawa, Yutaka Nishiyama
Japan Atomic Energy Agency

照射による原子炉圧力容器鋼の Cu,Ni 添加効果と熱処理による回復挙動

Irradiation embrittlement of RPV steel model alloys with different Cu,Ni levels and recovery behavior by thermal treatment

*合屋　佑介[1]，都留　拓也[1]，渡辺　英雄[2]，山本　琢也[3]
[1]九州大学，[2]九州大学　応用力学研究所，[3]カリフォルニア大学サンタバーバラ校

原子炉圧力容器鋼モデル合金材に，中性子照射または重イオン照射し，添加元素による脆化効果ならびに熱処理による脆化回復から溶質元素クラスターの挙動について検討した。

キーワード：照射脆化，重イオン照射，原子炉圧力容器鋼，中性子照射

1. 緒言

原子炉圧力容器鋼（以下、RPV 鋼）は，運転中に中性子照射を受けることにより，照射欠陥が形成され，高経年化に伴い脆化する．この照射脆化の主要因の一つとして，鋼材中の不純物である Cu や他の添加元素の集合体から成る照射欠陥クラスターの形成が挙げられる．この照射欠陥クラスターは，APT 観察などにより，Cu や Ni，Mn，Si などが集積していることが確認されている．本研究では，Cu や Ni が実用鋼に及ぼす影響について調べるために，IVAR プログラムで使用されている Cu および Ni 含有量の異なる RPV 鋼モデル合金材の中性子照射や重イオン照射を行い，照射脆化と熱処理による回復挙動を検討した．

2. 実験方法

試料は BR2 炉で中性子照射した Ni の含有量が異なる 4 種類（LA 材，LB 材，LC 材，LD 材）と Cu の含有量が異なる 3 種類（LG 材，LH 材，LI 材）の RPV 鋼モデル合金を用いた．照射条件は，照射温度が 290℃，照射量が 8.28×10^{23}[n/m^2]（約 0.16dpa）である．これらの試料と重イオン照射で照射した試料の内部組織観察を収差補正電子顕微鏡にて行った．

中性子照射済み（BR2）試料の脆化回復実験には日本電子株式会社製の加熱ホルダーを用いて，試料温度を 290℃から 600℃まで 50℃刻みで 30 分間，真空中（約 3.0×10^{-4}[Pa]）で熱処理し，それぞれの熱処理が終わった時点でビッカース硬さ試験機を用いて硬度測定を行った．

3. 結果と考察

図 1 に，BR2 試料と IVAR による硬度変化の照射量依存性を示す．この結果は，IVAR の傾向とは異なり，Cu 濃度が低い LG 材は急激な硬度上昇を示している．これは，照射速度の違いによるものだと推測される．

BR2 試料の Cu 濃度依存性の熱処理による脆化回復結果を図 2 に示す．図 2 では Cu 濃度の低い材料の硬度は 350℃から大きく低下しているのに対し，Cu 濃度の高い LC 材は 350℃まで硬度低下を示さない．この結果から，Cu を含まないクラスターは Cu を含むクラスターより早く消失していることがわかる．さらに，Ni 濃度依存性については，Ni 濃度の低い LA 材は 400℃付近からゆるやかに硬度低下を示すのに対し，Ni 濃度の高い LC，LD 材は 450℃付近で大きく硬度低下をしている．また，実用 RPV 鋼である A533B 材の熱処理による硬度低下のピークは約 450℃付近であり，LA 材や LG 材は挙動が異なる．以上から，Cu や Ni 濃度の低い材料ではクラスターの消失温度領域が異なると予想でき、今後内部組織観察を行う．

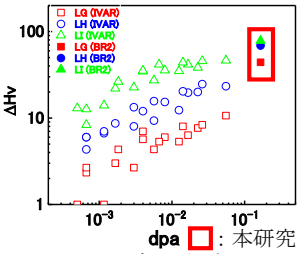


図 1．照射量依存性

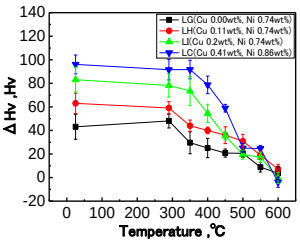


図 2．回復挙動の Cu 濃度依存性

*Yusuke Goya[1], Takuya Tsuru[1], Hideo Watanabe[2], Takuya Yamamoto[3]
[1]Kyushu Univ., [2]RIAM, Kyushu Univ., [3]University of California, Santa Barbara.

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：502-1 Nuclear Materials, Degradation, Radiation Effects, and Related Technology

Wed. Sep 5, 2018 4:25 PM - 5:30 PM JST | Wed. Sep 5, 2018 7:25 AM - 8:30 AM UTC | Room C B21 - B Building

[1C14-17] Reactor Pressure Vessel 2

Chair:Koji Fukuya(INSS)

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

[1C14] FY2017 Investigation for Improvement of Evaluation Methods of Irradiation Effects on Reactor Pressure Vessel and Core Internals

(1) Through-wall fracture toughness distribution of decommissioned Zion Unit 1 reactor pressure vessel material

*Masato Yamamoto[1], Tomohiro Kobayashi[1] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry)

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

[1C15] FY2017 Investigation for Improvement of Evaluation Methods of Irradiation Effects on Reactor Pressure Vessel and Core Internals

(2) Through-wall microstrcutural changes of decommissioned Zion Unit 1 RPV steel due to neutron irradiation

*Tomohiro Kobayashi[1], Kenji Nishida[1], Masato Yamamoto[1] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry)

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

[1C16] FY2017 investigation for improvement of evaluation methods of irradiation effects on reactor pressure vessel and core internals

(3) Correlation between microstructure and yield strength in neutron irradiated austenitic stainless steels

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

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

[1C17] FY2017 Investigation for Improvement of Evaluation Methods of Irradiation Effects on Reactor Pressure Vessel and Core Internals

(4) Evaluation of metallographic structure in each part in the thickness direction of JRQ material

*Kenta Nishimoto[1], Tomohiro Kobayashi[1], Masato Yamamoto[1], Kenji Nishida[1], Yasufumi Miura[1] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry)

5:25 PM - 5:30 PM JST | 8:25 AM - 8:30 AM UTC

Time reserved for Chair

平成 29 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）Zion 発電所 1 号機圧力容器廃炉材の板厚方向破壊靭性分布

FY2017 Investigation for Improvement of Evaluation Method of Irradiation Effects on Reactor Pressure Vessel and Core Internals

(1) Through-wall fracture toughness distribution of decommissioned Zion Unit 1 reactor pressure vessel material

*山本 真人[1]、小林 知裕[1]

[1]電力中央研究所

米国で廃炉となった Zion 発電所 1 号機の圧力容器母材を対象に板厚各部の破壊靭性を評価した。加圧熱衝撃事象等で対象とする内表面近傍では監視試験で使用する 1/4 厚さより破壊靭性が高いことを確認した。

キーワード：原子炉圧力容器鋼、廃炉材、破壊靭性、マスターカーブ法、超小型 C(T)試験片

1. 緒言

加圧熱衝撃等に対する健全性評価部位である圧力容器内面近傍は、照射脆化監視試験片[1]の採取位置である板厚の 1/4 厚さと比べて破壊靭性の実力値が高い可能性がある。マスターカーブ法(MC 法)と外形寸法 4×10×9.6mm の超小型 C(T)試験片（Mini-C(T)試験片）による破壊靭性の直接評価技術[2]を活用し、15 有効炉年の商用運転後に廃却された実機圧力容器母材[3]の板厚方向の破壊靭性分布を明らかにした。

2. 実験

210mm の板厚を 17 層に分割し、内面側から 1, 2, 3, 4, 5, 7, 16 および 17 層目から T-L 方位、1, 2, 3, 4, 5 および 7 層目から L-S 方位の Mini-C(T)試験片を、それぞれ 18 体作製した（図 1）。延性-脆性遷移の評価指標である参照温度 T_0 を、各層毎、方位毎に MC 法にて評価し、その板厚方向分布を得た。

3. 結果

図 2 のとおり、全ての層、全ての方位について、有効な T_0 が評価された。監視試験片の採取方位として定められている T-L 方位は、板厚方向への亀裂進展における実力値である L-S 方位に対し、ほぼ同等かそれ以下の靭性（同等以上の T_0）を持ち、1/4 厚さ以外の部位に対しても T-L 方位で保守的に評価できることが確認された。圧力容器内表面近傍は、板厚中央に比べ脆化が大きいにもかかわらず高い破壊靭性（低い T_0）を示した。両者の差は 30～40℃であり、内表面近傍の照射条件で換算して凡そ 15 有効炉年分の照射脆化量に相当する。当該発電所では監視試験材料を用いた脆化評価により、その全運転期間の脆化量に相当する潜在的な保守性を有していたことが明らかとなった。

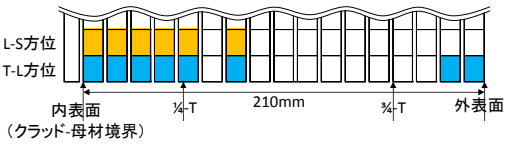


図 1　板厚方向の試験片採取位置

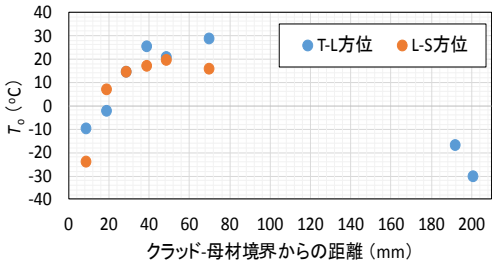


図 2 板厚方向の T_0 の分布

参考文献

[1] 日本電気協会規程 JEAC4201-2007(2013)

[2] Yamamoto, et al., ASTM STP1576, STP157620140020 (2015)

[3] Rosseel, et al., ORNL/TM-2016/240(2016)

*Masato Yamamoto[1] and Tomohiro Kobayashi[1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

本成果は、経済産業省資源エネルギー庁の平成 29 年度原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業（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）により得られたものである。

平成 29 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）Zion 発電所 1 号機圧力容器鋼の板厚方向各部における中性子照射に伴うミクロ組織変化

FY2017 Investigation for Improvement of Evaluation Method of Irradiation Effects on Reactor Pressure Vessel and Core Internals

(2) Through-wall microstructural changes of decommissioned Zion Unit 1 RPV steel due to neutron irradiation

*小林　知裕[1]、西田　憲二[1]、山本　真人[1]

[1]電力中央研究所

Zion 発電所 1 号機から採取した圧力容器鋼の板厚各部における硬さおよび溶質原子クラスターの形成を評価した。圧力容器内表面に最も近い位置から採取した試験片の硬さは約 237HV を示し、容器内表面から容器内部に進むにつれて硬さが低下した。材料中には、鉄を主体にニッケル、マンガン、シリコンおよび銅を含むクラスターが形成しており、その大きさは 2.8～2.9 nm であった。

キーワード：原子炉圧力容器鋼、廃炉材、アトムプローブ、硬さ

1. 緒言

原子炉圧力容器に対する現行の加圧熱衝撃評価が有する裕度を明確化するため、前報[1]では、試験炉照射された圧力容器鋼模擬材の機械的特性およびミクロ組織を調査し、圧力容器内表面および内表面から板厚 1/4 深さ位置（1/4-T）における中性子照射前の延性脆性遷移温度の差が、現行評価手法の持つ裕度となる可能性があることを報告した。続いて、本報では米国で廃炉となった Zion 発電所 1 号機の圧力容器母材を対象とし、圧力容器の板厚各部から採取した試験片について、硬さおよび溶質原子クラスターの形成を評価した結果を報告する。

2. 実験

210 mm 厚さの圧力容器鋼を板厚方向に対して 17 層に分割した。容器内表面側から 1、2、3、4、5 および 7 層目の材料に対して、硬さ試験を行うと共に、1、2 および 5 層目の材料については、アトムプローブにより溶質原子クラスター形成を評価した。これらの材料のクラッド-母材境界からの距離は、それぞれ 9、19、29、39、49 および 70 mm であり、照射量は、6.4、5.8、5.3、4.8、4.4 および 3.6×10^{18} n/cm^2（E > 1 MeV）と見積もられる。

3. 結果

容器内表面に最も近い 1 層目から採取した試験片の硬さは、約 237HV を示し、容器内部に進むにつれ、硬さが低下する傾向を示した。1 層目および 2 層目、1/4-T 付近の 5 層目から採取した何れの試験片も、鉄を主体にニッケル、マンガン、シリコンおよび銅を含むクラスターが形成していた。各試験片中のクラスターの平均直径は 2.8～2.9 nm とほぼ同程度であったが、クラスター数密度および体積率は容器内表面側から採取した試験片の方が若干高い結果となった。

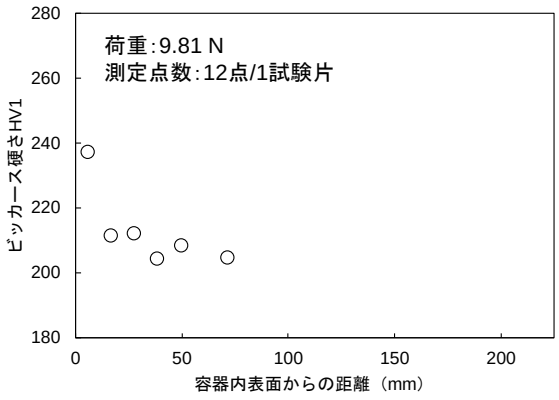


図 1　ビッカース硬さ HV1 の板厚方向分布

本成果は、経済産業省資源エネルギー庁の平成 29 年度原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業（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）により得られたものである。

参考文献

[1] 小林他, 日本原子力学会 2017 年秋の大会, 2I01 (2017).

*Tomohiro Kobayashi[1]、 Kenji Nishida[1] and Masato Yamamoto[1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

平成 29 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オーステナイト系ステンレス鋼のミクロ組織と降伏強度の相関

FY2017 investigation for improvement of evaluation methods of irradiation effects on reactor pressure vessel and core internals

(3) Correlation between microstructure and yield strength in neutron irradiated austenitic stainless steels

*宮原 勇一[1]，西田 憲二[1]，陳 思維[1]，藤井 克彦[2]

[1]電力中央研究所，[2]原子力安全システム研究所

高速炉で照射されたオーステナイト系ステンレス鋼のミクロ組織を透過型電子顕微鏡(TEM)観察とアトムプローブトモグラフィー(APT)分析により評価した。照射に伴う降伏強度の増分は、前報[1]の熱中性子炉で照射されたステンレス鋼と同様にオロワン機構に基づいて推定できることを確認した。

キーワード：オーステナイト系ステンレス鋼，中性子照射，アトムプローブ，TEM，降伏強度

1. 緒言

前報[1]では、熱中性子炉（JMTR）で照射されたステンレス鋼において、クラスターの強度因子 α を一定値の 0.068 とすることでオロワン機構に基づいた降伏強度増分の推定が可能となることを報告した。本報では、高速炉（BOR-60）で照射された市販純度（CP）のステンレス鋼の結果を報告する。

2. 実験

米国の CIR プロジェクトにおいて高速炉（BOR-60）で約 5～47dpa 照射されたステンレス鋼（CIR CP316 と CIR CP304L）の TEM 観察と APT 分析を実施し、ミクロ組織と降伏強度増分の相関について検討した。

3. 結果

TEM では、ブラックドット、完全転位ループおよびフランクループが観察され、一部の試料ではγ'相が観察された。APT では、ニッケルとシリコンが濃化したクラスター（Ni-Si クラスター）と一部の試料で銅が濃化したクラスター（Cu クラスター）が観察された。表 1 に観察したミクロ組織のサイズと数密度の範囲を示す。また、降伏強度増分の実測値と前報と同様の手法で推定した計算値の関係を図 1 に示す。図中の Ref.は、文献の TEM 観察結果を用いて評価している。照射前の加工度が高い CIR CP316 において計算値が高い傾向にあるが、クラスターの強度因子を 0.068 とした前報と同様の手法で降伏強度の増分を比較的良く推定できることが確認された。

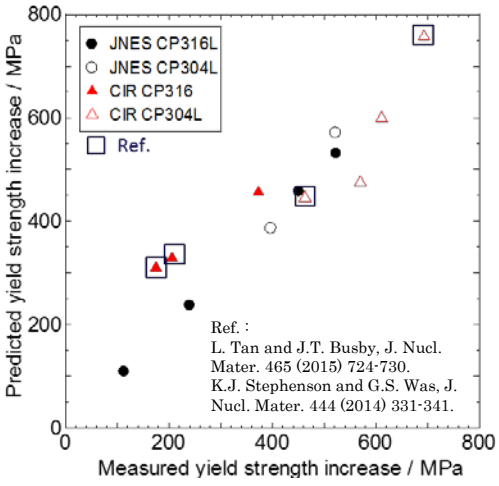


図 1 降伏強度増分の実測値と計算値

表 1 CIR プロジェクト材で観察されたミクロ組織の平均サイズと数密度の範囲

	ブラックドット 完全転位ループ	フランクループ	γ'	Ni-Si クラスター	Cu クラスター
サイズ（nm）	5.5～5.8	7.7～9.8	～6.1	2.6～8.6	2.0～2.5
数密度（m^{-3}）	$1.0～1.4×10^{23}$	$5.9～8.3×10^{22}$	$～5.7×10^{21}$	$1.7～6.8×10^{23}$	$4.6～9.5×10^{23}$

本成果は、経済産業省資源エネルギー庁の平成 29 年度原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業（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）により得られたものである。

参考文献

[1] 宮原他，日本原子力学会 2017 年秋の大会，2I03 (2017).

*Yuichi Miyahara[1], Kenji Nishida[1], Siwei Chen[1] and Katsuhiko Fujii[2]
[1]CRIEPI, [2]INSS

平成 29 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
（4）圧力容器鋼 JRQ 材の板厚方向各部における金属組織評価

FY2017 Investigation for Improvement of Evaluation Methods of Irradiation Effects on Reactor Pressure Vessel and Core Internals

(4) Evaluation of metallographic structure in each part in the thickness direction of JRQ material

*西本 健太[1]、小林 知裕[1]、山本 真人[1]、西田 憲二[1]、三浦 靖史[1]

[1]電力中央研究所

原子炉圧力容器鋼を模擬した IAEA 標準材 JRQ 材の板厚方向各部における機械的特性の差に寄与する組織要因を明らかにするため、金属組織を詳細に評価した。板厚 225 mm の JRQ 材の板厚表面近傍では、筋状の組織が認められず、化学成分も概ね均一に分布していたが、24 mm 以上内部では、圧延方向に対して平行で筋状に伸びた組織が観察され、Ni、Mn、Mo 等の元素の濃化が認められた。

キーワード：圧力容器鋼、金属組織、偏析、EPMA

1. 緒言

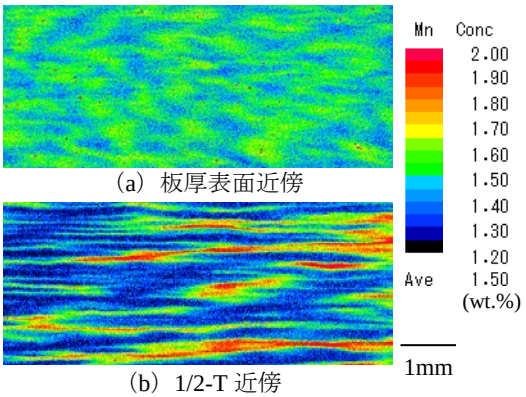
本事業では、これまでに照射量の板厚方向減衰と未照射時の機械的特性分布の重ね合わせの効果について、原子炉圧力容器鋼を模擬した IAEA 標準材 JRQ 材を用いて調査してきた。その結果、板厚表面における未照射の延性脆性遷移温度が板厚内部よりも低く、同程度の照射を受けても板厚内部に比べて低い遷移温度であることがわかっている[1]。この板厚表面と板厚内部の機械的特性の差に寄与する組織要因を明らかにするため、JRQ 材の板厚方向各部について金属組織評価を実施した。

2. 実験

225 mm 厚さの鋼材を板厚方向に 13 枚のレイヤーに分割した未照射の JRQ 材の中から、板厚表面から 6～113 mm の採取深さの材料について光学顕微鏡観察および EPMA による元素分布の分析を実施した。板厚表面近傍と 1/2-T 近傍については、同視野で板厚方向に約 3 μm 間隔で金属組織写真を撮影し、3 次元像を構築することで組織の 3 次元形状や体積率を評価した。

3. 結論

板厚表面近傍では筋状組織が認められなかったが、24 mm 以上内部では圧延方向に対して平行で筋状に伸びた組織が観察された。EPMA による分析結果から、板厚表面近傍では化学成分も概ね均一に分布していたが（図 1(a)）、24 mm 以上内部の筋状の組織では Ni、Mn、Mo 等の元素が濃化しており、特に 1/2-T 近傍において顕著であった（図 1(b)）。金属組織の 3 次元観察を行った結果、1/2-T 近傍における筋状の組織は幅が約 230 μm で、圧延方向には 2 mm 以上伸びており、体積率は約 25%であった。



（a）板厚表面近傍

（b）1/2-T 近傍

図 1　EPMA による Mn 濃度分布

本成果は、経済産業省資源エネルギー庁の平成 29 年度原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業（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）によるものである。

参考文献

[1] 小林他, 日本原子力学会 2017 年秋の大会, 2I01 (2017).

*Kenta Nishimoto[1], Tomohiro Kobayashi[1], Masato Yamamoto[1], Kenji Nishida[1], Yasufumi Miura[1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：502-1 Nuclear Materials, Degradation, Radiation Effects, and Related Technology

Wed. Sep 5, 2018 5:30 PM - 6:00 PM JST | Wed. Sep 5, 2018 8:30 AM - 9:00 AM UTC | Room C B21 - B Building

[1C18-19] Severe Accident 2

Chair:Nariaki Okubo(JAEA)

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

[1C18] Effect of heating during the severe accident on the strength and the microstructure of LWR steels

(1) Estimation of the strength and microstructure of the heat affected reactor containment vessel steel

*Taro Fumimoto[1], Kohei Noguchi[1], Kento Takahashi[1], Shiro Jitsukawa[1] (1. National Institute of Technology, Fukushima College)

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

[1C19] Estimation of the annealing effect on strength and microstructure of LWR steels during severe accident

(2)Effects of heating on the strength and the microstructure of the reactor materials during severe accident

*Kohei Noguchi[1], Taro Humimoto[1], Yukito Yamashita[1], Shiro Jitsukawa[1] (1. National Institute of Technology, Fukushima College)

炉材料の強度及び微細組織に対する過酷事故時の熱影響の推定
（1）格納容器鋼の強度特性変化の検討

Estimation of the annealing effect on strength and microstructure of LWR steels during severe accident

(1) Residual strength estimation of the reactor structure after the severe accident

*文元 太郎[1]、野口 耕平[1]、髙橋 憲人[1]、實川 資朗[1]

1.福島工業高等専門学校

溶融燃料が接近したことにより福島第一原子力発電所の 1 号機などの格納容器材料は 1 週間以上にわたって加熱され、構造強度に影響を受けた可能性がある．現在、熱履歴などを考慮した格納容器強度評価の詳細については不明な点が多い．格納容器の強度推定は、今後の復旧作業の円滑な進捗(作業安全の確保を含む)に有用と考えられる．ここでは福島第一原子力発電所で使用されている格納容器材料において加熱条件、冷却条件等をパラメータに熱履歴を与え、格納容器鋼の強度特性への影響を実験的に検討した。

キーワード：福島第一原子力発電所 、廃炉措置 、格納容器鋼の強度、温度履歴の効果、破壊靭性

1. 緒言

東日本大震災に際し福島第一原子力発電所は過酷事故を生じ，原子炉の炉内機器は損傷を受けたと考えられる．本研究では格納容器の材料及び類似材を用いた実験により硬さ値，破壊靭性値，引張特性等のデータを取得し，その結果から加熱/冷却条件とその影響を評価することを目的とする．

2. 実験

本研究では，マークⅠ型原子炉の格納容器材料である SGV480 の類似材である STS370，さらにマークⅡ型原子炉の格納容器材料である SA738B を用いた．事故時の熱影響として(推定)，溶融までは含まないが広い範囲となるよう，加熱温度はオーステナイト化(Ac1)温度以上まで，保持時間(温度は一定)として 1000 時間程度まで，冷却速度は TMI-2 の圧力容器で報告された急冷までを考慮した(冷却時の水の噴霧状態などを調整し数種類の冷却速度を与えた)。このように熱履歴を与えた試験片に単軸引張，除荷コンプライアンス法による破壊靭性試験等を行った。

3. 結果・考察

ST370 鋼の受け入れ材、時効及び急冷材の硬さ(Hv)は 110-130 程度、90-120 程度及び 210-220 程度であった。SA738B 鋼については、受け入れ材及び急冷材で、それぞれ 200 及び 400 程度であった．

破壊靭性試験では亀裂が進展し始める破壊靭性値である J_Q 値を比較し、特性の変化を評価することにした．受け入れ材の STS370 の J_Q 値は 1086kJ/m^2 程であった(靭性値と強度の関係から試験片寸法が ASTM などでの要求値を満たさなかったので J_Q とした;板厚 15mm または 17.5mm). 1000℃で 30 分間保持後急冷，及び 650℃で 100 時間保持後に徐冷した STS370 の J_Q 値はそれぞれ 114kJ/m^2 及び 1335kJ/m^2 であった． 降伏強度は、長時間保持後徐冷した場合 170MPa に下がった（受け入れ材は 299MPa)。一方、SA738B の受け入れ材の J_Q 値は約 800kJ/m2 となり，1000℃で 15 分間保持後急冷した試験片の J_Q 値は約 150kJ/m^2 となった．

加熱後急冷した試験片では靭性が低下した。J_Q 値を圧力容器の破壊評価に用いられる K 値に換算すると最小のもので 150MPa$\sqrt{m}$ 程度になり、これは脆性破壊するには大きいと推定される。

加熱後徐冷した試験片では硬さ値が低下するが、靭性は増加した。よって、実験した加熱条件では高温での時効脆化は生じなかった。

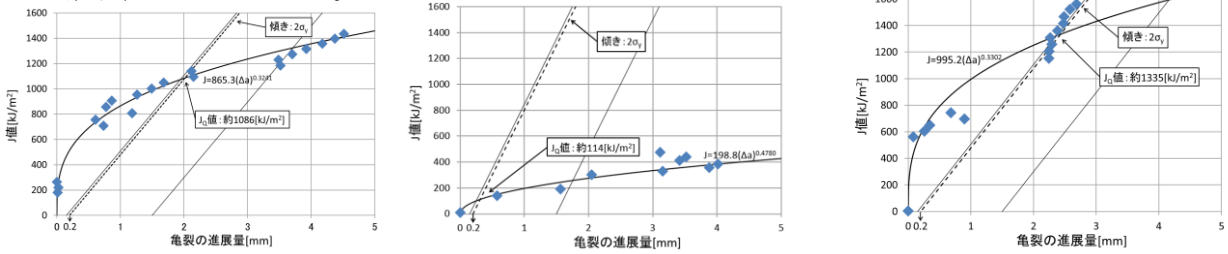


図 (a)受け入れ材の J-R 曲線 (b)急冷後(-30℃/秒以上)の場合 (c)徐冷後の場合

参考文献

[1] 「燃料デブリ取り出しに向けた技術開発について」，平成 25 年 10 月 8 日，鈴木俊一

[2] G.E. Korth, et al., Nuclear Engineering Design 167(1997)267-285

* Taro Fumimoto[1], Kohei Noguchi[1], Kento Takahashi[1] and Shiro Jitsukawa[1]

[1]NIT Fukushima college

炉材料の強度及び微細組織に対する過酷事故時の熱影響の推定
(2) 事故熱影響を受けた炉材料などの強度及び微細組織の検討

Estimation of the annealing effect on strength and microstructure of LWR steels during severe accident
(2)Effects of heating on the strength and the microstructure of the reactor materials during severe accident

*野口　耕平[1]、文元　太郎[1]、山下　幸人[1]、實川　資朗[1]
１．福島工業高等専門学校

イオン照射で欠陥を導入した 316 鋼を焼鈍すると、微細組織は焼鈍温度/時間に従い変化した。照射で導入された微細組織の焼鈍への応答を把握し定式化することで、事故過程解析に寄与できると考えている。

キーワード：福島第一原子力発電所，炉内機器，照射損傷，熱履歴，イオン照射，微細組織

１．緒言

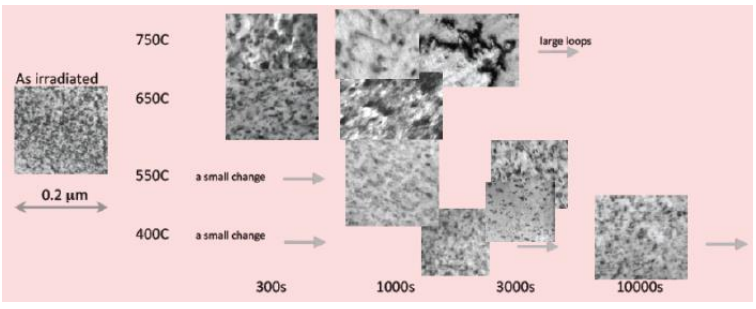
316 鋼などの炉内機器材料では，中性子の照射損傷により微細組織が変化する。この微細組織は，加熱により特徴的な変化を生じるとしばしば指摘される。これを用いれば、微細組織から事故時の熱履歴などを推定し得ると考えられる。この手法は、福島第一原発などでの過酷事故の解析に，さらに炉内機器の残存強度推定の手がかりにもなると考えられるため，微細組織変化と焼鈍条件の関係などを評価することにした。なお、TMI-2 では、圧力容器の温度履歴の推定に、硬さ及び微細組織が用いられた[1, 2]。

２．実験方法

試料は 6mm × 3mm × 1mm の短冊状の 316 鋼(0.013C-0.47Si-17.4Cr-12.6Ni-1.55Mn-2.5Mo-0.025P-0.001S-0.1N-Fe、Kobelco 製)とした。1100℃での溶体化処理後，バフ研磨、電解研磨(リン酸-硫酸-メタノール)にて仕上げ，量研機構高崎の TIARA 施設にて，10MeV の 3 価の鉄イオンと，1MeV のヘリウムイオンを 300℃で照射した。弾き出し損傷量を 1dpa，ヘリウムイオン量は，弾き出し損傷量との比で 10appmHe/dpa とした。照射後，400℃以上で焼鈍し，FIB にて透過電顕試料を作製し、微細組織変化などを評価した。

３．結果・考察

焼鈍後の微細組織を図に示す。比較的低い温度である 400℃での焼鈍でも，保持時間が 10000s では変化が見られ，転位ループの数密度は，焼鈍前の $4.5\times10^{23}/m^3$ 程度から半分程度に，大きさは 2 倍程度に変化した。同様な変化は，500 から 650℃の焼鈍でも，それぞれ 3000s から 300s 程度の保持時間で生じる。750℃では 1000s までの焼鈍で，転位ループの数密度は 1 桁程度減少した。なお，転位ループは格子間原子型と思われるが，焼鈍による転位ループの数密度の減少と，平均的な大きさの増加が同時に生じる機構は明瞭ではない(格子間原子の放出は考えにくい)。数密度と大きさ両方が同時に変化するため，数密度-大きさ関係から，焼鈍の温度と時間を独立に解析することは容易でないが，一方，事故解析から，水-Zr 反応などで燃料が溶融するほど高温となった期間は 2-3 時間程度に限られるようであり，従って，その期間での温度の推定には，今回の結果から示唆される方法は利用が可能と期待される(実際には，事故機からのサンプルへの適用が重要であろう)。一方，原子空孔のクラスターである積層欠陥四面体については，純銅では，「焼鈍での数密度の変化は限られるが大きさ分布が広くなる」との報告があることを考慮すれば[3]，積層欠陥四面体についての評価を加えることで，温度履歴の評価精度を高められる可能性も期待できると考えている。ところで，今後の廃炉作業では，がれきなどの残存物の強度も一定の意味を持つと思われる。これに対しては，転位密度から降伏応力を推定する手法についても示す($\sigma=\alpha G\ b(\rho)^{1/2}$)。



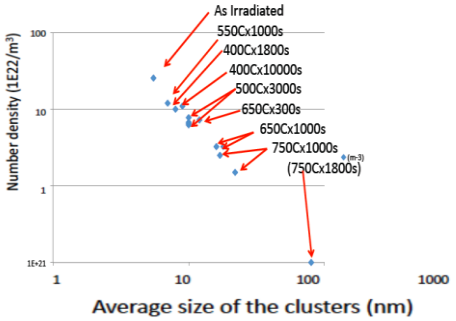


図 焼鈍による微細組織変化の温度及び時間依存性(左：微細組織，右：焼鈍材中のループ径と数密度)

参考文献

[1] R. Pelli, TMIV(92)SF01.
[2] G.E. Korth, et al., Nuclear Engineering Design 167(1997)267-285
[3] B.N. Singh, D.J. Edwards and P. Toft, Riso R·1213, 2001

*Kohei Noguchi[1], Taro Humimoto[1], Yukito Yamashita[1], Shiro Jitsukawa[1]
1.National Institute of Technology, Fukushima College

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：501-2 Nuclear Fuel and the Irradiation Behavior

Wed. Sep 5, 2018 10:15 AM - 11:55 AM JST | Wed. Sep 5, 2018 1:15 AM - 2:55 AM UTC | Room D A32 -A Building

[1D01-06] Fuel Debris

Chair:Tatsumi Arima(Kyushu Univ.)

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

[1D01] Research and human resource development for analysis of fuel debris and decommissioning technology of Fukushima Daiichi nuclear power plants

(9)Outline of the Project and Results of Fuel Debris Research

*Msayoshi uno[1], Yoshinari Anoda[1], Osamu Kuwazuru[2], Yuuji Arita[1], Akihiro Ishimi[3], Tatsumi Arima[4] (1. Research Institute of Nuclear Engineering, University of Fukui, 2. Graduate school of Engineering, University of Fukui, 3. Japan Atomic Energy Agency, 4. Kyushu University)

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

[1D02] Research and human resource development for analysis of fuel debris and decommissioning technology of Fukushima Daiichi nuclear power plants

(10)Properties of Frozen Body of Melted Debris Containing UO_2

*Takashi Onitsuka[1], Kozo Katsuyama[2], Akihiro Ishimi[2], Masayoshi Uno[1] (1. Univ. of Fukui, 2. JAEA)

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

[1D03] Research and human resource development for analysis of fuel debris and decommissioning technology of Fukushima Daiichi nuclear power plants

(11) Microscopic material properties and macroscopic compression strength of simulated nuclear fuel debris

*Aruto Kawakami[1], Masaki Teranishi[1], Osamu Kuwazuru[1] (1. Fukui Univ)

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

[1D04] Research and human resource development for analysis of fuel debris and decommissioning technology of Fukushima Daiichi nuclear power plants

(12) Formation and dissolution behavior of $SrZrO_3$

*Taishi Inoue[1], Yuji Arita[1], Toru Fujita[1] (1. University of Fukui)

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

[1D05] Research and human resource development for analysis of fuel debris and decommissioning technology of Fukushima Daiichi nuclear power plants

(13)Melting behaviors of CeO2-ZrO2 and UO2-ZrO2

*Tohma Iwasa[1], Tatsumi Arima[1] (1. Kyushu University)

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

[1D06] Chemical states of plutonium and gadolinium in fuel debris

*Shiho Watanabe[1], Hiroto Ishii[1], Yuji Ohishi[1], Hiroaki Muta[1], Ken Kurosaki[1,2,3] (1. Osaka University, 2. Research Institute of Nuclear Engineering, University of Fukui, 3. JST PRESTO)

11:45 AM - 11:55 AM JST | 2:45 AM - 2:55 AM UTC

Time reserved for Chair

福島第一原子力発電所の燃料デブリ分析・廃炉技術に関わる研究・人材育成
（９）公募研究の全体概要と燃料デブリ研究の実績

Research and human resource development for analysis of fuel debris and decommissioning technology of Fukushima Daiichi nuclear power plants
(9)Outline of the research and achievement of study on fuel debris analysis

*宇埜正美[1], 安濃田良成[1], 桑水流理[1], 有田裕二[1] 石見明洋[2], 有馬立身[3]
[1]福井大学, [2]JAEA, [3]九州大学

抄録
文部科学省の英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業として福井大が受託した「福島第一原子力発電所の燃料デブリ分析・廃炉技術に関わる研究・人事育成」の全体概要とその中でも４機関が連携した燃料デブリ分析研究のこれまでの成果を紹介する。
キーワード：燃料デブリ、溶融凝固体、X 線 CT、破壊挙動解析、FP 放出・溶出、融点

1. 公募研究の全体概要緒言

福井大学では、文部科学省の英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業として「福島第一原子力発電所の燃料デブリ分析・廃炉技術に関わる研究・人事育成」を西日本の５つの大学と若狭湾エネルギー研究センターおよび日本原子力研究開発機構(JAEA)と連携して行っている。ここでは図１に示す様に、(1)廃止措置技術コースで廃止措置作業の最適化研究と福島第一原子力発電所見学を含む４つの人材育成事業を、(2)燃料デブリ分析コースで燃料デブリ研究と京都大学原子炉実験所での実習を含む３つの人材育成事業を、また(3)廃炉技術開発コースで非破壊検査、除染技術の開発と３つの人材育成事業を行っている。

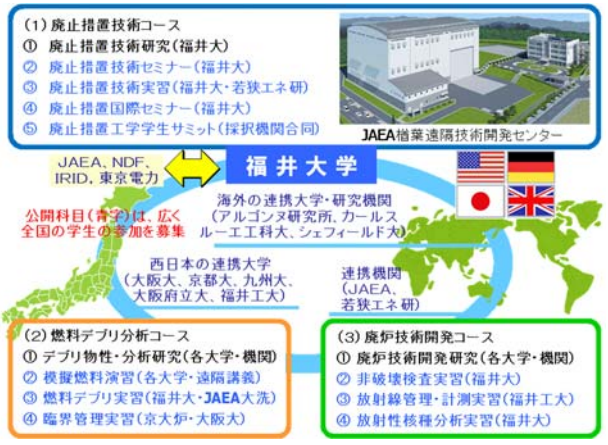


図１　公募の全体概要

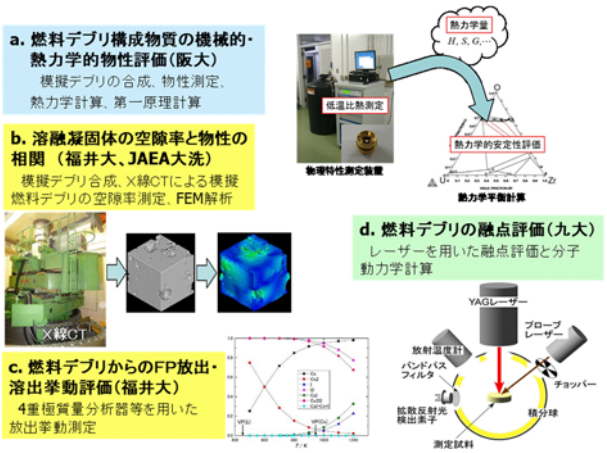


図２　燃料デブリ分析研究の概要

2. 燃料デブリ分析研究の概要

この内、(2)燃料デブリ分析コースの①デブリ物性・分析研究では、大阪大学にて熱力学計算、主要な化合物の合成とその物性測定研究、福井大学と JAEA による模擬溶融凝固デブリの合成とその物性測定および X 線 CT 撮像とそれらをもとにした破壊挙動解析、福井大学での模擬燃料デブリからの FP 放出・溶出挙動研究、九州大における模擬燃料デブリの融点評価技術の開発を行っている。当日は、このうちの大阪大学を除く３つの機関におけるこれまでの研究成果を報告する。

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として、国立法人 福井大学が実施した平成 27～29 年度「福島第一原子力発電所の燃料デブリ分析・廃炉技術に関わる研究・人材育成」の成果を取りまとめたものである。

---

*Masayoshi Uno[1], Yoshinari Anoda[1], Osamu Kuwazuru[1], Yuji Arita[1], Akihiro Ishimi[2], Tatumi Arima[3]

[1]University of Fukui, [2]JAEA , [3]Kyusyu University

福島第一原子力発電所の燃料デブリ分析・廃炉技術に関わる研究・人材育成 （10）UO_2 を含む溶融凝固体の物性

Research and human resource development for analysis of fuel debris and decommissioning technology of Fukushima Daiichi nuclear power plants

(10) Properties of Frozen Body of Melted Debris Containing UO_2

*鬼塚　貴志[1]，勝山　幸三[2]，石見　明洋[2]，宇埜　正美[1]

[1]福井大学，[2]JAEA

抄録

共晶反応を利用して 1800℃で溶融した UO_2-B_2O_3、ZrO_2-Al_2O_3、UO_2-B_2O_3/ZrO_2-Al_2O_3 凝固体について、X 線回折や SEM 観察による同定、ビッカース硬度試験、ナノインデンター硬さ試験による緻密な部分の機械的性質を調べ、大きな「す」を含む試料の圧縮試験結果と比較検討した。

キーワード：燃料デブリ，X 線回折，SEM 観察，ビッカース硬度試験，ナノインデンター硬さ試験

1. 緒言

切断や粉砕などの手法で燃料デブリを飛散させずに取り出すには、デブリの各物性を正確に把握することが必要である。前報では擬似燃料デブリとして UO_2-B_2O_3 溶融凝固体を作製しその物性について報告した。本報では ZrO_2-Al_2O_3、UO_2-B_2O_3/ZrO_2-Al_2O_3 の溶融凝固体を作製し物性を評価した結果について報告する。

2. 実験方法

UO_2 と B_2O_3 の粉末をモル比で UO_2:B_2O_3=77.5:22.5、ZrO_2 と Al_2O_3 の粉末を ZrO_2:Al_2O_3=37.5:62.5 とそれぞれ共晶組成となるように混合し、UO_2-B_2O_3:ZrO_2-Al_2O_3 は UO_2-B_2O_3:ZrO_2-Al_2O_3=76:24 のモル比で混合して、高温炉を使用して Ar 気流中にて 1800℃で 10 分間加熱することにより溶融した。冷却過程で 120℃/min～6℃/min の範囲で冷却速度を制御し、種々の空隙率をもつ溶融凝固体試料を作成した。作製した試料に対し、SEM 観察および X 線回折で合金の同定を行った。緻密な部分の機械的性質をビッカース硬度試験、ナノインデンター硬さ試験で評価し、「す」を含む試料全体の機械的性質を圧縮試験で評価した。一部試料に対しては圧縮試験の前に X 線 CT 解析を行い、空隙の 3 次元形状の評価を行った。比較のため、放電プラズマ焼結（SPS）装置を用いて焼結材試料を作製し、同様の評価を行った。

3. 結果・考察

溶融凝固体の SEM 観察の結果からデンドライト組織が確認でき、共晶による溶融凝固に成功したことが確認できた。光顕観察と X 線 CT 解析から、溶融凝固体は冷却速度が遅いほど大きなすができる傾向が得られた。圧縮試験の結果、すのある試料は内部のすが潰れることによりすの無い焼結体と比べて低い応力で破壊が始まり、破壊応力はすに大きく依存した。緻密な部分のビッカース硬度試験およびナノインデンター硬さ試験の結果は、冷却速度との系統的な相関は得られず、硬さ値に焼結体との顕著な差はなかった。

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として、国立法人 福井大学が実施した平成 27～29 年度「福島第一原子力発電所の燃料デブリ分析・廃炉技術に関わる研究・人材育成」の成果を取りまとめたものである。

---

*Takashi Onitsuka[1], Kozo Katsuyama[2], Akihiro Ishimi[2] and Masayoshi Uno[1]

[1]University of Fukui, [2]Japan Atomic Energy Agency.

福島第一原子力発電所の燃料デブリ分析・廃炉技術に関わる研究・人材育成
(11) 模擬燃料デブリのミクロ材料特性とマクロ圧縮強度

Research and human resource development for analysis of fuel debris and decommissioning technology of Fukushima Daiichi nuclear power plants
(11) Microscopic material properties and macroscopic compression strength of simulated nuclear fuel debris

*川上 有都[1]，寺西 正輝[1]，桑水流 理[1]
[1]福井大学

模擬燃料デブリのミクロな弾塑性特性をナノインデンテーションにより同定した．凝固欠陥の代替として鋳造材の鋳巣の形状を使用し，同定した材料特性と併せて，空隙率の異なる複数の有限要素モデルを作成した．マクロな圧縮強度に対する空隙の影響を有限要素解析により評価し，圧縮試験の結果と比較した．
キーワード：燃料デブリ，二酸化ウラン，空隙，圧縮強度，有限要素解析，ナノインデンテーション

1. 緒　　言

福島第一原子力発電所における核燃料デブリの取り出しに際して，デブリを分割した上で，安全に取り出す必要があるため，デブリの機械的性質の把握が重要である．デブリは一度溶融し，固化しているため，多数の凝固欠陥を含んでいると予想される．本研究では圧縮強度に対する空隙率の影響を明らかにする．

2. ミクロ材料特性の同定

模擬燃料デブリとして溶融固化した共晶 UO_2-B_2O_3 を使用し，ナノインデンテーション試験を実施した．圧子にはバーコビッチ圧子を用い，押込荷重は 98 mN として 12 点測定し，最も硬度の低い結果を材料同定に使用した．荷重と変位の関係を 2 次近似し[1]，有限要素解析の結果がこの曲線に一致するように，材料定数を同定した[2]．ただし有限要素解析は軸対称 2 次元問題で近似し，ひずみ硬化曲線（降伏応力σ_Yと塑性ひずみε_pの関係）には Swift 式を用いた．有限要素解析には MSC Marc を使用した．同定の結果，ヤング率は E = 260.7 GPa，ひずみ硬化曲線は $\sigma_Y = 7288\,(6.5\times10^{-5}+\varepsilon_p)^{0.2997}$ [MPa]となった．

3. マクロ圧縮強度の推定

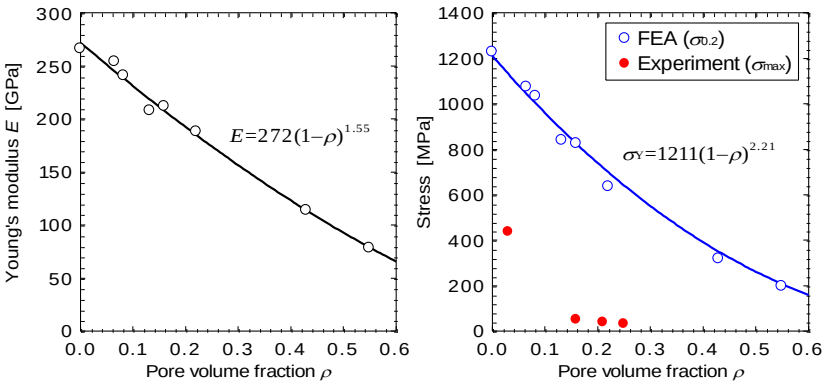
溶融凝固体の模擬欠陥としてアルミニウム鋳造合金の鋳巣の 3 次元画像[3]を使用した．画像は連続研磨面の光学顕微鏡画像である．そこから直径 670 μm，高さ 700 μm の円柱形に画像を切り抜き，空隙率の異なる 8 通りの有限要素モデルを作成した．これを上下から剛体板で挟み，接触解析により 10%圧縮ひずみを与えた．材料特性には上記のヤング率とひずみ硬化曲線を使用し，ポアソン比は 0.3 とした．解析には Abaqus を使用した．解析より得られた公称ヤング率と公称 0.2%耐力と空隙率の関係を図 1 に示す．図中に回帰曲線の近似関数を示す．指数の違いから，ヤング率より 0.2%耐力の方が空隙率の影響が強く，強度の低下が大きいことがわかる．また，図 1(b)には実際の圧縮試験で得られた圧縮破壊強度を併せて示した．解析と実験の比較より，解析は模擬デブリの強度を過大評価しており，空隙による強度低下も小さい．解析では延性材料を仮定しており，延性破壊強度として耐力を用いたが，実際の UO_2-B_2O_3 は脆性破壊したので，強度評価法に問題がある．ひずみ硬化を無視し，弾完全塑性体を用いた解析[4]と比較すれば，空隙による強度低下は大きくなっているため，強度は材料の非弾性特性に依存することが明らかであり，今後は脆性的な挙動を評価する解析方法について検討する必要がある．

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として，国立大学法人福井大学が実施した平成 29 年度「福島第一原子力発電所の燃料デブリ分析・廃炉技術に関わる研究・人材育成」の成果の一部である．

参考文献

[1] 小笠原永久，ほか，日本機械学会論文集 A 編, 70 (2004), 1592-1534.
[2] Li, H., *et al.*, Int. J. Solids Structures, 81 (2016), 151-159.
[3] 桑水流理，ほか，日本機械学会論文集 A 編 77 (2011), 1046-1050.
[4] 寺西正輝，桑水流理，日本原子力学会 2017 年秋の大会 (2017), 3J06.



(a) 公称ヤング率　　(b) 公称 0.2%耐力

図 1　空隙率の影響

*Aruto Kawakami[1], Masaki Teranishi[1] and Osamu Kuwazuru[1]
[1]University of Fukui

福島第一原子力発電所の燃料デブリ　分析・廃炉技術に関わる研究・人材育成 (12) $SrZrO_3$の生成・溶出挙動

Research and human resource development for analysis of fuel debris and decommissioning technology of Fukushima Daiichi nuclear power plants
(12) Formation and dissolution behavior of $SrZrO_3$

*井上 大志、有田 裕二、藤田 透
福井大学

燃料デブリ中に含まれ、水中に溶出しやすいストロンチウムの安定化に寄与する化合物として期待される$SrZrO_3$の生成のしやすさと溶出挙動を調べた。その結果 $SrZrO_3$ の生成は速やかに起こり，多くの Sr は安定化され、水中への溶出は抑制されることがわかった。

キーワード：模擬デブリ、FP 放出、ストロンチウム

1. 研究の背景と目的

福島第一原子力発電所事故では炉心溶融が起こり、燃料デブリが生成された。現在その多くは水中で保持され、核分裂生成物(FP)の溶出が懸念されている。これまでの模擬燃料デブリを用いた FP 溶出・放出試験[1, 2]によって、FP 成分では Sr が溶出しやすいことがわかった。ただし、$SrZrO_3$ の生成も確認され、$SrZrO_3$ が Sr の溶出を阻害している可能性が示された[2]。今回の試験では $SrZrO_3$ 生成のしやすさを明らかにするとともにどの程度 Sr の溶出が阻害されるか明らかにすることを目的とした。

2. 実験概要

試料は、SrO と ZrO_2 を同モル混合した後、放電プラズマ焼結で作製した。焼結条件は真空中 1200℃で 30 分保持、加圧は 3kN とした。未反応の SrO の量が異なる試料を作製するため、焼結 1 回のものと、焼結後試料を粉砕して混合した後もう一度焼結した試料（焼結 2 回試料）、同様に焼結 3 回した試料を作製した。それぞれの試料は X 線回折によって存在する相を確認した後、質量分析装置を用いた昇温脱離ガス分析と水中への溶出試験を実施して Sr の放出・溶出挙動を評価した。

3. 結果及び考察

焼結試料の X 線回折スペクトルを図 1 に示す。図 1 より、焼結 1 回の試料で、ほぼ $SrZrO_3$ は単相に近い状態になっていることがわかった。このことから、$SrZrO_3$ の生成は速やかに起こり、多くの SrO は安定化されることが示された。また、溶出試験では、Sr の溶出量は、試料中のに含まれる Sr の 2%程度であった。これは、試料表面に残っていた未反応の SrO が溶け出したものと考えられる。昇温脱離ガス分析においても、900℃までの温度では試料からの Sr および SrO の放出は検出されなかった。

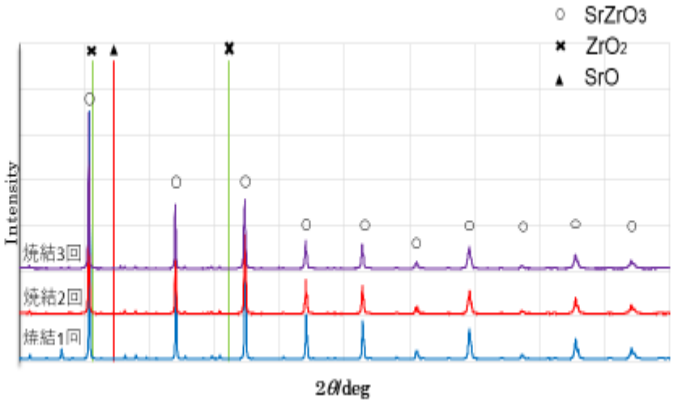


図 1　X 線回折スペクトル

以上の結果から、Sr は ZrO_2 によって安定化され、放出・溶出が抑制されると考えられる。

謝辞

本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業-英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業（廃止措置研究・人材育成強化プログラム）の一環として実施している。

参考文献

[1] 平等、有田、第 64 回質量分析討論会(2016.5) 3B-02-1640,　[2] 有田他、原子力学会 2017 秋の大会 3J08

* Taishi Inoue, Yuji Arita, Toru Fujita

University of Fukui

福島第一原子力発電所の燃料デブリ分析・廃炉技術に関わる研究・人材育成 （13）CeO_2-ZrO_2 及び UO_2-ZrO_2 の溶融挙動

Research and human resource development for analysis of fuel debris and decommissioning technology of Fukushima Daiichi nuclear power plants

(13) Melting behaviors of CeO_2-ZrO_2 and UO_2-ZrO_2

*岩佐 龍磨，有馬 立身，稲垣 八穂広，出光 一哉

九州大学

CeO_2-ZrO_2 固溶体に対してレーザー加熱を利用した無容器法で融点を推定すると共に、レーザーフラッシュ法（LF 法）により比熱・熱伝導率を評価した。合わせて、分子動力学法（MD 法）により CeO_2-ZrO_2 及び UO_2-ZrO_2 固溶体の溶融温度を評価した。

キーワード：燃料デブリ，レーザー加熱，分子動力学，融点，放射率

1. 緒言：過酷事故の事象進展を解析する上で、核燃料・被覆管・原子炉構造材等から生じる燃料デブリの熱物性は重要であるが、化学組成が複雑であることから、系統的な測定・評価が必要とされる。本研究では、燃料デブリ模擬試料として、まずは CeO_2-ZrO_2 固溶体に対して、比熱・熱伝導率評価及び融点測定を実施した。また、MD 法を用いて CeO_2-ZrO_2 および UO_2-ZrO_2 に対して溶融温度を評価した。

2.1. 比熱・熱伝導率及び融点測定：CeO_2-ZrO_2 ディスク状試料に対して LF 法により比熱及び熱拡散率を測定し、熱伝導率を評価した。熱伝導率は ZrO_2 添加率の増加と共に減少し、温度依存性は低下した（図 1）。融点は以下の手順で評価した。試料を耐圧セル内に置き、連続レーザーで予備加熱した後に、局所的に Nd:YAG レーザーにより溶融させた。溶融部の温度は放射温度計で計測し、熱停留点を特定した。熱停留点での放射スペクトルから放射率を求め、融点評価を試みた。これまでに放射スペクトルからは信頼性のある融点は得られていない。そこで、便宜的に積分球で求めた室温の放射率から融点を求めた。ZrO_2 添加量が 25 mol%、50 mol%で融点は低下したが、全体的に既知の値より高いものとなった[1]。

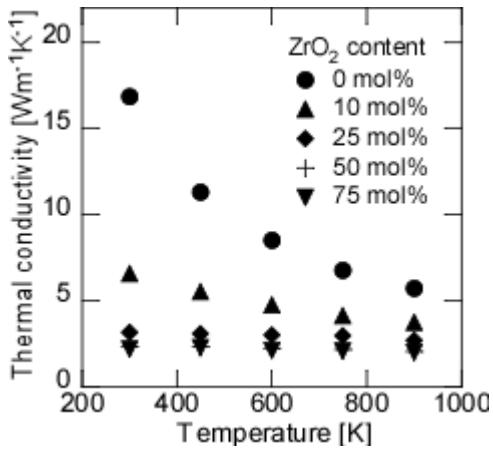


図 1 CeO_2-ZrO_2 の LF 法による熱伝導率

2-2. 分子動力学法による融点評価：CeO_2-ZrO_2 及び UO_2-ZrO_2 の両系において、初期状態で結晶相と液相を共存させ、温度-圧力一定のもとで計算する方法（Two-phase simulation: TPS）を用いて融点を評価した。計算には二体ポテンシャル関数を採用し[2]、CeO_2 に対しては新たにパラメータを決定し、ZrO_2 に対してはより実験値の融点に近くなるようパラメータを修正した。CeO_2-ZrO_2 系では ZrO_2 添加量が 40-80 mol%（図 2）、UO_2-ZrO_2 系では 50-80 mol%付近で融点が最も低くなった。

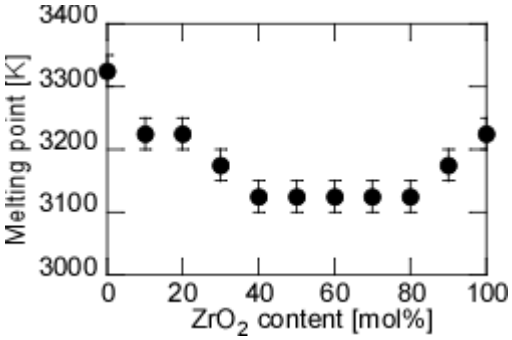


図 2 TPS 法による CeO_2-ZrO_2 融点

*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として、福井大学から再委託を受けた九州大学が実施した平成 29 年度「福島第一原子力発電所の燃料デブリ分析・廃炉技術に関わる研究・人材育成」の成果を含みます。

参考文献 [1] P. Duran, et al., J. Mater. Sci. 25 (1990) 5001. [2] A. Pedone, et al., J. Phys. Chem. B110 (2008) 11780.

*Tohma Iwasa, Tatsumi Arima, Yaohiro Inagaki, Kazuya Idemitsu, Kyushu Univ.

燃料デブリ中のプルトニウムとガドリニウムの化学形態

Chemical states of plutonium and gadolinium in fuel debris

*渡部 志保[1]，石井 大翔[1]，大石 佑治[1]，牟田 浩明[1]，黒崎 健[1,2,3]

[1]大阪大学，[2]福井大学，[3]JST さきがけ

酸化状況下にある燃料デブリの模擬物質として、(U, Zr, Ce)O_2と(U, Zr, Gd)O_2を作製した。ここで、Ceは Pu の模擬元素である。この模擬物質を高温大気中で酸化した際の Ce と Gd の化学形態を評価した。

キーワード：燃料デブリ，酸化，プルトニウム，ガドリニウム

1. 緒言

福島第一原子力発電所事故では、炉心溶融により燃料デブリが生成された。廃炉に向けた取り組みとして、燃料デブリの特性把握は重要である。とりわけ、燃料デブリの主成分である(U, Zr)O_2酸化物相中に含まれると考えられる Gd と Pu は、再臨界と内部被爆にそれぞれ影響を及ぼす。また、燃料デブリは酸化雰囲気に晒されている可能性があるが、その際に Gd と Pu がどういった化学形態で存在しているのかは完全に解明されていない。そこで本研究では、燃料デブリの主成分である(U, Zr)O_2に Gd と Ce を添加した模擬燃料デブリを作製し、酸化雰囲気下で熱処理を施した際の Gd と Pu の化学形態を明らかにすることを目的とした。本研究では、Ce を Pu の代替物質として用いた。

2. 実験方法

作製した試料の組成は$(U_{0.9}\ Zr_{0.1})O_2$と$(U_{0.85}\ Zr_{0.1}\ RE_{0.05})O_2$とした。$UO_2$、$ZrO_2$、$CeO_2$、$Gd_2O_3$の粉末を秤量し、コールドプレスで成形後に、Ar 雰囲気下、1600 ℃で 10 時間反応・焼結した。その後、800 ℃、2 時間、空気中で酸化した。得られた試料を粉砕し、粉末 X 線回析（X-ray Diffraction: XRD）により試料の相状態を同定した。電界放射型走査型電子顕微鏡（Field Emission-Scanning Electron Microscope: FE-SEM）による組織観察と，エネルギー分散型 X 線分光法（Energy Dispersive X-ray spectrometry: EDX）による元素分析を行った。

3. 結果と考察

図 1 に、作製した試料の酸化試験前後の粉末 XRD パターンを示す。Ce を添加した模擬燃料デブリは、酸化試験によって蛍石型結晶構造を有する UO_2 相から U_3O_8 相へと変化した。一方、Gd を添加した模擬燃料デブリは、酸化試験によって UO_2 相から UO_2 相と U_3O_8 相の二相に分離した。SEM-EDX 分析の結果から、酸化試験の前後どちらの場合においても、Ce と Gd は試料中に均一に固溶していることが確認された。Ce 添加と Gd 添加の試料の相状態の違いに関する詳細は、当日報告する。

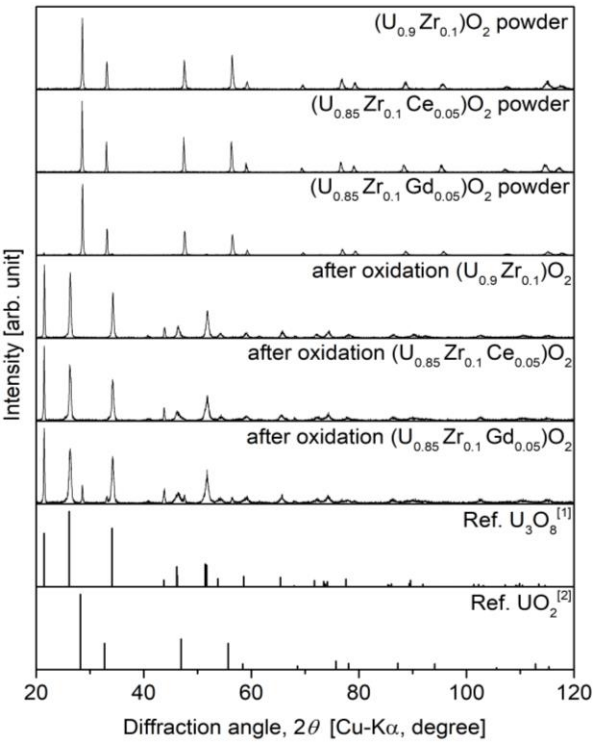


図 1 作製した試料の酸化試験前後の粉末 XRD パターン

参考文献

[1] B. Wasserstein, Nature London, **174**, 1004, 1954.

[2] S. Siegel, Acta Crystallographica, **8**, 617, 1955.

*Shiho Watanabe[1], Hiroto Ishii[1], Yuji Ohishi[1], Hiroaki Muta[1], Ken Kurosaki[1,2,3]

[1]Osaka University , [2]University of Fukui, [3] JST PRESTO.

Planning Lecture | Over view Report：Over view Report 1 - Research Committee on Fuel Debris

Wed. Sep 5, 2018 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 5, 2018 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room D A32 - A Building

[1D_PL] Activity Report of the Research Committee on Fuel Debris

Chair:Hiroaki Abe(Univ. of Tokyo)

[1D_PL01] Motivation for the Founding of Research Committee

*Yuji Ohishi[1] (1. Osaka Univ.)

[1D_PL02] Current Status and Issues of Accident Progression Analyses

*Takanari Ogata[1] (1. CRIEPI)

[1D_PL03] Current Status and Issues of Fuel Debris Characterization (I)

*Masahide Takano[1] (1. JAEA)

[1D_PL04] Current Status and Issues of Fuel Debris Characterization (II)

*Kinya Nakamura[1] (1. CRIEPI)

2018年秋の大会

総合講演・報告

「燃料デブリ」研究専門委員会活動報告
Activity Report of the Research Committee on Fuel Debris

（1）研究専門委員会の設立趣意

(1) Motivation for the Founding of Research Committee

*大石 佑治, 阪大

1. 「燃料デブリ」研究専門委員会の設立の経緯と目的

福島第一原子力発電所（1F）の 1、2、3 号機は東日本大震災を受け全交流電源喪失に至り、炉心の溶融および圧力容器の損傷を伴う極めて深刻な原子力事故が発生した。この国内最大規模の原子力事故で顕在化した核燃料に関する課題を検討することは核燃料専門家としての責務であると同時に、1F 廃止措置における様々な取組みに寄与でき、また、今後の原子力の安全性向上にも繋がると考えられる。この考えのもと、2011 年に核燃料部会内に「溶融事故における核燃料関連の課題検討ワーキンググループ」が設置され、核燃料の専門家の視点から溶融事故における核燃料関連の課題が検討されてきた。

1F 事故後数年が経過した今、事故時の状況及び事故後の施設内の状況が少しずつ明らかになりつつある。また 1F 廃止措置に関わる燃料デブリ取出し方法の検討およびその技術開発が進み、さらにシビアアクシデント研究にも進展がみられるような状態となっている。このような背景の元、「燃料デブリ」研究専門委員会は上記の「溶融事故における核燃料関連の課題検討ワーキンググループ」の設立の趣意を引き継ぎ、新たに得られつつある燃料溶融や燃料デブリ等に関する知見やデータを核燃料の専門家以外の視点も交えた上で調査･検討し、1F 廃止措置の今後の取り組みや 1F 廃止措置で得た経験のシビアアクシデント研究への反映のための課題の整理と提言を行うことを目的として設立された。

2. 活動の概要

本研究専門委員会は 2016 年 6 月 1 日に設立され、2018 年 3 月 31 日まで活動した。委員数は 2018 年 3 月 31 日時点で 58 名である。委員のうち核燃料部会に所属している委員は半数以下であり、半数以上は核燃料部会以外の様々な部会に所属している。これは、燃料デブリに関連した知見やニーズを核燃料の専門家以外からも幅広く収集するためである。

本研究専門委員会では計 4 回の会合を実施するとともに、R&D の現状調査と共通の知識基盤の提供を目的として計 5 回の講演会（講演 11 件）を開催した。会合では本専門委員会のスコープと進め方について議論し、「事故進展」と「デブリ性状」の 2 つのタスクチームを設置した。これらのタスクチームは、それぞれの分野について R&D の現状調査（講演会）を踏まえて抽出される技術課題について、課題に関連する専門家による深堀り作業を行った。また、タスクチームのメンバー以外の委員に対しても課題の提案を依頼し、様々な分野の専門家から課題を収集した。これらの成果を元に、「デブリ研究」に関する課題を整理し提言を取りまとめた。

本企画セッションでは、「事故進展」と「デブリ性状」のそれぞれのタスクチームより、1F の事故進展および燃料デブリ性状の各々に関する知見の現状と課題について取りまとめた結果を報告する。

Yuj Ohishi

Graduate School of Engineering, Osaka University.

2018年秋の大会

総合講演・報告

「燃料デブリ」研究専門委員会活動報告
Activity Report of the Research Committee on Fuel Debris

(2) 事故進展に関する知見の現状と課題

(2) Current Status and Issues of Accident Progression Analyses

*尾形孝成[1], 三浦弘道[1], 加治芳行[2], 杉山智之[2], 永江勇二[2], 鈴木嘉章[3], 實重宏明[4], 長澤克己[4]
[1]電中研, [2]原子力機構, [3]原安進, [4]東京電力 HD

1. はじめに

燃料デブリの性状、組成および分布は事故進展によって変わる。一方、現実に起きた事象進展の未解明の部分は燃料デブリの性状、組成、分布等を調査することで明らかになるものがある。そこで「燃料デブリ」研究専門委員会の事故進展タスクチームでは、福島第一原子力発電所（1F）1～3 号機の事故進展に関する未解明課題や解析結果などを調査し、1F 事故進展の解明に向けた課題をとりまとめた。

2. 事故進展に関する未解明課題と溶融燃料の分布状況の推定

1～3 号機の炉心・格納容器の状態に直接的・間接的に関係する 52 件の課題が東京電力 HD によって体系的に整理されている（「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５回進捗報告」平成 29 年 12 月, 東京電力 HD㈱）。これらの課題のうち「炉心損傷状況とデブリ位置」については、事故進展に関する分析やミュオン測定による原子炉内状態の評価などを踏まえ、1～3 号機の溶融した燃料の分布状況が次のように推定されている。【1 号機】溶融した燃料はほぼ全量が原子炉圧力容器下部プレナムへ落下、元々の炉心部にはほとんど燃料が残存せず。【2 号機】溶融した燃料のうち、一部は原子炉圧力容器下部プレナムまたは原子炉格納容器ペデスタルへ落下、燃料の一部は元々の炉心部に残存。【3 号機】溶融した燃料のうち、一部は原子炉圧力容器下部プレナムまたはペデスタルへ落下、燃料の一部は元々の炉心部に残存。格納容器に落下した燃料の量は 2 号機より多い。

3. 事故進展の解析結果

OECD/NEA の BSAF プロジェクト（Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Phase I Summary Report, NEA/CSNI/R(2015)18）において 1F 事故進展の解析が行われた。Phase I では日本を含む 8 か国 12 機関が参加した。各機関のコードを用いた解析の結果、1 号機では炉心構成物質の大部分がペデスタル上に移動、2 号機では多くの計算で炉心構成物質が全て原子炉圧力容器内に保持、3 号機では炉心構成物質が全て原子炉圧力容器内に保持あるいは一部がペデスタル上に移動、などが示された。

4. 事故進展の解明に向けた課題

炉心構成物質が原子炉圧力容器外へ再配置した割合が 1 号機→3 号機→2 号機の順に大きいといった解析結果の定性的な傾向は、ミュオン測定等を踏まえた 1～3 号機の溶融した燃料の分布状況の推定結果と概ね整合する。しかし、コード間の解析結果の違いや解析結果と現場観察の違いは随所にみられる。これらの要因として、解析コードのモデルや解析手法の違い、主蒸気逃し安全弁や高圧注水系等の動作状態や応答の不確かさ、MCCI を含む燃料デブリ挙動等の事象の理解不足などが考えられる。今後、1F 事故におけるデブリ形成・移行過程などの事象進展を解明し、その解析・評価の不確かさを減らしていくためには次の事項などを進めていく必要がある。①各号機の機器の破損状態や格納容器内の観察など定性的情報の収集と分析、②燃料デブリサンプルの採取と分析データ取得、③模擬実験等による事象進展の理解の深化と解析モデル改良、④ベンチマーク解析の継続と新たな観察結果や燃料デブリ分析データによるコード検証、⑤これらの結果による機器の動作状態等の検討と不確かさ低減。

T. Ogata[1], H. Miura[1], Y. Kaji[2], T. Sugiyama[2], Y. Nagae[2], Y. Suzuki[3], H. Saneshige[4], K. Nagasawa[4]
[1]CRIEPI, [2]JAEA, [3]JANSI, [4]TEPCO HD

2018年秋の大会

総合講演・報告

「燃料デブリ」研究専門委員会活動報告
Activity Report of the Research Committee on Fuel Debris

(3) 燃料デブリの性状に関する知見の現状と課題その１

(3) Current Status and Issues of Fuel Debris Characterization (I)

*高野 公秀[1]，三輪 周平[1]，川野 昌平[2]
[1]原子力機構，[2]東芝

1. 調査の目的と対象

1F の燃料デブリ取り出しに向けた性状把握に関する現状と課題を整理するため、本件では模擬燃料デブリを用いた試験や TMI-2 デブリの分析による性状推定データの取得状況と過酷事故時のソースタームに関する既往知見をとりまとめた結果を報告する。

2. 調査・検討結果の概要

1F 事故以降、実験室規模（数グラム）での溶融試験や TMI-2 デブリとの比較検証、及び海外の大規模溶融実験試料の分析等により、炉心溶融固化物及び MCCI（炉心溶融物－コンクリート相互反応）生成物の性状に関する基礎データが蓄積されて来ており、生成相（化合物）、微細組織、機械特性（硬さ等）がその主要項目である。炉心溶融固化物の主成分である UO_2-ZrO_2 系固溶体は、全率固溶する温度領域が融点直下の超高温領域に限られることから、冷却速度が生成相に影響すると予測される。すなわち急冷条件では立方晶単相が保持されやすく、徐冷条件では U リッチの立方晶と Zr リッチの正方晶（+単斜晶）に相分離しやすいと考えられる。また、溶融物の水による急冷効果の一例として、固化時に表面での粉体化・粒状化が大規模実験で確認されている。一方、金属質のデブリ構成成分では、溶融進展時の酸化状況に応じて、Zr-(Fe,Cr,Ni)系金属間化合物あるいは(Fe,Ni)系合金等がある他、中性子吸収材の B_4C が Zr 又は Fe 系の硬いホウ化物として合金中に析出している可能性が実験及び熱力学平衡計算により指摘されている。

MCCI 進展に関しては、炉心溶融物とコンクリートの接触面近傍で大きな温度勾配があり、到達温度領域に応じて生成相・組織に階層構造ができている可能性がある。コンクリートは 1200℃強から液相が出始めガラス化するとともに、UO_2-SiO_2 系及び ZrO_2-SiO_2 系状態図によると固相線は 2000℃前後まで低下する。MCCI 時の各元素の酸化・還元挙動に関しては、コンクリートから放出される水分により酸化環境が優勢と考えられ、未酸化で流下してきた Zr 等金属元素の酸化が進むと考えられる。

デブリ性状の推定における課題として、①デブリの分布が圧力容器内部から格納容器底部までの広範囲に及ぶことであり、それぞれの位置において溶融物が接触する構造材、温度履歴、酸素分圧、水の有無等が異なることから、これまでに得られた性状データの網羅性に不足が懸念されること、②ミクロレベルの組織や機械特性データは比較的充実しているものの、よりマクロな連続体（バルク）として捉えた際の特性評価が不十分な状況にあること、③取り出しまでの長期間における表面変質や溶出といった経時変化に関する知見が不足していることが挙げられる。

ソースタームに関して、既往のシビアアクシデント（SA）解析コードにおける燃料からの FP 放出モデルや炉内の移行モデルの多くは特定の化学種に対する温度のみの関数となっており、算出されるソースタームの不確かさは大きい。このため、燃料デブリ取り出しに資する炉内の FP 分布や性状に関する知見を得るためには、事故事象進展との相関において雰囲気や他物質との相互作用も考慮して FP 放出移行挙動を評価し、モデルを改良していくことが必要となる。このため、既往実験研究で一部データは取得されているものの、他物質との相互作用による溶融の影響や、再冠水による燃料微細化の影響といった、温度のみではなく多様な物理的・化学的な条件における FP 挙動評価を進めることが重要であると考えられる。

---

*Masahide Takano[1], Shuhei Miwa[1] and Shohei Kawano[2]
[1]JAEA, [2]Toshiba

2018年秋の大会

総合講演・報告

「燃料デブリ」研究専門委員会活動報告

Activity Report of the Research Committee on Fuel Debris

(4) 燃料デブリの性状に関する知見の現状と課題その２

(4) Current Status and Issues of Fuel Debris Characterization (II)

*中村 勤也[1]，名内 泰志[1]，鈴木 晶大[2]，松永 純治[3]，星野 国義[4]，坂村 義治[1]，高橋 優也[5]
[1]電中研，[2]NFD，[3]GNF-J，[4]日立 GE，[5]東芝エネルギーシステムズ

1. 調査の目的と対象

1F の燃料デブリ取り出しに向けた性状把握に関する現状と課題を整理するため、本件では、デブリ取り出し時の線量評価、臨界評価、収納・保管、処置、サンプル分析に関する技術開発ならびに長期変性挙動に関する知見をとりまとめた結果を報告する。

2. 技術開発状況の概要

【線量評価】プラント内線量率分布評価手法や局所線量率を実測する手法開発に加え、計量管理としての非破壊測定技術開発が行われている。

【臨界評価】燃料デブリ取出し時の実効増倍率への影響因子と臨界防止、臨界監視技術、臨界事故時の影響評価、臨界停止手段等の技術開発が行われている。

【収納・保管】キャニスター内に中性子吸収材を備えた TMI-2 の実績と異なり、最高濃縮度が約 5%と高い 1F では、同伴水量を 35vol%以下に制限することによって収納缶内径 400mm を確保する臨界安全評価、ならびに、収容缶の強度や水素ガス管理技術開発等が行われている。

【処置】燃料デブリの化学処理に湿式および乾式再処理技術を適用する技術開発が行われてきた。溶解率の観点では、フッ化物揮発法の基礎的な成立性が確認され、Pu 試験が計画中である。

【サンプル分析】1F 廃止措置の技術開発に必要な燃料デブリの機械的特性や化学的特性等の分析ニーズが整理される一方、1F サイトに隣接した放射性物質の分析・研究施設（大熊分析・研究センター）の建設や、X 線 CT やトリプル四重極プラズマ誘導結合質量分析装置等の最新の分析技術開発が進められている。

表１　燃料デブリ性状に関する主な課題

項目	主な課題
線量評価	- 事故進展過程における線量強度の三次元分布 - デブリ取出時の燃料デブリの形態変化・移行等に伴う作業地点の線量強度の経時変化 - 核燃料物質の含有量、Eu の帯同性、Cs 放出率
臨界評価	- 燃料デブリの冠水・冷却状況 - 燃焼度と燃料デブリの化学組成の位置依存性 - ^{155}、^{157}Gd、ホウ素、鋼材、コンクリート成分の均質性 - 粒径、密度、含水率、開/閉気孔率、熱特性 - デブリ表面で軽水からホウ酸水への置換時間 - FP ガス（Xe、Kr 等）放出割合と放出速度 - 中性子吸収材との親和性（短期～長期、化学的安定性、物理的帯同性）
収納・保管	- 水の濡れ性、水切り特性、乾燥特性 - 水素ガス発生挙動 - 収納缶内での長期変性挙動 - 収納缶との長期両立性 - 迅速なデブリ分別技術と判定基準（構造物、工具等）
処置	- 溶解性、均質性、FP 放出挙動、プロセス成立性
サンプル分析	- サンプル取出し位置と事故進展解明との相関 - サンプルの代表性（ミクロ⇔マクロ） - 機械的特性（材料健全性の評価）、化学的特性 - 気中取出し時の FP 放出挙動
長期変性挙動	- 循環注水冷却による An/FP 等の浸出・移行挙動 - 各位置（PCV、RPV、S/C 等）の環境条件（放射線環境下、pH、陰イオン濃度等）に応じた浸出・移行挙動 - 物理化学的特性や微細構造・相構造等の変化
その他	- デブリ取出し作業の安全ガイドラインの策定・指針

【長期変性挙動】事故炉の燃料デブリについて、自己照射損傷や熱応力による機械的破損、気中における長期変性挙動、浸出挙動等が観測されている。挙動評価に重要なサンプルの均質性や代表性、表面性状に加え、放射線環境下の影響も考慮した模擬デブリや使用済燃料からの核種の浸出挙動が調べられている。

3. 燃料デブリの性状に関する課題の抽出

上述の技術開発状況を踏まえ、燃料デブリ性状に関する課題を抽出した。その結果を表１にまとめる

*Kinya Nakamura[1], Yasushi Nauchi[1], Akihiro Suzuki[2], Junji Matsunaga[3], Kuniyoshi Hoshino[4], Yoshiharu Sakamura[1], Yuya Takahashi[5], [1]CRIEPI, [2]NFD, [3]GNF-J, [4]Hitachi-GE, [5]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：501-2 Nuclear Fuel and the Irradiation Behavior

Wed. Sep 5, 2018 2:45 PM - 3:35 PM JST | Wed. Sep 5, 2018 5:45 AM - 6:35 AM UTC | Room D A32 - A Building

[1D07-09] Fundamental Properties

Chair:Masahide Takano(JAEA)

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

[1D07] Thermal and mechanical properties of Fe_2Zr

*Daisuke Okada[1], Hiroto Ishii[1], Yuji Ohishi[1], Hiroaki Muta[1], Ken Kurosaki[1,2,3] (1. Osaka University, 2. Research Institute of Nuclear Engineering, University of Fukui, 3. JST PRESTO)

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

[1D08] Hydrogen distribuiton in irradiated zirconium alloys by means of atom probe tomography

*Takashi Sawabe[1], Takeshi Sonoda[1] (1. CRIEPI)

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

[1D09] Thermal properties evaluation of fluorite structure oxides

*Masato Kato[1], Taku Matsumoto[1], Hiroki Nakamura[1], Masahiko Machida[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

3:30 PM - 3:35 PM JST | 6:30 AM - 6:35 AM UTC

Time reserved for Chair

Fe_2Zr の熱的および機械的性質

Thermal and mechanical properties of Fe_2Zr

*岡田 大輔[1]，石井 大翔[1]，大石 佑治[1]，牟田 浩明[1]，黒崎 健[1,2,3]

[1]大阪大学，[2]福井大学附属国際原子力研究所，[3]JST さきがけ

燃料デブリの金属相に存在していると考えられる Fe_2Zr の熱的および機械的性質を評価した。

キーワード：燃料デブリ，金属相，Fe_2Zr，熱物性，機械的性質

1. 緒言

福島第一原子力発電所の炉内に形成した燃料デブリの性状や物性を理解することは、優先度の高い研究課題とされている。しかしながら、燃料デブリ中に存在すると考えられる金属相に関しては、その相状態や各種物性はほとんど調べられていない。本研究では、燃料デブリ中の金属相を構成する主要な相の一つであると考えられる Fe_2Zr に着目し、その相状態や各種基礎物性を評価した。

2. 実験方法

アーク溶解により作製した Fe_2Zr のインゴットを粉砕した後に、放電プラズマ焼結することでバルク体を得た。作製した試料の相状態を走査型電子顕微鏡（Scanning Electron Microscope: SEM）及び X 線回折（X-Ray Diffraction: XRD）法で評価した。各種基礎物性として、線熱膨張係数、比熱、熱拡散率、音速を測定した。測定した音速から弾性定数を、比熱と熱拡散率から熱伝導率を、それぞれ算出した。

3. 結果

本研究により評価した Fe_2Zr の比熱と熱伝導率の温度依存性を、図 1 と図 2 にそれぞれ示す。熱伝導率に関しては、酸化物相の主成分である UO_2 と ZrO_2 の熱伝導率と比較した。図 1 から、Fe_2Zr の比熱の温度依存性において、670 K 付近にラムダ型のピークが存在するが、これは磁気相転移によるものだと考えている。図 2 から、Fe_2Zr の熱伝導率は、酸化物相と比較して全ての温度域で高いことがわかった。また、670 K 付近までは温度上昇とともに減少し、その後増加に転じるような温度依存性を示すことがわかった。

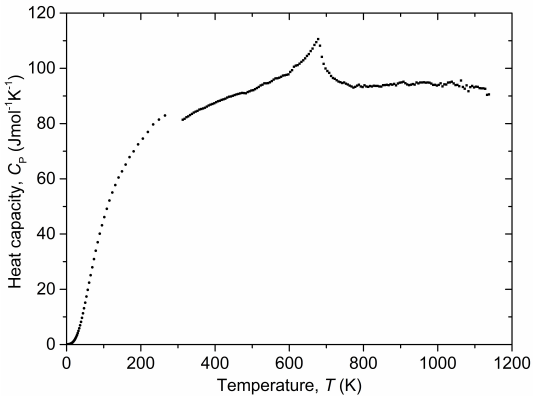


図 1　Fe_2Zr の比熱の温度依存性

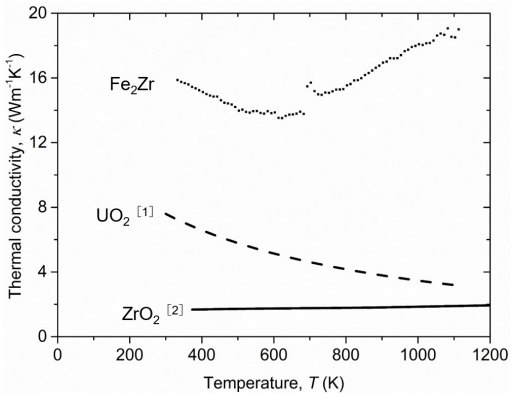


図 2　Fe_2Zr の熱伝導率の温度依存性、UO_2［1］と ZrO_2［2］についてのデータを併せて示す

参考文献

[1] J. K. Fink, “Thermophysical properties of uranium dioxide,” *J. Nucl. Mater.* **279**, 1-18 (2000).

[2] W. D. Kingery, J. Francl, R.L. Coble, T. Vasilos, “Thermal Conductivity: X, Data for Several Pure Oxide Materials Corrected to Zero Porosity,” *J. Amer. Ceram. Soc.* **37**, 107-110 (1954).

*Daisuke Okada[1], Hiroto Ishii[1], Yuji Ohishi[1], Hiroaki Muta[1], Ken Kurosaki[1,2,3]

[1]Osaka University, [2]Reseach Institute of Nuclear Engineering, University of Fukui, [3]JST PRESTO.

照射ジルコニウム合金中の水素分布のアトムプローブ観察

Hydrogen distribution in irradiated zirconium alloy by means of atom probe tomography

*澤部 孝史[1]，園田 健[1]

[1]電力中央研究所

照射ジルコニウム合金中の水素原子の分布をアトムプローブ（APT）測定結果より評価した。母相において水素化物と推定される水素原子の濃化した領域が観察された。濃化領域の大きさの違いから、最初に生成する微小な水素化物と成長した水素化物の二種類に区別できると考えられた。

キーワード：ジルコニウム合金，燃料被覆管，水素化物，照射欠陥，アトムプローブトモグラフィー

1. 緒言

被覆管の外表面は炉水との接触により酸化し、この反応により発生する水素の一部が被覆管へ吸収される。高燃焼時では被覆管の水素吸収速度が増大する傾向にあり、一因として中性子照射量の増加による析出物の照射誘起固溶や照射欠陥の形成などのミクロ組織の照射挙動による影響が考えられる。当所はこれまでに照射ジルコニウム合金中の元素分布の変化と照射欠陥の関係を APT 測定の結果から明らかにしており[1,2]、本研究では母相中の水素原子分布を評価した。

2. 試料と実験方法

照射ジルコニウム合金は、商用 BWR で最大 15 × 10^{25} /m^2 (E > 1 MeV)まで照射された Fe 添加改良合金（Fe 量 0.43 at%）と比較用のジルカロイ-2（0.29 at%）を用いた。APT 測定データは LEAP4000X-HR により取得し、三次元アトムマップを構築した。

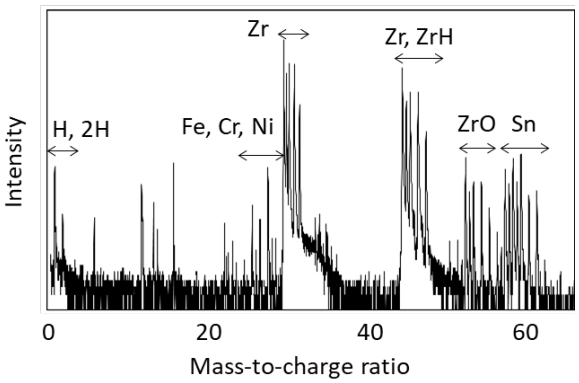


図1 照射後試料の質量電荷比スペクトル.

3. 結果と考察

水素は質量電荷比スペクトルにおいて、H^+, $2H^+$, ZrH^{2+} として検出され、これらを水素分布評価に用いた（図 1）。アトムマップから水素は母相中で局所的に濃化した。形状は、10-20 nm 程度の粒状と APT 測定範囲より大きい板状（もしくはクサビ状）の二種類が確認され（図 2）、水素化物と推定される。粒状水素化物は極微小であることから、最初に母相に生成した水素化物と考えられ、板状水素化物は粒状水素化物から成長した水素化物と考えられた。

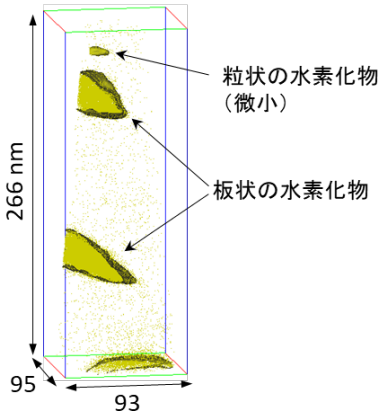


図2 照射後試料の水素原子の分布.

参考文献

[1] T. Sawabe, T. Sonoda, J. Nucl. Sci. Technol. in press.

[2] 澤部孝史，園田健，日本原子力学会 2018 年春の年会，予稿集 3D12.

*Takashi Sawabe[1] and Takeshi Sonoda[1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

蛍石型酸化物の熱物性評価

Thermal properties evaluation of fluorite structure oxides

*加藤　正人[1]，松本 卓[1]，中村 博樹[1]，町田 昌彦[1]

[1]日本原子力機構

UO_2 や PuO_2 などの蛍石構造を有する 6 種類の酸化物について、熱物性及び機械物性について比較・評価し、比熱及び熱伝導率を記述する式について検討した。

キーワード：蛍石酸化物，アクチナイド酸化物，熱物性

1. 緒言

酸化物燃料の基礎物性について機構論的に記述することを目的に、蛍石構造を有する CeO_2、ThO_2、UO_2、NpO_2、PuO_2、AmO_2 の 6 種類の酸化物について基礎特性を比較評価した。さらに、基礎データ間の関連性について検討し、比熱及び熱伝導率について評価を行った。

2. 実験データベース

実験データとして、酸素ポテンシャル、格子定数、ヤング率、せん断率、ポアッソン比、熱膨張率、比熱、熱伝導率及び融点についてレビューし、比較評価した。6 種類の化合物のうち、UO_2 はハイパーストイキオメトリの領域に、ThO_2 を除く残りの 4 種類は、ハイポストイキオメトリ組成領域に広がっている。ThO_2 は定比組成で安定であり、広範囲の酸素ポテンシャルで安定に存在し、他の酸化物は、NpO_2<UO_2<PuO_2<CeO_2<AmO_2 の順で酸素ポテンシャルが高くなる傾向である。融点と熱膨張率の関係などの他の特性においては、明らかな傾向は観察できなかった。

3.熱物性の評価

図 1 に比熱の温度依存性[1]を示す。機械物性及び熱膨張係数を用いると、デバイ温度とグリュナイゼン係数を評価することができるため、比熱(Cp)を定積比熱(Cv)と熱膨張の寄与(Cd)の和として得ることができる。図 1 中に例として CeO_2 の計算結果を示すが、実験データと良い一致を示している。これらの化合物は、同じ結晶構造で、熱膨張も大きな違いがないことから Cp=Cv+Cd は、ほぼ同じ値となることが期待される。ThO_2 の比熱は CeO_2 とほぼ同じ値を示すが、他のアクチニド酸化物は 10-30 J/mol K 高く、PuO_2 が最も高い値である。これらの酸化物における実験データと計算で得られた結果の差は、5f 電子の寄与であるショットキー項として評価された。熱伝導率は、フォノン伝導の Slack の式[2]で評価した。CeO_2 及び ThO_2 はフォノン伝導とよく一致したが、NpO_2、UO_2、PuO_2 及び AmO_2 は、他のメカニズムの寄与があることを確認した。

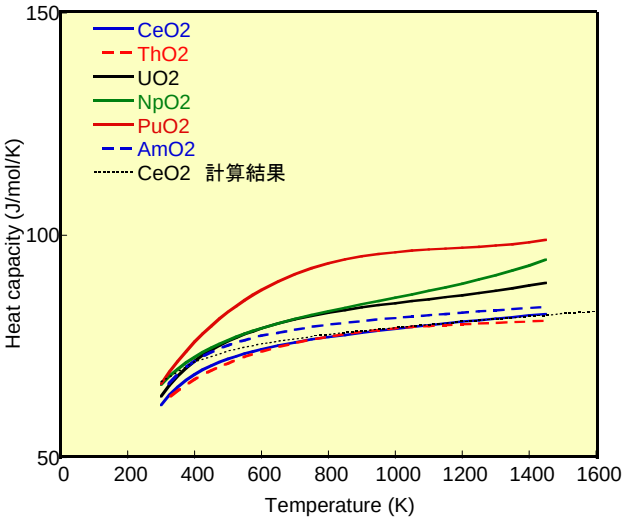


図 1　蛍石型酸化物の比熱の比較

参考文献

[1] Konings, et al., J. of Phy. Chem. Ref. Data, 43, 013101(2014)

[2] Slack, Solid State Physics, 34(1979)1-71

---

*Masato Kato[1], Taku Matsumoto[1], Hiroki Nakamura[1] and Masahiko Machida[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：501-2 Nuclear Fuel and the Irradiation Behavior

Wed. Sep 5, 2018 3:35 PM - 4:25 PM JST | Wed. Sep 5, 2018 6:35 AM - 7:25 AM UTC | Room D A32 - A Building

[1D10-12] Fuel Behavior

Chair:Masayoshi Uno(Univ. of Fukui)

3:35 PM - 3:50 PM JST | 6:35 AM - 6:50 AM UTC

[1D10] Evaluation of fuel behaviors by using science-based Integrated models for MOX properties

(1)Evaluation of O/M redistribution

*Shun Hirooka[1], Masato Kato[1], Masashi Watanabe[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

[1D11] Evaluation of fuel behaviors by using science-based Integrated models for MOX properties

(2)Evaluation of Pu and Am redistribution

*Miho Kamei[1], Masayuki Naganuma[1], Yoshihisa Ikusawa[1], Koji Maeda[1], Shinji Sasaki[1], Ozawa Takayuki[1], Shun Hirooka[1] (1. JAEA)

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

[1D12] Development of Fuel Performance Code FEMAXI-8

Model Improvements for Light Water Reactor Fuel Analysis and Systematic Validation

*Yutaka Udagawa[1], Masaki Amaya[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

4:20 PM - 4:25 PM JST | 7:20 AM - 7:25 AM UTC

Time reserved for Chair

高速炉 MOX 燃料の機構論的統合モデルを用いた燃料挙動の評価
（1）O/M 再分布の評価

Evaluation of fuel behaviors by using science-based integrated models for MOX properties
(1) Evaluation of O/M redistribution

*廣岡 瞬[1]，加藤 正人[1]，渡部 雅[1]
[1]日本原子力研究開発機構

MOX 燃料の機構論的統合モデルのうち、酸素拡散係数を用いて照射中の O/M 再分布の経時変化を評価した。2000K を超えるような高温部では O/M 再分布は数十分で完結するが、1000K では数十時間かけて O/M 再分布が進行する結果が得られた。

キーワード：MOX，O/M，照射，酸素ポテンシャル，酸素拡散

1. 緒言

原子力機構では高速炉用 MOX 燃料の様々な基礎特性について幅広いパラメータで取得してきた。これらの基礎特性は機構論的にモデル化することで、それぞれの特性が相互に関連し、燃料組成に対して連続的に整理することができる。本シリーズ発表では、MOX 燃料の機構論的統合モデルを用いた照射中の燃料挙動の評価の一つとして、酸素/金属比（O/M）再分布の評価について報告する。

照射中の MOX 燃料には径方向に急峻な温度勾配が付与されるため、これが駆動力となって酸素の拡散が起こり、O/M が再分布する。O/M は熱伝導率等の様々な物性に影響を及ぼすことから特に重要な燃料挙動である。酸素の拡散は比較的速く、これまでは径方向の温度分布に対して平衡状態となる O/M が評価されてきた。しかし、出力上昇中のような照射初期では O/M 再分布は平衡状態に至っていないと考えられ、O/M 再分布の経時変化の評価が必要となる。機構論的統合モデルとして酸素拡散係数 [1]が整理されたため、酸素拡散係数を用いた O/M 再分布の経時変化の評価が可能となった。

2. 評価方法

O/M 分布の経時変化は、(1)式により簡易的に評価する方法が提案されている[2]。

$$c(r,t) = c(r,0)\exp\left(-\frac{t}{\tau}\right) + c(r,\infty)\left\{1-\exp\left(-\frac{t}{\tau}\right)\right\} \quad (1)$$

cは定比組成（O/M=2）からの差、rは径方向における中心からの距離、t は時間、τは時定数である。時定数は$\tau = (r_{out}^2 - r_{in}^2)/17.2D$（$D$は酸素拡散係数）と報告されており、温度、O/M 及び Pu 含有率について整理した酸素拡散係数を用いた。(1)式を用いて、照射中の径方向の温度分布と O/M 再分布について経時変化を評価した。

3. 評価結果・考察

局所的な温度に対して、O/M 変化に要する時間を図 1 に示す。縦軸の 0 は初期状態の O/M を、縦軸の 1 は平衡状態の O/M を示す。2000K では 1 時間以内に O/M 変化が完結するが、1000K では O/M 変化に 1 日程度を要することが分かる。ペレット表面付近は照射中 1000K 程度に冷却されているため、ペレット表面の O/M 再分布にはある程度の時間を要することが考えられる。発表では照射中の O/M 変化に関して、温度勾配に対して平衡状態のみを評価した場合と、経時変化を評価した場合の比較についても紹介する。

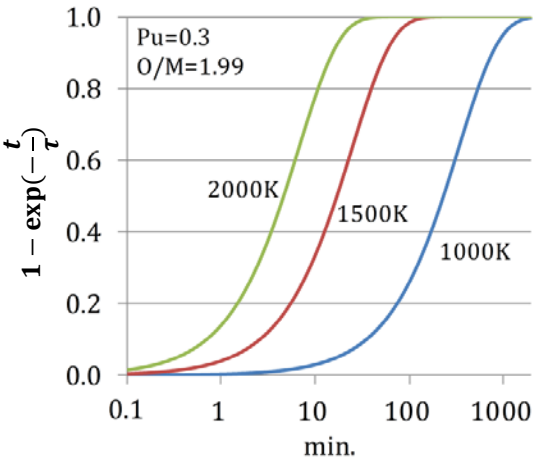


図 1 O/M 再分布の時間変化

参考文献

[1] M. Kato et al., *J. Nucl. Mater.*, 487(2014)424-432.
[2] K. Lassmann, *J. Nucl. Mater.*, 150(1987)10-16.

*Shun Hirooka[1], Masato Kato[1] and Masashi Watanabe[1]　[1]Japan Atomic Energy Agency

高速炉 MOX 燃料の機構論的統合モデルを用いた燃料挙動の評価 （2）Pu, Am 再分布の評価

Evaluation of fuel behaviors by using science-based integrated models for MOX properties
(2) Evaluation of Pu and Am redistribution

*亀井 美帆[1]，永沼 正行[1]，生澤 佳久[1]，前田 宏治[1]，佐々木 新治[1]，小澤 隆之[1]，廣岡 瞬[1]
[1]日本原子力研究開発機構

MOX 燃料の機構論的統合モデルのうち蒸気圧モデルを用いて、照射初期の Pu 及び Am 再分布を評価した。照射初期の Pu 及び Am 再分布について、照射中の蒸気圧による寄与を明らかにした。

キーワード： MOX 燃料，O/M 比，プルトニウム，アメリシウム，再分布

1. 緒言

高速炉 MOX 燃料において、照射による Pu、Am のペレット径方向濃度変化（Pu・Am 再分布）は、燃料の融点等に影響を与えるため、重要な挙動である。Pu、Am の照射初期の再分布挙動等を把握するため、高速実験炉「常陽」で Am-MOX 燃料の短期照射試験(B14 試験)を実施した。本研究では、この試験燃料を対象に O/M 比による Pu・Am 再分布挙動への影響について、蒸気圧を評価し検討した。

2. 照射試験・結果[1]

B14 試験では、Pu 含有率 31 wt.%、Am 含有率 2.4 wt.%、O/M 比 3 レベル (1.96、1.98、2.00) の燃料ピンについて、48 時間のプレコンディショニングの後、最大線出力 470 W/cm で 10 分間の短期照射を行った。照射後試験 (PIE) で EPMA 測定の結果、いずれの試料においても燃料中心側で Pu・Am 濃度は最大となる分布となり、中心側での Pu・Am・U 再分布量と O/M 比の関係を図 1 に示した。ここで、O/M 比の増大に伴い Pu、Am の再分布量は増加する傾向にあり、特に O/M 比が 2.00 で再分布量が大きく、Am 再分布量は Pu 再分布量よりも大きく増加していることがわかる。

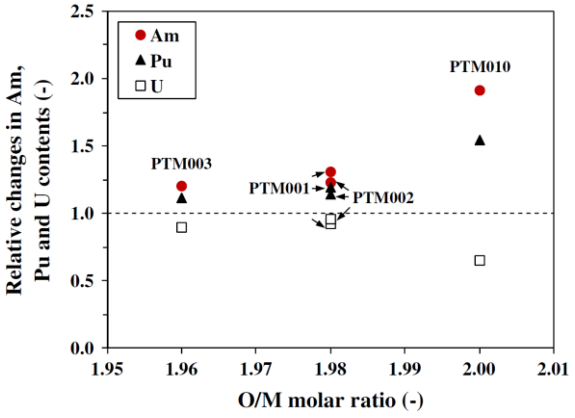


図 1　O/M 比と燃料中心側の Pu,Am 再分布量の関係[1]

3. 考察

Pu・Am 再分布挙動は固相拡散と気相輸送によるものと知られているが、上記のような照射初期では、燃料組織変化を伴う燃料の径方向温度勾配による製造時気孔の蒸発・凝縮移動過程での気相輸送が支配的であり、再分布量は U・Pu・Am 系の蒸気圧差に起因するものと考えられる。そこで、MOX 燃料の機構論的統合モデル[2]にある蒸気圧モデル[3]を用いて、最大線出力時の蒸気圧を計算した結果を**図 2** に示す。この結果から、O/M 比の増大に伴い Pu・Am 再分布量が増大したのは、Pu・Am 分圧に対する U 分圧比 (U 分圧/Pu 分圧、U 分圧/Am 分圧) が増大したことが起因したと考えられる。O/M 比が 2.00 のとき、Pu、Am とも再分布量が大きく、特に Am で大きくなったことは、これらの分圧比の傾向により説明できることが分かった。本検討の結果得られた知見を燃料挙動解析コードに取り入れることで、照射初期における Pu・Am 再分布評価の精度の向上が期待でき、次期高速炉の燃料設計裕度の適正化に資するものと考える。

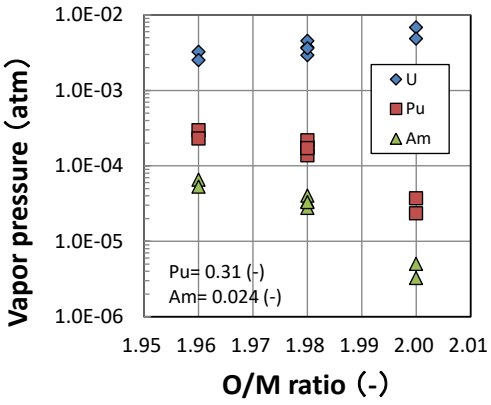


図 2　O/M 比と最大線出力時の蒸気圧の関係

参考文献

[1] K. Maeda et al, J. Nucl. Mater., 416 (2011) 158-165.
[2] 2018 年日本原子力学会春の年会,予稿(2018) 3D01-3D03.　[3] Y.Ikusawa et al, Proc., ICONE22 (2014) 30005.

*Miho Kamei[1], Masayuki Naganuma[1] , Yoshihisa Ikusawa[1] , Koji Maeda[1] , Shinji Sasaki[1] , Takayuki Ozawa[1] ,and Shun Hirooka[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

燃料挙動解析コード FEMAXI-8 の開発
軽水炉燃料挙動モデルの改良と総合性能の検証

Development of Fuel Performance Code FEMAXI-8

Model Improvements for Light Water Reactor Fuel Analysis and Systematic Validation

*宇田川 豊[1]，天谷 政樹[1]

[1] 日本原子力研究開発機構

燃料挙動解析コード FEMAXI-8 を開発した。前バージョンに対しモデル改良及び新規モデル導入、データ/処理構造の見直し等を行い、144 ケースに拡充した検証データベースによりその予測/計算性能を確認した。

キーワード：燃料挙動解析コード，FEMAXI，軽水炉燃料，高燃焼度，核分裂生成ガス放出

1. 緒言

FEMAXI-8 は、軽水炉燃料の通常運転時及び異常過渡条件下の挙動解析を目的として日本原子力研究開発機構が開発整備を進めてきた FEMAXI（前バージョン FEMAXI-7 は 2012 年公開[1]）の最新バージョンである。FEMAXI については、実験データ解析や燃料設計等研究/開発のツールとして主に高燃焼度燃料の挙動解析向けモデル等の拡充を進めてきたが、照射試験データに基づく検証は前バージョンまで小規模に留まり、燃料研究分野における更なる適用拡大や燃料安全評価等の分野での活用に向け、解析結果の信頼性向上が課題であった。そこで、FEMAXI-8 の開発に合わせ、FEMAXI の検証として最大となる 144 ケースの照射試験データを用いた検証を行い、その軽水炉燃料挙動に関する予測性能/計算性能を確認した。

2. FEMAXI 検証用データベース構築

燃料挙動全体に及ぼす影響が大きく重要度の高い、燃料中心温度及び核分裂生成ガス放出率（FGR）を主たる検証項目とし、これらの実測データが充実する OECD ハルデン計画の照射試験データ、OECD/NEA の国際燃料実験（IFPE）データベース内のランプ試験データ、等を収集し、FEMAXI 検証用のデータベースを構築した。

3. FEMAXI-8 開発に係る課題抽出及びプログラム改良

前バージョンにおいて、急激な温度変化の繰り返しを伴う解析時の数値的な安定性、及び実測データの再現性の問題が確認されたことから、前者については熱/力学連成、軸方向ノード間相互作用、摩擦力算定、応力再配分及び時間制御に係る各アルゴリズムの改良、後者については燃料ペレット内部におけるクラックの熱的影響の考慮、FGR を決定づける結晶粒界ガスバブル連結過程における粒界やガスバブルのジオメトリ効果の考慮等の改良を行った。

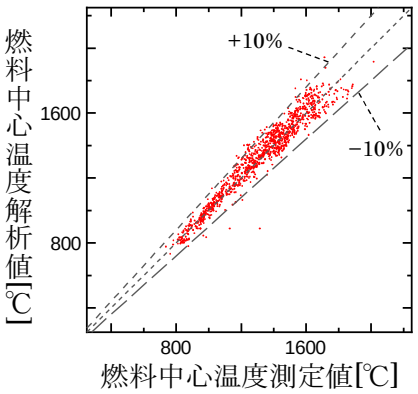


図 1 UO_2 燃料中心温度の比較

4. 検証解析

UO_2、MOX 及び Gd 添加燃料を対象とした照射試験 144 ケース（到達燃焼度 3-99 GWd/tU、最大線出力 146-585 W/cm、初期内圧 0.1-3.4 MPa、He 組成比 0.0-1.0、初期ギャップ 42-508 μm の範囲）について、FEMAXI-8 の検証解析を実施した。解析値/実測値間の誤差は燃料中心温度については概ね相対誤差 10%以内（図 1：UO_2 燃料ケースの例）、FGR については検証ケース全体の標準偏差（絶対値）にして 5%以内であった。

参考文献

[1] 鈴木他、”軽水炉燃料解析コード FEMAXI-7 のモデルと構造”、JAEA-Data/Code 2013-014 (2013)

*Yutaka Udagawa[1], and Masaki Amaya[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：501-2 Nuclear Fuel and the Irradiation Behavior

Wed. Sep 5, 2018 4:25 PM - 6:00 PM JST | Wed. Sep 5, 2018 7:25 AM - 9:00 AM UTC | Room D A32 - A Building

[1D13-18] Nitride Fuel

Chair:Masato Kato(JAEA)

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

[1D13] R&D on Nitride Fuel Cycle for MA Transmutation to Enhance Safety and Economy
Lattice and Bulk Expansion of Nitride Fuel Pellet Induced by Self-irradiation Damage

*Masahide Takano[1], Seiya Takaki[1] (1. JAEA)

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

[1D14] R&D on Nitride Fuel Cycle for MA Transmutation to Enhance Safety and Economy
(4) Correlation of Milling Condition and Sintered Density of Nitride Fuel Surrogate Material

*Seiya Takaki[1], Makoto Harada[1], Masahide Takano[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

[1D15] R&D on Nitride Fuel Cycle for MA Transmutation to Enhance Safety and Economy
(5)Chemical Compatibility between Cladding and Fuel Surrogate Materials

*Harada Makoto[1], Seiya Takaki[1], Masahide Takano[1] (1. JAEA)

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

[1D16] R&D on Nitride Fuel Cycle for MA Transmutation to Enhance Safety and Economy
(6)Melting Point Measurement of Nitride: A Laser Heating Application

*Tatsumi Arima[1], Masahide Takano[2], Seiiya Takaki[2] (1. Kyushu univ., 2. Japan atomic energy agency)

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

[1D17] R&D on Nitride Fuel Cycle for MA Transmutation to Enhance Safety and Economy
(7) Shearing experiments of simulated fuel pins containing (Dy,Zr)N pellets

*Takumi Sato[1], Hirokazu Hayashi[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

[1D18] R&D on Nitride Fuel Cycle for MA Transmutation to Enhance Safety and Economy
(8) Reductive extraction of Zr and Ce in liquid Cd

*TSUYOSHI MURAKAMI[1], Masatoshi Iizuka[1], Hirokazu Hayashi[2] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry, 2. Japan Atomic Energy Agency)

5:55 PM - 6:00 PM JST | 8:55 AM - 9:00 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
（3） α線自己照射損傷による結晶格子と焼結体膨張の相関

R&D on Nitride Fuel Cycle for MA Transmutation to Enhance Safety and Economy

(3) Lattice and Bulk Expansion of Nitride Fuel Pellet by Self-irradiation Damage

*高野 公秀，髙木 聖也

原子力機構

燃料製造後の保管中に蓄積する格子欠陥と He 原子の燃料ふるまいへの影響に関する基礎知見取得のため、(Pu,Cm,Zr)N 窒化物燃料ペレットを焼結し、室温保管時の格子定数とペレット寸法の経時変化を測定した。

キーワード：マイナーアクチノイド，核変換，窒化物燃料，自己照射損傷，膨張

1. 緒言

マイナーアクチノイド（MA）を高濃度に含有した燃料には、製造後の保管中にα線自己照射損傷による格子欠陥と He 原子の蓄積が速く進む。格子欠陥蓄積による結晶格子膨張はよく知られた現象であるが、バルク（焼結体）寸法変化に関する既存知見はほとんどない。ここでは、主要なα線源として ^{244}Cm を添加した窒化物燃料ペレットを焼結し、室温保管時の格子定数と寸法の経時変化の相関データを取得した。

2. 実験方法

$Pu_{0.80}Cm_{0.20}O_2$ 粉末から炭素熱還元法により $Pu_{0.80}Cm_{0.20}N$ 窒化物固溶体を調製した。これにボールミル粉砕した ZrN 粉末を混合して成型体を窒素気流中 1600℃で 6 時間加熱し、$Pu_{0.24}Cm_{0.06}Zr_{0.70}N$ 固溶体を得た。これを乳鉢中で微粉砕し、成型体を 1700℃で 5.5 時間加熱することで、理論密度の 80%以上のディスク状及びペレット状の焼結体を得た。加熱後速やかにディスク状試料を粉末化して室温での X 線回折測定を開始するとともに、ペレット状試料の寸法（直径及び高さともに約 3.6 mm）を分解能 1 μm のデジタルマイクロメータで測定した。格子定数と寸法の経時変化データを約 3000 時間に渡って取得した。なお、試料中の金属元素全体に対する実効崩壊定数λは、5.61×10^{-11} s^{-1} である。

3. 結果と考察

格子定数とペレット寸法の初期値に対する変化を図 1 に示す。格子膨張は、理論式 $\Delta a/a_o = A[1-\exp(-B\lambda t)]$ によく則っており、膨張の飽和値を示す A 値として 4.93×10^{-3} を得た。ZrN を含まない CmN の室温での値が 4.31×10^{-3} [1]であるので、これよりも大きい。A 値の物理的解釈では、結晶格子内の金属原子密度に比例することが知られており、格子定数の小さい ZrN と固溶体化したことで金属原子密度が約 24%増大したためと考えられる。一方、ペレット直径・高さともに格子膨張にほぼ同期して増大し、格子膨張より幾分大きな値に飽和した。この類似性から、ペレット膨張の主要因は、フレンケル欠陥蓄積に伴う結晶格子膨張であると言える。今後さらに測定を継続し、格子膨張が飽和した状態において He 原子蓄積の影響で寸法変化が起こるか否か確認する予定である。

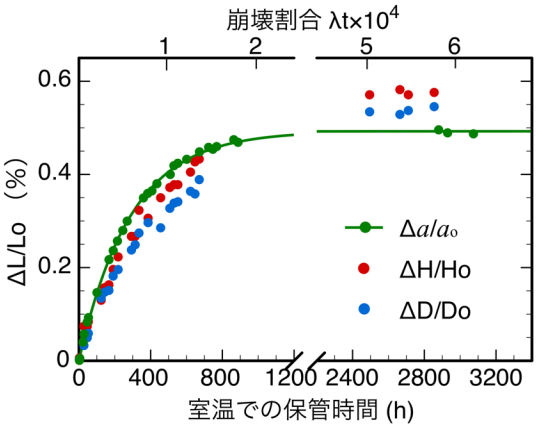


図 1 室温での格子定数とペレット寸法経時変化

*本報告は、原子力機構が委託先として実施した平成 29 年度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」の成果の一部です。

参考文献 [1] M. Takano, H. Hayashi, K. Minato, J. Nucl. Mater. 448 (2014) 66-71.

---

*Masahide Takano and Seiya Takaki, Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

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 （4）燃料模擬物質の粉砕条件と焼結密度の相関

R&D on Nitride Fuel Cycle for MA Transmutation to Enhance Safety and Economy
(4) Correlation of Milling Condition and Sintered Density of Nitride Fuel Surrogate Material

*髙木 聖也，原田 誠，高野 公秀
原子力機構

MA 核変換用窒化物燃料に関して、ポアフォーマ添加による焼結密度制御のための基礎的な知見を得るために、様々な粉砕条件のもと $Dy_{0.3}Zr_{0.7}N$ 模擬窒化物燃料の焼結実験を行った。

キーワード：マイナーアクチノイド（MA），窒化物燃料，粉砕，焼結

1. 緒言

マイナーアクチノイド（MA）核変換用窒化物燃料では、燃焼時のスエリング緩和を目的とした低密度燃料の技術開発が必要である。適切なポリマー微粒子をポアフォーマとして添加し、窒化物ペレットの焼結を行うことで、緻密な組織を有しつつ、燃料中に気孔を形成させ低密度窒化物燃料を得る。本研究では、MA を希土類 Dy で模擬した $Dy_{0.3}Zr_{0.7}N$ 模擬窒化物燃料の粉末を様々な粉砕条件で粉砕し焼結することで、ポアフォーマによる密度制御技術開発のための基礎的な知見を得ることを目的とした。

2. 実験方法

金属を出発物質として得た DyN 及び ZrN 粉末を混合・粉砕し、成型体を窒素気流中 1600℃で 6 時間加熱することで $Dy_{0.3}Zr_{0.7}N$ 固溶体を得た。これを乳鉢中で粗粉砕することで、$Dy_{0.3}Zr_{0.7}N$ 固溶体粉末とし、遊星ボールミルによる粉砕試験を行った。ボール及び粉砕容器の材質として、タングステンカーバイド製（WC）と窒化ケイ素製（Si_3N_4）の 2 種類を用いた。各材質において粉砕時間をパラメータとするため、所定の粉砕時間経過毎に容器から粉砕粉末を分取し、焼結や各種分析試験に供する方法とした。粉砕時間は 10 分～150 分の間とし、焼結試験は窒素気流中 1630℃及び 1700℃で 6 時間加熱を行った。

3. 結果と考察

粉砕粉末の性状分析の結果、粉砕時間 10 分～150 分の間で焼結密度への影響が懸念される不純物酸素・炭素濃度の試料間での大きな差異は見られず、比表面積は粉砕時間に比例して増大した。図 1 に、理論密度に対する焼結体相対密度の粉砕粉末比表面積依存性を示す。WC 製のボール及び粉砕容器を用いた場合、Si_3N_4 を用いた場合よりも到達する比表面積が大きくなることがわかった。一方、Si_3N_4 を用いた場合、比表面積が小さいにも関わらず、より高密度で緻密な組織が得られることがわかった。この要因として、WC を用いた粉砕では粉末粒子内の歪みの程度が高く、これが結晶粒成長を阻害していることが X 線回折測定により示唆された。得られた試験データから、焼結温度 1973 K 及び 1903 K において相対密度 90 %TD を確保するために必要な粉砕条件を定め、H30 年度のポアフォーマ添加試験の際の基本条件とした。

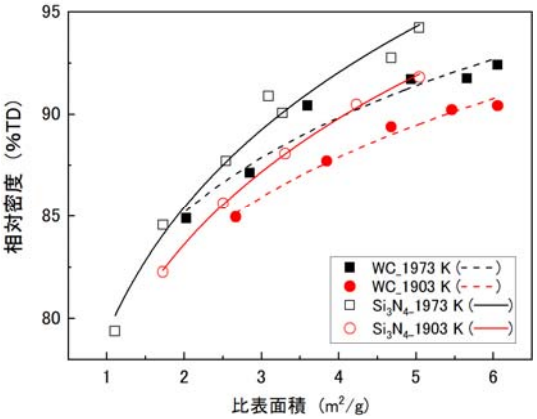


図 1 焼結体相対密度と粉砕粉末の比表面積依存性

*本報告は、原子力機構が委託先として実施した平成 29 年度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」の成果の一部です。

*Seiya Takaki, Makoto Harada and Masahide Takano, Japan Atomic Energy Agency

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 (5) 模擬燃料と被覆管材料の化学的両立性

R&D on Nitride Fuel Cycle for MA Transmutation to Enhance Safety and Economy
(5) Chemical Compatibility between Cladding and Fuel Surrogate Materials

*原田　誠，髙木 聖也，高野 公秀
原子力機構

核変換用窒化物燃料の被覆管候補材料と模擬窒化物燃料について、被覆管溶融温度での短時間の反応試験及び通常運転温度における長時間の反応試験を行った。どちらの試験でも模擬窒化物燃料成分と被覆管成分による反応層の形成は認められず化学的両立性は優れていることがわかった。

キーワード：マイナーアクチノイド、核変換、窒化物燃料、被覆管、化学的両立性

1. 緒言

核変換用窒化物燃料の被覆管材料として、耐照射性及び高温強度に優れる T91 フェライト鋼が候補となっている。しかし、窒化物燃料と T91 フェライト鋼の化学的両立性に関するデータは不足している。化学的両立性を評価することは、原子炉通常運転における燃料の健全性を担保するだけでなく、過酷事故における事象進展を理解する上でも重要となる。そこで本研究では模擬窒化物燃料と被覆管材料について、被覆管溶融温度での短時間の反応試験及び通常運転温度での長時間の反応試験を行った。

2. 実験方法

試料は、模擬窒化物燃料として ZrN と $Dy_{0.3}Zr_{0.7}N$ の焼結体を、被覆管材料として T91 フェライト鋼と SUS316L オーステナイト鋼を用いた。被覆管溶融温度の短時間試験は、集光加熱で温度勾配を生じさせる方法と電気炉で等温加熱する方法で行った。溶融状態の保持時間はそれぞれ約 5 分、30 分であった。通常運転温度での長時間試験は、模擬窒化物燃料と被覆管材料の接触を保った状態でガラス管に封入し、電気炉で 773K、923K および 1073K の 3 条件で加熱した。保持時間はそれぞれの温度で約 60 日、21 日、4 日とした。試験後に試料を樹脂に包埋し、切断、研磨を経て SEM/EDX により断面観察および元素分析を行った。

3. 結果と考察

被覆管溶融状態の試験では、どちらの加熱方法でも反応層は確認されなかったが、模擬燃料から脱離した粒子が界面付近の被覆管層で観察された。脱離した粒子は酸化物あるいは酸化窒化物であり、被覆管材料に不純物として含まれていた酸素と反応して、選択的に脱離したものと考えられる。通常運転温度での長時間試験の結果の一例を図 1 に示す。試料断面の観察から模擬燃料と被覆管材料の接触が保たれていたことが確認できた。元素分析の結果、すべての条件で反応層および相互拡散は確認できなかった。どちらの試験においても反応層が確認できなかったことから被覆管材料と模擬燃料の化学的両立性は良好であることがわかった。以上の結果を踏まえて、平成 30 年度は模擬 FP 元素を加えた体系での通常運転温度での長時間試験を行う予定である。

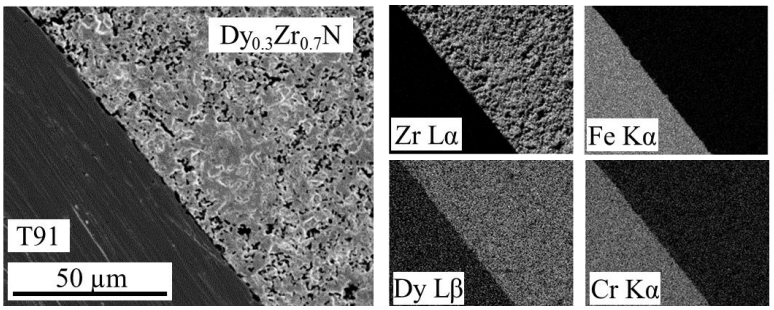


図 1 試料断面と元素分析結果（773K、60 日間保持）

*本報告は、原子力機構が委託先として実施した平成 28 年度および 29 年度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」の成果の一部です。

*Makoto Harada, Seiya Takaki and Masahide Takano, Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

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 （6）レーザー加熱による融点測定技術の適用性検討

R&D on Nitride Fuel Cycle for MA Transmutation to Enhance Safety and Economy

(6) Melting Point Measurement of Nitride: A Laser Heating Application

*有馬 立身[1]，髙木 聖也[2]，高野 公秀[2]

[1]九州大学，[2]原子力機構

窒化ジルコニウムを母材とした模擬窒化物燃料に対して、レーザー加熱を利用した非接触・高速測定法の融点評価への適用性を検討するとともに、模擬窒化物の組成依存性を評価した。

キーワード：窒化物燃料，レーザー加熱，融点，放射率

1. 緒言

窒化物燃料の不活性母材となる ZrN は、高融点[1]、高熱伝導率[2]といった燃料には有利な性質を持つが、原子炉の安全性の観点からは、その溶融挙動の理解は必要不可欠である。これまでに、ZrN の溶融挙動は、調和的でない、液相と気相に分解する、雰囲気の窒素ガス圧の依存性を有する等複雑であり、このような不活性母材に、マイナーアクチノイド（MA）が高濃度に添加されるとその溶融挙動は一層複雑になると予想される。本研究では、模擬窒化物燃料試料に対する液相生成温度の評価を目的とし、H29 年度までに測定法の確立および組成依存性を調査するために、レーザー加熱法を用いた溶融試験を実施した。

2. 実験方法

測定対象は、原子力機構から供与された窒化物試料、(Dy,Zr)N および(Er,Zr)N であった。ここで Dy および Er は MA の模擬物質である。これらを、窒素ガス高圧セル中に置き、レーザー加熱法を用いて溶融挙動を測定した。試料の加熱・溶融には半導体レーザー(940 nm)およびロングパルス YAG レーザー(1068 nm)、温度変化のモニターには高速放射温度計、放射率評価には、室温にて積分球、溶融時にて可視分光計を使用した。更に溶融試験後、一部の試料に対しては SEM-EDS による観察・組成分析を行った。

3. 結果と考察

窒化物試料は熱衝撃に対して脆く、溶融挙動は現状では溶融箇所の温度変化のみでしか推察することができず、液相から固相へ変化する相転移温度（=熱停留点）を特定できていない。そのため、熱停留点での輻射スペクトルの取得も困難であった。そこで、窒化物が溶融時に熱分解すること、MA 模擬元素が蒸発しやすいことを考慮し、温度上昇時の固相から液相への熱停留点を融点と見なした。便宜的に室温での放射率を用いて、その点での融点を求めた結果を図 1 に示す。DyN 含有率の増加に伴い、液相生成温度が低下する傾向を確認した。今後、相転移温度の明確化、輻射スペクトルからの放射率評価、液相生成温度の組成・窒素分圧依存性評価を実施していく予定である。

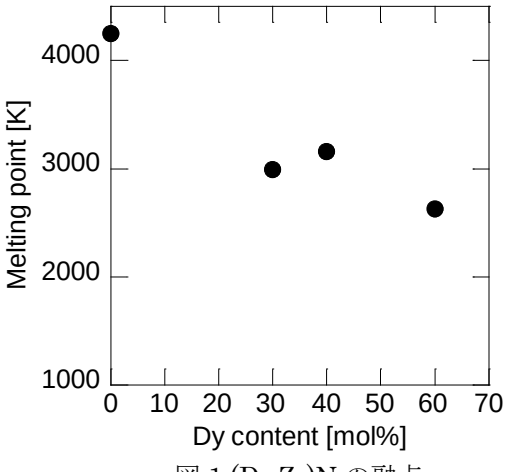


図 1 (Dy,Zr)N の融点

*本報告は、原子力機構が受託し、九州大学が再委託先として実施した平成 29 年度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」の成果の一部です。

参考文献 [1] T.B. Massalski, Binary alloy phase diagrams, 2nd ed., ASM International, (1996). [2] T. Nishi, M. Takano, et al., J. Nucl. Sci. Technol. 48 (2011) 359-365.

---

*Tatsumi Arima[1], Seiya Takaki[2], Masahide Takano[2], [1]Kyushu Univ., [2]Japan Atomic Energy Agency

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
（7）(Dy,Zr)N ペレットを装荷した燃料ピン模擬体の剪断試験

R&D on Nitride Fuel Cycle for MA Transmutation to Enhance Safety and Economy

(7) Shearing experiments of simulated fuel pins containing (Dy,Zr)N pellets

*佐藤 匠、林 博和

原子力機構

模擬燃料ペレットとして(Dy,Zr)N 焼結体を用いた燃料ピン模擬体の剪断・ペレット破砕試験を、剪断幅を変化させて行い、得られた物質の重量・粒度分布を測定した。

キーワード：マイナーアクチノイド、窒化物燃料、乾式再処理、燃料ピン剪断、加速器駆動システム

1. 緒言

MA 核変換用燃料ピンとして、T91 フェライト鋼（改良 9Cr-1Mo 鋼）被覆管中に窒化物燃料ペレットを装荷してボンド材として He ガスを充填したものが候補となっている。使用済窒化物燃料の乾式再処理のための前処理工程では、不活性ガス雰囲気において燃料ピンの剪断を行うことが提案されている。本研究では、前処理条件と得られる物質性状の相関を明らかにすることを目標として、燃料ピン模擬体を用いたピン剪断・ペレット粉砕試験を行い、得られた物質の重量・粒度分布を測定した。

2. 実験方法

燃料ピン模擬体として、SUS304 オーステナイト鋼模擬被覆管（外径 7.0 mm×内径 6.0 mm×150 mm）に(Dy,Zr)N ペレット（直径約 5.6 mm×高さ約 8.0～8.1 mm、84～85 %TD、10 個）及びステンレス製スペーサーを装荷したものを用いた。試験には、Ar ガス雰囲気グローブボックス内に設置されている金属燃料ピン模擬体用に開発された剪断装置を用いた。燃料ピン模擬体を剪断幅 10, 5, 2.5 mm の条件で剪断し、回収物をステンレス製篩及び篩振とう器を用いて分級した。分級後の模擬燃料ピン破砕片から模擬被覆管及び(Dy,Zr)N の剪断片をピンセット及びラジオペンチ等で分離後に重量測定を行って粒度分布を評価した。

3. 結果と考察

剪断幅 5 mm 及び 10mm では、燃料ピン模擬体はほぼ元の形状を保ったまま剪断され、(Dy,Zr)N は大部分が円柱状で残った状態で回収された。これらの条件では、模擬被覆管の変形を小さく抑えながら剪断可能であること、模擬燃料ペレットの大まかな形状が保たれ、模擬被覆管との分離が容易であることが明らかになった。一方、剪断幅 2.5 mm では被覆管片全体が潰れ、中に(Dy,Zr)N 片が残っていないものが多かった。

表 1 に (Dy,Zr)N 破断片の粒度分布及び回収率を示す。粒径 0.1mm～1mm 及び粒径 0.1mm 以下の物質は、剪断幅 10mm ではそれぞれ 5.6%及び 0.4%, 剪断幅 5mm では 6.4%及び 0.8%, 剪断幅 2.5mm では 47%及び 4.2%となり、剪断幅を小さくするほど粒径の小さい破砕片の割合が増えることが明らかになった。

表 1 (Dy,Zr)N 破断片の粒度分布及び回収率

粒径(mm)	(Dy,Zr)N 破断片の割合(%)		
	剪断幅 10mm	剪断幅 5mm	剪断幅 2.5mm
>4.0	88.8	80.2	17.8
2.0～4.0	1.5	2.1	10.6
1.0～2.0	1.6	3.2	17.2
0.50～1.0	2.3	2.5	20.6
0.30～0.50	1.5	1.6	11.2
0.15～0.30	1.3	1.7	11.1
0.10～0.15	0.4	0.7	4.1
0.045～0.10	0.3	0.5	3.0
<0.045	0.1	0.3	1.2
回収物合計	97.8	92.8	96.7

*本報告は、原子力機構が委託先として実施した平成 29 年度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」の成果の一部です。

*Takumi Sato and Hirokazu Hayashi, Japan Atomic Energy Agency

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 （8）液体 Cd 中への Zr 及び Ce の還元抽出挙動

R&D on Nitride Fuel Cycle for MA Transmutation to Enhance Safety and Economy

(8) Reductive extraction of Zr and Ce in liquid Cd

*村上 毅[1]，飯塚 政利[1]，林 博和[2]

[1]電力中央研究所，[2]原子力機構

溶融 LiCl-KCl-$ZrCl_4$-$CeCl_3$ (723 K)中において、液体 Cd 中への Zr および Ce の還元析出試験を行った。得られた合金サンプルおよび溶融塩浴サンプルの組成分析結果を基に、これまでにほとんど知見のない Zr の分離係数(Ce 基準)を求めた。

キーワード：還元抽出，溶融塩，カドミウム，ジルコニウム

1. 緒言

化学溶解法[1]による使用済窒化物燃料の再処理(図)では、還元抽出工程の溶融塩浴中に Cd^{2+}や Zr^{4+}が多く含まれる。そのため還元抽出工程において、アクチニドや希土類と共に Cd や Zr も液体金属中に回収されると考えられる。しかしながら Cd^{2+}や Zr^{4+}を多く含んだ系における還元抽出挙動に関する報告はほとんどないため、その基礎的な挙動から明らかにすることが求められる。本研究では、まず Zr と希土類 FP の一つである Ce の還元抽出試験を行い、これまでにほとんど知見のない Zr の分離係数を求めることを目的とした。

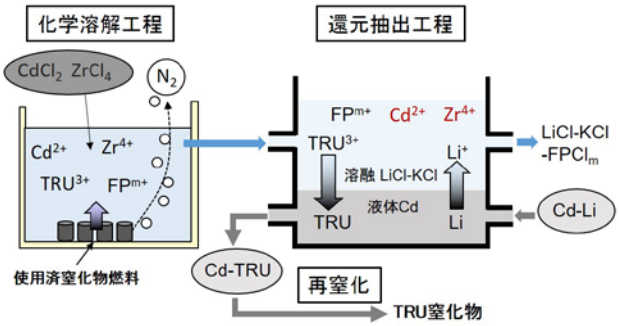


図　化学溶解法[1]による窒化物燃料の再処理法の概念図

2. 実験

試験は Ar 雰囲気のグローブボックス内で行った。$ZrCl_4$ 及び $CeCl_3$ を添加した共晶組成の LiCl-KCl 塩 (LiCl : KCl = 58.8 : 41.2 mol%)をアルミナ坩堝(内径 54 mm)中で溶融した(浴温 723 K)。小アルミナ坩堝(内径 12 mm)に Cd-Li 合金を装荷し、これを溶融塩中に浸漬して液体 Cd 中への Zr 及び Ce の還元抽出試験を実施した。試験は $ZrCl_4$ 濃度(0.042~0.077 at%)、$CeCl_3$ 濃度(0.166~0.975 at%)や Cd 中 Li 濃度(0.275~0.834 at%)を変えて、8RUN 行った。液体 Cd 表面電位(Ag/AgCl 参照極基準)を測定し、還元抽出反応の進行をモニタした。試験後に採取した溶融塩浴及び Cd 合金中の Zr 及び Ce 濃度を ICP-OES 又は ICP-MS により測定した。

3. 結果

液体 Cd 表面電位は、試験開始直後に Cd-Li 合金電位(-1.8 V 付近)を示した後、還元抽出反応の進行に伴い徐々に貴にシフトしていった。電位がほぼ一定となり、還元抽出反応が平衡に達したと考えられた時点で、小アルミナ坩堝を溶融塩中から取り出した。溶融塩中の $CeCl_3$ 濃度(C_{CeCl3})及び $ZrCl_4$ 濃度(C_{ZrCl4})や、Cd 合金中の Ce 濃度(C_{Ce})及び Zr 濃度(C_{Zr})の分析結果より、Ce 基準の Zr 分離係数(SF = (C_{ZrCl4}/ C_{Zr}) / (C_{CeCl3} / C_{Ce})$^{4/3}$)は、3.8×10^{-4}(8RUN の平均値)と求まった。

*本報告は、原子力機構が受託し、電力中央研究所が再委託先として実施した平成 29 年度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」の成果の一部です。

参考文献 [1] T. Satoh, K. Nishihara and M. Takano, "Reprocessing of spent nitride fuel by chemical dissolution in molten salt –results on plutonium nitride containing inert matrix materials–," Proc. 12th OECD/NEA IEMPT, 199-207 (2013).

---

*Tsuyoshi Murakami[1], Masatoshi Iizuka[1] and Hirokazu Hayashi[2]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry, [2]Japan Atomic Energy Agency

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：505-2 Waste Disposal and Its Environmental Aspects

Wed. Sep 5, 2018 10:15 AM - 10:50 AM JST | Wed. Sep 5, 2018 1:15 AM - 1:50 AM UTC | Room E A34 -A Building

[1E01-02] Storage Container

Chair:Tomofumi Sakuragi(RWMC)

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

[1E01] Evaluation of physical properties of SFPIC (Steel Fiber reinforced Polymer-Impregnated Concrete) for Storage Container of Radioactive Wastes

(1)Evaluation on Mechanical Properties and Durability

*Kenichi HONMA[1], Yasuyuki Ishida[1], Hiroyuki Sakamoto[2], Kazutoshi SHIBUYA[2], Hisayuki KOMORI[2], Yuusuke SATOH[3], Ken Tsuruta[4], Kenji OKAMOTO[4] (1. TAIHEIYO CEMENT Central Research Laboratory, 2. TAIHEIYO CONSULTANT, 3. Tokyo Power Technology Ltd., 4. Materras Aume)

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

[1E02] Evaluation of physical properties of SFPIC (Steel Fiber reinforced Polymer-Impregnated Concrete) for Storage Container of Radioactive Wastes

(2)Evaluation on permeation behavior of Cs, Sr and Cl

*Hiroyuki Sakamoto[1], Hisayuki Komori[1], Kazutoshi Shibuya[1], Kenichi Honma[2], Yasuyuki Ishida[2], Yusuke Sato[3], Ken Tsuruta[4], Kenji Okamoto[4] (1. Taiheiyo Consultani Co., Ltd., 2. Taiheiyo Cement Corporation, 3. Tokyo Power Technology Ltd., 4. Materras Oume Concrete Industry)

10:45 AM - 10:50 AM JST | 1:45 AM - 1:50 AM UTC

Time reserved for Chair

放射性廃棄物保管用 SFPIC（鋼繊維補強ポリマー含浸コンクリート）の物性評価 （1）力学特性および耐久性に関する評価

Evaluation of physical properties of SFPIC (Steel Fiber reinforced Polymer-Impregnated Concrete) for Storage Container of Radioactive Wastes

(1) Evaluation on Mechanical Properties and Durability

*本間 健一[1]，石田 泰之[1]，坂本 浩幸[2]，小森 久幸[2]，渋谷 和俊[2]，
佐藤 祐輔[3]，鶴田 健[4]，岡本 賢治[4]
[1]太平洋セメント，[2]太平洋コンサルタント，[3]東京パワーテクノロジー，[4]マテラス青梅工業

水分を多く含むスラッジ状の放射性廃棄物や塩分を含む放射性廃棄物の保管容器材料として期待される、SFPIC（鋼繊維補強ポリマー含浸コンクリート）について力学特性および中性化等の耐久性の評価を行った。

キーワード：SFPIC　放射性廃棄物保管容器　力学特性　耐久性　耐中性化　耐凍害性

1. 緒言

放射性物質に汚染された廃棄物（以下、放射性廃棄物）の運搬・保管を目的として、鋼製容器、普通コンクリート製容器、有機材料製容器等が開発されてきたが、鋼製容器は錆等によって生じる開口からの内容物の漏洩、普通コンクリート製容器は水分や塩分の浸透による漏洩、有機材料製容器は紫外線や放射線による劣化などが懸念される。今後、原子力発電所の廃炉に伴い、水分を多く含むスラッジ状廃棄物や塩分を含む廃棄物など、既存の保管容器では適用困難な廃棄物の発生が予想される。鋼繊維補強ポリマー含浸コンクリート（SFPIC）はコンクリートのじん性を向上させるために鋼繊維で補強し、さらに物質移行による劣化の原因となる細孔にポリマーを含浸した複合材料であり、放射性廃棄物の保管容器材料として期待される[1)]。本研究では SFPIC の放射性廃棄物保管容器材料としての各種物性評価を実施した。本報告では第 1 報として力学特性および耐久性に関する評価結果を報告する。

2. 試験方法

鋼繊維補強コンクリートを乾燥・脱気後、ポリマーを含浸する方法により SFPIC 試験体を作製し、また、比較用として普通コンクリートを作製し、各種物性評価を行った。

3. 評価結果

表 1 に評価項目、試験方法及び評価結果を、図 1 に促進中性化後の中性化深さを示す。SFPIC の圧縮強度は普通コンクリートの約 3.6 倍となった。また SFPIC は塩害環境下・凍害環境下においても内部鉄筋の腐食や表面の劣化は認められなかった。さらに中性化がほとんど進行しないこと、水分が浸透しにくいこと、寸法安定性に優れることも確認された。

表 1　評価項目、試験方法及び評価結果

評価項目	試験方法	評価結果	
		SFPIC	普通コンクリート
強度	圧縮強度	173.0kN/mm^2	48.3kN/mm^2 （材齢 91 日）
耐塩害性	塩水散水-熱風乾燥繰返し後の内部鉄筋の状態	鉄筋腐食は認められない （30 サイクル）	全面にわたり鉄筋腐食 （30 サイクル）
耐凍害性	急速凍結融解繰返し後の相対動弾性係数、外観	約 98%。表面健全 （1550 サイクル）	約 70%。表面劣化 （1550 サイクル）
耐中性化	促進中性化後の中性化深さ	ほぼゼロ （90 日後）	平均 2.7cm （90 日後）
透水性	5kgf/cm^2 の水圧を加圧後の水の浸透深さ	0.01cm （8 週間加圧）	1.2cm （1 週間加圧）
寸法安定性	乾燥後の長さ変化	+100 μ 程度 （6 ヵ月後）	－1000 μ 程度 （6 ヵ月程度）

図 1　SFPIC 及び普通コンクリートの中性化深さ

参考文献

[1] 荒木邦夫、満木泰郎、進士義正、石崎寛治郎、峰岸敬一、須藤儀一：低・中レベル放射性廃棄物の処理・処分用 PIC 容器、日本原子力研究所、JAERI-M 9389(1981).

*Kenichi Honma[1], Yasuyuki Ishida[1], Hiroyuki Sakamoto[2], Hisayuki Komori[2], Kazutoshi Shibuya[2], Yuusuke Sato[3], Ken Tsuruta[4], and Kenji Okamoto[4]
[1]Taiheiyo Cement, [2]Taiheiyo Consultant, [3] Tokyo Power Technology, [4]Materras Oume Concrete Industry

放射性廃棄物保管用 SFPIC（鋼繊維補強ポリマー含浸コンクリート）の物性評価 (2)　Cs、Sr、Cl の浸透挙動に関する評価

Evaluation of physical properties of SFPIC (Steel Fiber reinforced Polymer-Impregnated Concrete) for Storage Container of Radioactive Wastes

(2) Evaluation on permeation behavior of Cs, Sr and Cl

*坂本 浩幸[1]，小森 久幸[1]，渋谷 和俊[1]，本間 健一[2]，石田 泰之[2]
佐藤 祐輔[3]，鶴田 健[4]，岡本 賢治[4]
[1]太平洋コンサルタント，[2]太平洋セメント，[3]東京パワーテクノロジー，[4]マテラス青梅工業

水分を多く含むスラッジ状廃棄物や塩分を含む廃棄物の保管容器の材料として期待される鋼繊維補強ポリマー含浸コンクリート（SFPIC）の Cs，Sr および Cl の浸透挙動を評価した。また、耐放射線性の確認を目的として、γ線、電子線を照射した SFPIC の圧縮強度および塩素イオンの浸透挙動を評価した。

キーワード：SFPIC　放射性廃棄物保管容器　物質移行特性　耐放射線性　γ線　電子線

1. 緒言

廃炉に伴い発生が予想される、水分を多く含むスラッジ状廃棄物や塩分を含む廃棄物保管容器の材料として期待される SFPIC[1)] について、Cs、Sr および Cl の浸透挙動を評価した。また、耐放射線性の評価として、γ線、電子線を照射した SFPIC の強度および Cl の浸透挙動を評価した。何れの元素も浸透深さは数 mm 程度で浸透深さの進展は小さく、最も深くまで浸透した Cl の見かけの拡散係数は $1.6\sim2.9\times10^{-10}$cm^2/sec であり、普通コンクリートに比べて 2 桁以上小さな値となった。また、γ線を照射した試験体では、圧縮強度は積算線量の増加に比例してわずかに低下する傾向を示したが、SFPIC の浸透抑制効果は、γ線、電子線ともに非照射と同程度であった。

2. 試験方法

Cs、Sr および Cl の浸透挙動は、土木学会基準 JSCE-G572「浸せきによるコンクリート中の塩化物イオンの見掛けの拡散係数試験方法（案）」を参考に（試験体形状と n 数のみ異なる）して実施した。耐放射線性の評価は、^{60}Co によるγ線を 500kGy および 1,000kGy、β線を模擬した 2MeV の電子線を 500kGy、1,000kGy および 2,000kGy 照射した後に圧縮強度と Cl の浸透挙動を評価した。

3. 評価結果

3-1. 浸透挙動の評価結果

健全試料の見掛けの拡散係数測定結果を表 1 に示す。見掛けの拡散係数は Cl > Cs > Sr の順となり、SFPIC の Cl の見掛けの拡散係数は普通コンクリートの 2 桁～3 桁小さな値となった。浸漬試験期間の経過に伴う元素の進展は僅かであった。浸漬試験期間 30 ヶ月における Cs の見掛けの拡散係数から厚さ 60mm の SFPIC を透過する期間は 400 年間であり、^{137}Cs や ^{90}Sr については 60mm の厚さで大幅な減衰が期待できる。

3-2. 耐放射線性の評価結果

γ線を照射した SFPIC の Cl の見掛けの拡散係数を表 2 に示す。1,000kGy のγ線を照射した SFPIC の圧縮強度は、線量の増加に伴い低下し、健全試料の 173.0N/mm^2 から 149.4N/mm^2 と 14%程度低下したが、一般に超高強度コンクリートに分類される高い圧縮強度を保持していることが確認された。2,000kGy の電子線を照射した SFPIC の強度低下は 3%とわずかであった。

1,000kGy のγ線を照射した SFPIC の Cl の見掛けの拡散係数は、健全試料に比べてやや大きくなったが桁が変わることは無く、2,000kGy の電子線照射では見掛けの拡散係数に変化は生じなかった。

表1　健全試料の見掛けの拡散係数測定結果　（cm^2/sec）

元素	Cs			Sr		Cl		
浸漬試験期間（月）	6	12	30	6	12	6	12	30
SFPIC	1.6×10^{-10}	9.5×10^{-11}	9.5×10^{-11}	3.2×10^{-11}	3.2×10^{-11}	2.9×10^{-10}	2.9×10^{-10}	1.6×10^{-10}
普通コンクリート	7.1×10^{-8}	8.0×10^{-8}	3.9×10^{-8}	1.9×10^{-10}	8.9×10^{-10}	1.1×10^{-7}	8.7×10^{-8}	6.5×10^{-8}

表2　γ線を照射したSFPICのClの見掛けの拡散係数　（cm^2/sec）

放射線の種類	γ線				電子線					
積算線量（kGy）	500		1000		500		1000		2000	
浸漬試験期間（月）	6	12	6	12	6	12	6	12	6	12
拡散係数	2.9×10^{-10}	5.1×10^{-10}	3.8×10^{-10}	3.8×10^{-10}	1.9×10^{-10}	1.9×10^{-10}	1.3×10^{-10}	9.5×10^{-11}	1.3×10^{-10}	1.3×10^{-10}

参考文献

[1] 荒木邦夫、満木泰郎、進士義正、石崎寛治郎、峰岸敬一、須藤儀一：低・中レベル放射性廃棄物の処理・処分用 PIC 容器、日本原子力研究所、JAERI-M 9389(1981).

*Hiroyuki Sakamoto[1], Hisayuki Komori[1], Kazutoshi Shibuya[1], Kenichi Honma[2], Yasuyuki Ishida[2], Yusuke Sato[3], Ken Tsuruta[4], Kenji Okamoto[4]
[1]Taiheiyo Consultant, [2]Taiheiyo Cement, [3]Tokyo Power Technology, [4] Materras Oume Concrete Industry

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：505-2 Waste Disposal and Its Environmental Aspects

Wed. Sep 5, 2018 10:50 AM - 11:25 AM JST | Wed. Sep 5, 2018 1:50 AM - 2:25 AM UTC | Room E A34 -A Building

[1E03-04] Waste Related to Contaminated Water

Chair:Takahiro Kikuchi(JGC)

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

[1E03] Ion-exchange modeling of cecium ions in metakaolin based geopolymer

*Yuka Morinaga[1], Satoshi Yoshida[1], Elakneswaran Yogarajah[2], Toyoharu Nawa[3] (1. Graduate school of Engineering Hokkaido university, 2. Hokkaido university, Faculty of Engineering, 3. Hokkaido university)

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

[1E04] Application of geopolymer for solidification of cesium adsorbed zeolite

*Kiyofumi Kurumisawa[1], Kenta Sasaki[1] (1. Hokkaido University)

11:20 AM - 11:25 AM JST | 2:20 AM - 2:25 AM UTC

Time reserved for Chair

メタカオリンを原料としたジオポリマーにおけるCsイオン吸着量予測

Prediction of Cesium incorporation in Metakaolin-based geopolymer

*森永　祐加[1]，吉田　慧史[2]，エラクネス　ヨガラジャ[2]名和　豊春[3]，
[1]北海道大学大学院，[2]北海道大学　工学研究院，[3]北海道大学

本研究では、メタカオリンを用いたジオポリマーにおけるCsイオンの吸着予測を行った。イオン交換モデルを用いることでCs吸着量は概ね予測が可能であった。

キーワード：セシウムイオン，イオン交換，K-geopolymer, Na-geopolymer, 地球化学モデリング

1. はじめに

福島第一原子力発電所で発生した汚染水に含まれるCsイオンの吸着には現在ゼオライトが用いられているが、二次廃棄物として発生する廃ゼオライトの処分方法を検討する必要がある[1)]。近年固化材の新材料としてジオポリマーが注目されており、ジオポリマーで固化するためにはCsイオンの吸着モデルを構築する必要がある。よって、本研究ではメタカオリンを用いたジオポリマーに着目し、Csイオンの吸着実験及び熱力学的モデルを用いて吸着量の予測を行った。

2. 実験概要及びモデル概要

ジオポリマーの作製には水ガラス及びメタカオリンを用いた。水ガラスにはM_2O:SiO_2:H_2O=1:1:11(M: NaあるいはK)になるように調整し、メタカオリンは水ガラスのM_2OとメタカオリンのAl_2O_3の比が1となるよう配合した。モルタルミキサーで15分間練り混ぜた後3日間40℃に設定した恒温槽中で試料を作製した。150μmに粉砕した後、$CsNO_3$の濃度が0.1mMから7mMの5水準の溶液中でジオポリマーの浸漬実験を行った。また、Csイオンの吸着量はイオン交換モデルを用い、アルカリイオンの溶出量で平衡定数を決めた後Csイオンの吸着量の予測を行った。モデルに用いた式を以下に示す。

$$X-A+Cs^+ \leftrightarrow X-Cs+A^+$$
$$K_{Cs}=[X-Cs][A^+]/[X-A][Cs^+]$$

3. 実験結果及びモデル結果

Csイオンの吸着量の予測結果を図1に示す。4mM以上において Na-geopolymer では多少乖離がみられたものの、イオン交換モデルを用いた結果Csイオンの吸着量を予測できた。また、K-geopolymer と Na-geopolymer では実測値、予測値とともにCsイオンの吸着量には大差がないことが明らかとなった。

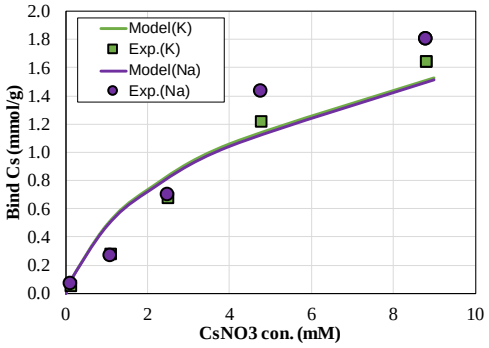


図 1:Csイオンの吸着量における実測値と予測値の比較

参考文献

1) 目黒義弘、佐藤淳也：ジオポリマー放射性廃棄物への適用概要、デコミッショニング技法、No. 54、pp.48-55 (2016)

*[1]Yuka Morianga[1], Satoshi Yoshida[1] , Elakneswaran Yogarajah[2] and Toyoharu Nawa[3]
[1]Graduate school of Engineering Hokkaido Univ., [2]Faculty of Engineering Hokkaido Univ., [3]Hokkaido Univ.

セシウム吸着ゼオライトの固化のためのジオポリマー硬化体の基礎的検討

Application of geopolymer for solidification of cesium adsorbed zeolite

*胡桃澤　清文[1]，佐々木　健太[1]
[1]北海道大学大学院

福島第一原子力発電所では、放射性汚染水の処理の際に発生する廃棄物としてセシウム吸着ゼオライトの処分方法の確立が急務となっている。本研究では、ジオポリマーによるゼオライトの固化技術の検討に向け、ゼオライトを混和したジオポリマー硬化体の基礎的物性を検討した。

キーワード：セシウム，ジオポリマー硬化体，微細構造

1. 緒言

福島第一原子力発電所では、放射性汚染水の処理の際に発生する廃棄物としてセシウム吸着ゼオライトの処分方法の確立が急務となっている。そこでセシウムを吸着したゼオライトの適切な処分方法の確立のためにジオポリマー硬化体の適用を本研究において検討を行った。特に硬化体の微細構造の測定を行い、その適用可能性について検討を行った。

2. 実験概要

ジオポリマー硬化体作製のためにメタカオリン及び高炉スラグ微粉末、アルカリ刺激剤としてケイ酸カリウム溶液および水酸化カリウムを用いた。試験体の大きさは溶出試験を行うためφ11 の円柱試料を作製した。試料は封緘にて 1 日養生後、40℃で 1 日養生しさらに 26 日間 20℃にて封緘養生を行った。養生後の試料断面を研磨して反射電子像によって観察を行った。

3. 実験結果と考察

図 1 に反射電子像の測定結果を示す、未反応のメタカオリンはほとんど観察されず、均質な微細構造であることがわかった。また、高炉スラグ微粉末を混和した試料では未反応の高炉スラグが残存していた。また、EDX によって元素分析を行った結果を表 1 に示す。スラグ周りとマトリックスでは若干その組成が異なることが示された。

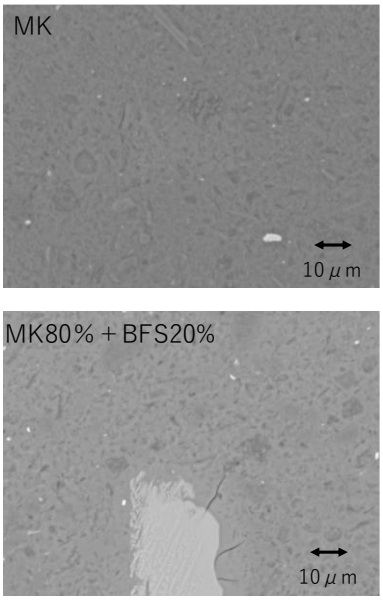


図 1　反射電子像測定結果

表 1　元素組成測定結果

	MK	Mk+BFS20	MK+BFS20(around BFS)
Na2O	0.65	0.70	1.05
MgO	0.65	2.04	2.09
Al2O3	18.53	17.46	11.55
SiO2	62.72	58.44	61.50
K2O	17.45	14.32	14.50
CaO	-	7.05	9.31
SiO2/Al2O3	3.38	3.35	5.32
K2O/Al2O3	0.94	0.82	1.25
CaO/Al2O3	-	0.40	0.81
(CaO+K2O)/Al2O3	-	1.22	2.06

4. 結論

ジオポリマー硬化体の微細構造はメタカオリンを用いたものでは均質なものであり、20%高炉スラグ微粉末を置換したものでは未反応スラグが一部残存している結果であることを明らかにした。

*Kiyofumi Kurumisawa[1], Kenta Sasaki[1]
[1] Hokkaido Univ..

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：505-2 Waste Disposal and Its Environmental Aspects

Wed. Sep 5, 2018 11:25 AM - 12:00 PM JST | Wed. Sep 5, 2018 2:25 AM - 3:00 AM UTC | Room E A34 -A Building

[1E05-06] Disposal Concept

Chair:Taiji Chida(Tohoku Univ.)

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

[1E05] Conception that ultra-large concrete tank installed in the deep sea is the final disposal site

*Shigemi Morishige[1], Haruo Morishige[1], Yosuke Yamashiki[1,2], Harumi Morishige[1] (1. Fukushima Nuclear Accident Countermeasures Review Group, 2. Kyoto Univ.)

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

[1E06] Necessity of Safety Assessment for variety of L3 disposal concept

*Taichi Saito[1], Hajime Takao[1] (1. JGC Corporation)

11:55 AM - 12:00 PM JST | 2:55 AM - 3:00 AM UTC

Time reserved for Chair

深海に設置した超大型のコンクリート製タンクを最終処分地とする構想

*森重茂美[1]，森重晴雄[1]，山敷庸亮[12]，森重はるみ[1]
[1]福島事故対策検討会，[2]京都大学

近年、欧州で北海の海底下までトンネルを掘り、その海底下を最終処分地とする構想がある。このトンネルは自然岩盤をくり抜き、厚さ 1m程度のコンクリート壁を覆っているが、地盤のズレによる破水の危機が常にある。国内においても海岸地の近くの沿岸にトンネルを掘り最終処分地とする構想がある。これに対して深海で壁厚 20m から 40mの壁厚を持つコンクリート製容器を設置し保管する構想を提案するものである。

キーワード：最終処分地、深海、コンクリート製タンク

1. 緒言

20 年前に著者の一人は三菱重工在籍時に深海での最終処分地を視野に深海電力貯蔵プラントの研究を行った。壁厚さ 20m、直径 100m、長さ 300m、100 万 t 規模である。この時北海油田のコンクリートリグに開発経験をもつフランスドリス社と共同研究を行った。鋼製の型枠から製作する案であったが、地組に問題があり断念した。今回は炭素繊維シートの二重シートを海底で膨らまし、そのシート間にコンクリートを注入すれば、現実に施工可能な工法とした。

2. 現在の最終処分地構想

各国の最終処分地については事実上、定まっていない。ヨーロッパは岩塩の洞窟内との案もあったが現実に至っていない。最近では北海の島からトンネルを海底に掘削しその空間を処分地とする構想もある。日本国内は廃炉計画を受け、国内で人里離れた山間を最終処分地とする構想がある。どの構想もトンネルを掘削しその空間を処分地としているが、トンネル内は狭く、壁厚が 1m と薄く、常に地下水が流入している。最終的には水没させる案もあるが生活圏に放射性物質が散在する可能性がある。多少でも生活圏の範囲内にあり、設置に合意ができていない。安全が確認されても人が近づけるかぎり定まらない状況である。

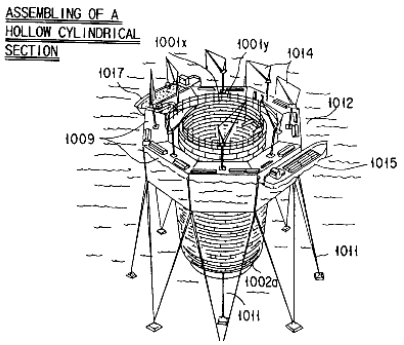


図-1　初期の深海設置構想

3. 深海での処分地構想

当方の深海での保管として位置づけしている。当方の海洋タンクは常に深海の外圧を全断面に圧縮を受けており、コンクリートが有効に使われるメリットがある。地権が及ぶ範囲でなく、安全が確認されば設置は可能である。図-1 に初期の製作イメージを示す。

4. 現在の海洋タンク設置構想

湾内で二重の炭素繊維シートを水圧で広げ、この二重シートの間にコンクリートを打設養生し、内側の水を抜けばタンクが海上に浮上する案で構造は地組が不要となりシンプルになった。（図 2）

廃棄される核燃料は長期に渡り膨大な熱エネルギーを放出している。このエネルギーを活用し、自発的に深海でメンテナンスを行うことも検討課題の一つである。

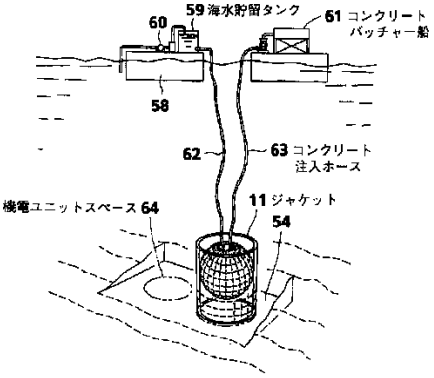


図 2 繊維シートを用いた製作方法

5. 今後の課題

実際に施工を行い、安全性を確認する実証試験が必要である。現状原子力の海洋投棄禁止条約を日本は批准しており。海洋保全に対して国際的な承認も必要となる。

参考文献

[1] 三菱重工技報 › 第 34 巻 第 5 号 船舶・海洋特集 「深海電力貯蔵システムの提案」森重晴雄、小室隆信、1997 年 9 月 http://www.mhi.co.jp/technology/review/pdf/345/345354.pdf
[2]土木学会年次学術講演会講演概要集 第 2 部「深海電力貯蔵プラント」森重晴雄 1993 年 09 月
[3]エネルギー・資源学会研究発表会講演論文集「深海電力貯蔵プラント」三菱重工業森重晴雄,牛島憲文,田川雅士,山口信行 1994 年 04 月

*Shigemi Morishige[1], Haruo Morishige[2] Yosuke Yamashiki[1,2] and, Harumi Morishige[2]
[1]. Fukushima Nuclear Accident Countermeasures Review Group, [2]Kyoto Univ.

多様な L3 処分概念に対する評価方法の必要性について

Necessity of Safety Assessment for variety of L3 disposal concept

高尾　肇[1]，*斉藤　太一[1]

[1] 日揮（株）

低レベル放射性廃棄物について、我が国では放射能濃度の規模ごとに処分概念が定義されており、その中において L3 廃棄物は、「トレンチ処分（地上又は地表から深さ五十メートル未満の地下に埋設）」することとなっている。これに対して多様な処分概念を導入することにより、幅広い立地条件への適用が可能である。本検討では多様な処分概念における核種移行評価について検討する。

キーワード：低レベル放射性廃棄物，L3 トレンチ処分，多様な処分概念，核種移行評価，付加機能

1. 緒言

従来の L3 廃棄物処分における評価は、「トレンチ処分（地上又は地表から深さ五十メートル未満の地下に埋設）」を想定した被ばく経路にて核種移行評価を実施している。しかしながら、立地条件によっては従来の処分概念において想定される被ばく経路では不足する場合が考えられる。ここでは様々な立地条件に対して、多様な処分概念を導入した場合に想定される被ばく経路について違い等を検討した。

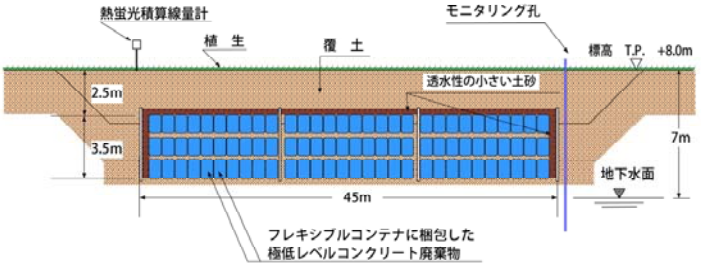


図 1　従来のトレンチ処分概念例 [1]

2.処分概念における被ばく経路

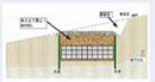
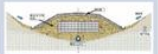
従来の L3 廃棄物処分の概念で想定している被ばく経路については、埋設地に降った雨水等が廃棄物に接触して廃棄物中の放射性物質が溶出し、その廃棄物を透過した水が、埋設地の下を流れる地下水とともに河川や海などへ流出し、それらを汚染媒体として被ばくする経路を設定している。

これに対して埋設地の立地条件によっては、放射性物質を含んだ地下水が海などの流出点に到達する前に他の地点に流出する場合も考えられる。この場合には、従来想定している被ばく経路に加え、新たに被ばく経路を追加する必要がある。また、各被ばく経路における評価結果によっては遮水機能等を考慮した場合の評価についても検討した。

3. 結論

L3 廃棄物の処分において、立地条件等および流出点の状況によっては、評価結果が基準を満足しない場合もある。その場合には、従来の処分概念では遮水機能等は不要であるが、遮水機能等の対策を付加した処分概念とするなどの立地条件に適用した概念の選択が有益であるとともに、それらの評価方法の確立が必要である。

表 1　L3 処分概念の多様性（施設）[2]

立地の特徴		適用し得る概念の例	イメージ
平坦な地形	地下水面が低い	素掘りトレンチ	（従来概念）
	地下水面が高い	地下水位より高い位置に定置して盛土	
		透水を妨げる層を敷設したトレンチ	
斜面のある地形	地下水面が低い	斜面を削って平坦化した上で、素掘りトレンチ	
	地下水面が高い	地下水位より高い位置で削って平坦化し盛土	
		削って平坦化し、透水を妨げる層を敷設しトレンチ	
谷のある地形	谷が深い	谷を埋立てて平坦化しトレンチ	
	谷が浅い	谷を埋立てて平坦化し、盛土	
既設のトンネルあり		既設のトンネルを利用し、閉鎖時に密閉	
急斜面や崖のある地形		真横にトンネルを敷設し、閉鎖時に密閉	
地表面に望ましい地形なし		地下にトンネルを敷設し、閉鎖時に密閉	

参考文献

[1] 阿部昌義，大越実，吉森道郎，“極低レベルコンクリート廃棄物の埋設実地試験”，デコミッショニング技報，第 15 号，pp.50-58，(1996).

[2] 電気事業連合会、“性能規定化に係る規制検討要望について（トレンチ処分）、2.L3 処分概念の多様性ニーズ（施設）”、原子力規制委員会 HP、平成 28 年 10 月 12 日

*Taichi Saito[1], Hajime Takao[1,]

[1]JGC Corporation

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：505-2 Waste Disposal and Its Environmental Aspects

Wed. Sep 5, 2018 2:45 PM - 4:20 PM JST | Wed. Sep 5, 2018 5:45 AM - 7:20 AM UTC | Room E A34 -A Building

[1E07-12] Nuclear Waste

Chair:Toru Nagaoka(CRIEPI)

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

[1E07] Investigation of the influence on the scaling factor by adopting SUS316 material for BWR reactor structural components.

*Kensuke Suzuki[1], Niitsu Shigehiko[1], Mitsushi Motoyama[2] (1. Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc., 2. JGC CORPORATION)

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

[1E08] Study on transport assessment of LLW disposal for chemical components and radio-active nuclides in homogeneous wastes generated from PWR Plants

(1)Leaching behavior from wastes solidified by bitumen and study of their chemical stability in the LLW disposal site

*Mitsushi Motoyama[1], Shouzou Komori[2], Shintaro Tsuji[3], Takashi Kozawa[4], Kentaro Miyawaki[5], Yuichi Nibori[6] (1. JGC Corporation, 2. Kyusyu Electric Power Co.Inc, 3. Kansai Electric Power Co.Inc, 4. Japan Nuclear Fuel Ltd, 5. Meisei University , 6. Tohoku University)

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

[1E09] Study on transport assessment of LLW disposal for chemical components and radio-active nuclides in homogeneous wastes generated from PWR Plants

(2)Evaluation for flow characteristics of bituminized waste (asphalt solidified PWR waste) in disposal facility

*Naoyuki Tamura[1], Naoki YOSHII[1], Takashi KOZAWA[1], Mitsushi Motoyama[2], Niibori Yuich[3] (1. JNFL, 2. JGC, 3. Tohoku Uni.)

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

[1E10] Study on transport assessment of LLW disposal for chemical components and radio-active nuclides in homogeneous wastes generated from PWR Plants

(3)Leaching behavior of chemical components from wastes solidified by cement

*Takao Ikeda[1], Shouzou Komori[2], Takashi Kozawa[3], Mitsushi Motoyama[1], Kentaro Miyawaki[4], Yuichi Nibori[5] (1. JGC Corporation, 2. Kyusyu Electric Power Co.Inc, 3. Japan Nuclear Fuel Ltd, 4. Meisei University, 5. Tohoku University)

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

[1E11] Leaching behavior of radionuclides from irradiated BWR cladding

(1) Long-term immersion test and result of carbon 14 leaching behavior

*Yu Yamashita[1], Katsumi Hosaka[1], Masashi Ichikawa[2], Tomofumi Sakuragi[3] (1. Toshiba Energy Systems & Solutions, 2. Nippon Nuclear Fuel Development, 3. Radioactive Waste Management Funding and Research Center)

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

[1E12] Leaching behavior of radionuclides from irradiated BWR cladding

(2) C-14 speciation and corrosion-related congruent release

*Tomofumi Sakuragi[1], Yu Yamashita[2], Katsumi Hosaka[2], Masashi Ichikawa[3] (1. RWMC, 2. TOSHIBA, 3. NFD)

4:15 PM - 4:20 PM JST | 7:15 AM - 7:20 AM UTC

Time reserved for Chair

BWR 原子炉構成材料の SUS316 系採用による スケーリングファクタへの影響検討

Investigation of the influence on the scaling factor by adopting SUS316 material for BWR reactor structural components

*鈴木　健介[1]，新津 茂彦[1]，本山 光志[2]
[1]東京電力ホールディングス(株)，[2]日揮(株)

東京電力ホールディングス(株)が所有する原子力発電所（BWR）について，原子炉構成材料が，SUS304 系から SUS316 系への変更が大幅に進んでいることによる Tc-99／Co-60 のスケーリングファクタへの影響について検討した。

キーワード: 放射性廃棄物, スケーリングファクタ, 放射能濃度の確認, 原子炉構成材料, SUS316, SUS304, 原子炉水, Tc-99, Co-60

１．諸言

東京電力ホールディングス(株)が所有する原子力発電所（BWR）では，原子炉水に接触している材料が，SUS304 系から SUS316 系への変更が大幅に進んでいる。この変更に伴い，SUS316 系では Mo が添加されていることから，これが，原子炉水にそのまま溶出すると，原子炉水が汚染源となる放射性廃棄物中の Tc-99／Co-60 のスケーリングファクタが 1 桁程度上昇する可能性がある[1],[2]。このため，発電所の管理にて，原子炉水中のγ線放出核種の濃度を定期的に測定している結果から，Tc-99／Co-60 への影響について検討した。

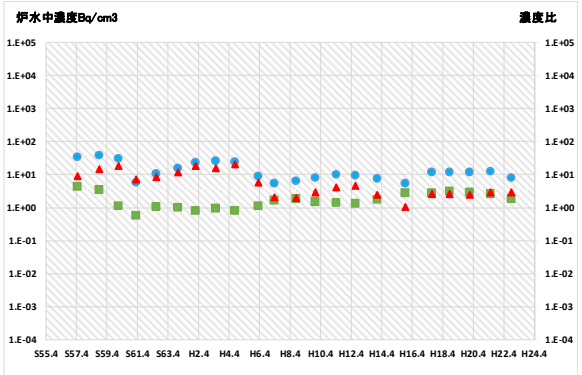
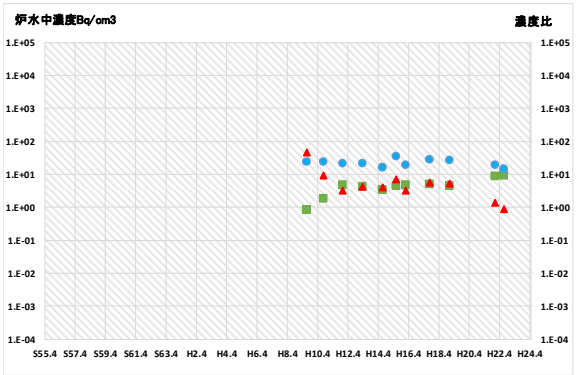
２．原子炉水の定期的な測定結果に基づく検討

原子炉水に含まれる金属から Tc-99 と Tc-99m の主要な生成源となる元素は Mo であり，これらは同位体なので，原子炉水から各種の機器・配管への移行性は同等になることから，原子炉水における Tc-99m の濃度が変化していない場合には，廃棄物中の Tc-99 の濃度も変化していないと考えられる。

福島第二原子力発電所 1 号機及び柏崎刈羽原子力発電所 7 号機における Tc-99m と Co-60 の原子炉水の定期的な測定結果を運転サイクルで平均したものと，これから求めた Tc-99m／Co-60 の放射能濃度比の経年変化を以下に示す。ここで示した以外の発電所を含め，いずれも，原子炉水中の Tc-99m／Co-60 の放射能濃度比は概ね 10^0～10^1 であり，Tc-99m の測定においては，同程度のγ線のエネルギとなる同伴する他のγ線放出核種の影響を受けるため，オーダで傾向を判断すると，Tc-99m／Co-60 の放射能濃度比に大きな変化は認められない。なお，Tc-99m の半減期は 6 時間と短いので，その親核種であり，原子炉水で観測されることのある Mo-99 から計算される Tc-99 の放射能濃度と Co-60 との放射能濃度比は，Tc-99／Co-60 のスケーリングファクタのばらつきに対して保守性を見込まない平均値とほぼ一致する。

３．検討結果

福島第二原子力発電所 1 号機（1982 年運開）から柏崎刈羽原子力発電所 7 号機（1997 年運開）に至るまでに SUS304 系から SUS316 系への変更が大幅に進んでいるが，これによる Tc-99m／Co-60 への影響は確認できないことから，Tc-99／Co-60 のスケーリングファクタへの影響もほとんどないと考えられる。この理由については，現在検討中であるが，SUS304 に比較して SUS316L からの原子炉水への Mo の溶出率が低下するためではないかなどと推定している。

福島第二原子力発電所 1 号機	柏崎刈羽原子力発電所 7 号機
	

■Co-60 濃度　●Tc-99m 濃度　▲Tc-99m／Co-60

参考文献

[1]独立行政法人原子力安全基盤機構 JNES-RF-2013-2028　平成 26 年 2 月
[2]一般社団法人日本原子力学会 AESJ-SC-F022:2011　2012 年 9 月

*Kensuke Suzuki[1],Shigehiko Niitsu[1]and Mitsushi Motoyama[2]
[1]Tokyo Electric Power Company Holdings.Inc.,[2]JGC Co.

PWR の均質・均一固化体における塩・核種の埋設処分における移行評価に関する検討 （1）アスファルト固化体からの浸出挙動と母材の化学的安定性について

Study on transport assessment of LLW disposal for chemical components and radio-active nuclides in homogeneous wastes generated from PWR Plants

(1) Leaching behavior from wastes solidified by bitumen and study of their chemical stability in the LLW disposal site

*本山　光志[1]，小森　省三[2]，辻　慎太郎[3]，小澤　孝[4]，宮脇　健太郎[5]，新堀　雄一[6]
[1]日揮(株)，[2]九州電力(株)，[3]関西電力(株)，[4]日本原燃（株），[5]明星大学，[6]東北大学

国内の PWR 発電所から発生するアスファルト固化体を埋設処分する際の固化体に含まれる塩及び核種の環境への移行性評価における基礎的検討の一環として，埋設処分環境におけるアスファルト固化体の母材の化学的安定性について検討した。

キーワード：浅地中処分，PWR の均質・均一固化体，PWR アスファルト固化体，拡散係数，溶解速度，塩及び核種の移行評価

１．諸言

PWR 発電所から発生するアスファルト固化体を埋設処分する際の固化体に含まれる塩及び放射性核種の環境への移行評価に関しては，拡散係数モデルにより評価できると考えられている。これは，アスファルト母材が疎水性の固型材料であり，アスファルト固化体中の塩（粒子）をアスファルト母材が覆うため，アスファルト固化体の外部に接液している溶液への塩及び放射性核種の浸出は，外部から固化体内に浸入する水が律速するためと考えられる[1]。ただし，埋設施設の移行評価は，1 万年のような長期的な期間を想定することから，アスファルトが徐々に溶解する可能性があり，このような期間が経過しても，アスファルト母材の溶解により想定される移行量は，拡散係数モデルで評価される移行量よりも小さいことが必要である。このため，埋設環境を想定した，アスファルト母材の溶解速度について検討した。

２．試験内容と結果

アスファルト母材の溶解速度を把握するため，アスファルト固化体の製作用に PWR 発電所で使用されているストレートアスファルト 40/60（「アスファルト母材」と呼ぶ）を入手して，薄い板状に整形して表面積を大きくし，埋設環境を模擬したアルカリ性の溶液（水酸化カルシウム飽和液（pH≒12.5））及び参考としてアルカリ性の強い 1N の水酸化ナトリウム溶液に浸漬（固相約 10g，液相 450ml）し，溶液中の TOC 濃度の経時的な変化を測定した。浸漬試験は脱炭酸の環境で，試験温度は埋設環境で想定される 10℃としている。この浸漬試験では，試験期間が 1 年程度経過しても，溶液中の TOC 濃度はバックグラウンド程度となった。なお，PWR 発電所から発生するアスファルト固化体を模擬した試料でも試験を実施しているが，結果は同じであった。

このため，埋設環境の条件とは異なるが，参考までに浸漬液を超純水とすることで，TOC のバックグラウンドを下げて，上記と同様の浸漬試験を実施した。この試験でも，溶液中の TOC 濃度はバックグラウンド程度となった。この試験では，アスファルト試料の表面積をできるだけ大きくすることも試みている。なお，浸漬温度を 60℃にする加速試験を試みたが，試験中にアスファルト試料が変形したので採用していない。

更に，試験に供したアスファルト母材に含まれる成分を分析し，アスファルト母材の流動性を高めるために混合されている飽和分及び芳香族分の割合を把握し，この成分の溶出性を把握するため，上記の浸漬液を用いて GC-MS 及び IR を使用して測定した。この測定でも，特に有機成分の検出は認められなかった。

なお，参考までに，アスファルト母材の骨格になると考えられるアスファルテンの割合が多いアスファルト試料を用いて，上記と同様の浸漬試験（浸漬液は純水）を実施した。この場合も，溶液中の TOC 濃度はバックグラウンド程度となった。

３．検討結果

上記の試験結果から，浸漬液中の TOC（バックグランウドの影響を含む）から，アスファルト母材の溶解速度（アスファルト母材の 100%は炭素と仮定）を求めると，①埋設環境を模擬したアルカリ性の溶液（水酸化カルシウム飽和液（pH≒12.5），アスファルト固化体を含む）は約 0.1g/m^2/y，②1N の水酸化ナトリウム溶液は約 0.2g/m^2/y，③超純水（アスファルトテンの多いアスファルト試料も含む）は約 0.03g/m^2/y，④超純水（表面積を大きくする）は約 0.01g/m^2/y となった。

以上から，アスファルト母材の溶解速度は 1g/m^2/y 以下であることを確認し，これは，拡散係数で評価される移行量よりも小さくなる見通しであることを確認した。

参考文献

[1]宮脇健太郎，鈴木泰博，本山光志「アスファルト固化体からの環境影響物質の長期浸出挙動と浸出機構」廃棄物資源循環学会論文誌，Vol.29, pp.131-142, 2018（掲載予定）

*Mitsushi Motoyama[1], Shouzou Komori[2], Shintaro Tsuji[3], Takashi Kozawa[4], Kentaro Miyawaki[5] and Yuichi Niibori[6]
[1]JGC Co., [2]Kyusyu Electric Power Co., Inc., [3]The Kansai Electric Power Co., Inc., [4]Japan Nuclear Fuel Ltd., [5]Meisei University, [6]Tohoku University

PWR の均質・均一固化体における塩・核種の埋設処分における移行評価に関する検討 （2）アスファルト固化体の埋設施設における流動安定性評価について

Study on transport assessment of LLW disposal for chemical components and radio-active nuclides in homogeneous wastes generated from PWR Plants

(2) As a fundamental study for the evaluation of the leaching behavior from bituminized waste (asphalt solidified PWR waste), we studied the flow characteristics of asphalt in disposal facility.

*田村　直之[1]，好井　直樹[1]，小澤　孝[1]，本山　光志[2]，新堀　雄一[3]
[1]日本原燃(株)，[2]日揮(株)，[3]東北大学

PWR アスファルト固化体からの浸出評価の基礎的検討の一環として、埋設施設におけるアスファルトの流動安定性について評価・検討した。その結果、砂程度に劣化した埋設設備で想定される浸透率（約 10^{-10} m^2）および 3%程度の動水勾配から実埋設環境（10℃）における長期の流動性を評価すると、1 万年の流動距離 1 cm 以下となり、アスファルト固化体は埋設施設内に安定して留まることが確認された。

キーワード：**浅地中処分、PWR の均質・均一固化体、PWR アスファルト固化体，流動特性**

１．諸言

本シリーズ発表（1）で示されるように PWR から発生するアスファルト固化体の移行評価に関しては、拡散係数モデルにより評価できると考えられている。一方で、アスファルトは粘弾性のある固型化材料であることから、拡散係数モデルによる評価が成立する前提として、アスファルト固化体が安定して埋設施設内に留まることが必要である。そこで埋設環境におけるアスファルトの流動特性について評価した。

２．試験方法

安全評価で考慮する砂程度に劣化したセメントバリアの状態を想定し、カラム(内径 3 cm)の上部にアスファルト(ストレートアスファルト：針入度 40/60)を、下部の浸透層にモルタル強度試験用の標準砂(平均粒径 0.75 mm)を充てんした。砂は、地下環境を模擬し表面を湿らせた条件(含水率約 6%)、もしくは浸透層（充てん砂）までを完全に冠水飽和させた条件とした。カラムは恒温槽(10℃、40℃)に設置し、アスファルト上面から窒素ガス（もしくは空気）で加圧した。試験系の概略を図 1 に示す。

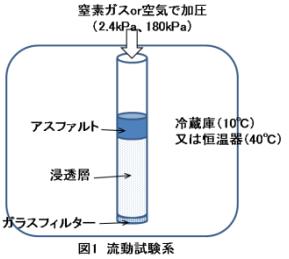


図1 流動試験系

なお、アスファルトの流動試験に先立ち、砂充てんカラムの通水試験を行い、浸透率約 3.5×10^{-10} m^2 を得た。また、流動試験に用いたアスファルトの粘度の温度依存性(50℃～80℃)を回転粘度計(Anton Paar MCR302)により測定し、それらの値から 10℃および 40℃の粘度を推定するとそれぞれ 1×10^5～1×10^6 Pa･s (10℃)、5×10^3～5×10^4 Pa･s (40℃)となった。さらに、アスファルト固化体の粘性も、同様に 50℃～80℃の高温域にて測定し、得られた値はアスファルト単独に比較して約 1 桁程度高いことを確認した。

３．試験結果および結言

10℃では試験期間中に有意なアスファルトの流動を観測できなかった。そこで加速的試験として温度を 40℃とし、2.4 kPa および 180 kPa で加圧した。図 2 に 2.4 kPa において、流動長(浸透深さ)の時間変化を計測した試験結果と、ダルシー流速を計算した結果(通水試験で得た試験系の浸透率と 40℃のアスファルトの粘性から算出)とを比較して示す。試験結果を精緻に表現するためには相対浸透率等を考慮する必要があるが、流動距離を過大（保守側）に算出する目的においては、粘性の下限と透水試験から得られる固有浸透率から移行距離を評価する方法が考えられる。これより、砂程度に劣化した埋設設備で想定される浸透率（約 1×10^{-10} m^2）および 3%程度の動水勾配（圧力勾配）から実埋設環境（10℃）における長期の流動性を評価すると、1 万年経過しても、アスファルト固化体は安定して埋設施設内に留まる（流動距離 1cm 以下）といえる。

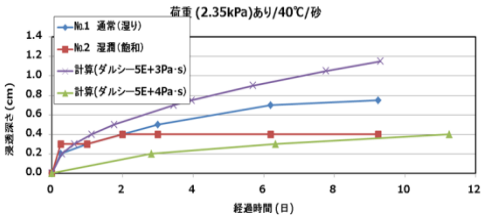


図2 流動試験結果と簡易計算(ダルシー)の比較

* Naoyuki Tamura [1], Naoki Yoshii [1], Takashi Kozawa[1], Mitsushi Motoyama[2] , and Yuichi Niibori[3]
[1] Japan Nuclear Fuel Ltd., [2] JGC Co., [3]Tohoku University

PWR の均質・均一固化体における塩・核種の埋設処分における移行評価に関する検討 （3）セメント固化体における塩の拡散挙動について

Study on transport assessment of LLW disposal for chemical components and radio-active nuclides in homogeneous wastes generated from PWR Plants

(3) Leaching behavior of chemical components from wastes solidified by cement

*池田　孝夫[1]，小森　省三[2]，小澤　孝[3]本山 光志[1]，宮脇健太郎[4]，新堀　雄一[5]
[1]日揮(株)，[2]九州電力(株)，[3]日本原燃（株），[4]明星大学，[5]東北大学

国内の PWR 発電所から発生するセメント固化体を埋設処分する際の固化体に含まれる塩及び核種の環境への移行性評価を行うために，模擬セメント固化体を製作し，約 2.5 年間の浸漬試験を行い，これらセメント固化体における塩の拡散挙動を検討した。

キーワード：浅地中処分，PWR の均質・均一固化体，セメント固化体，拡散係数，溶解速度，塩及び核種の移行評価

１．諸言

PWR 発電所では本シリーズ発表(1)及び(2)のアスファルト固化体以外に，セメント固化体が均質・均一固化体として発生している。このセメント固化体には，ほう酸ナトリウムが主成分である濃縮廃液の状態でバーミキュライト入りのセメントで固型化したもの（VC 固化体），及び濃縮廃液をほう酸カルシウムの脱水ケークにしてセメントで固型化したもの（AC 固化体）の 2 種類がある。このようなセメント固化体を埋設処分する際の固化体に含まれる成分（ほう素）及び放射性核種の環境への移行評価を行うため，模擬固化体を製作し，IAEA で示される試験案［1］に準拠した浸漬試験を約 2.5 年間に渡り実施した。

２．浸漬試験方法

セメント固化体の製作用に PWR 発電所で使用されている材料（セメント、混和材料等）を入手して，直径 50mm，高さ 50mm の円柱状の模擬固化体を製作し，196cm^{3}の浸漬液に浸漬する試験を実施した。ここで，接液面／浸漬液は 10cm^3/cm^{2}とし［1］，試験温度は埋設環境で想定される 10℃とした。

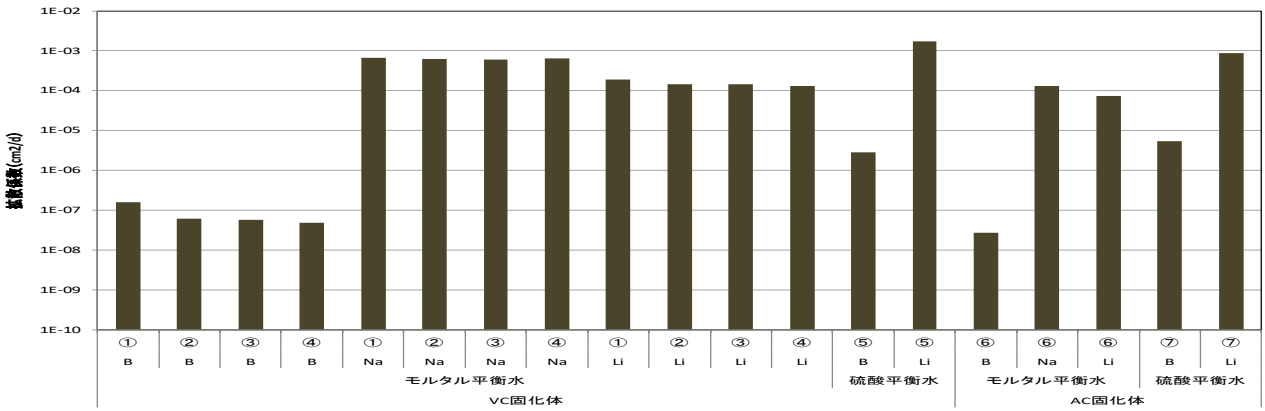
浸漬試験に用いた溶液は，埋設環境で想定される標準的な溶液条件（モルタル平衡水），及び埋設施設内で同伴している BWR から発生するセメント固化体からの影響を考慮した硫酸ナトリウムが過剰に含まれる条件（硫酸平衡水）としている。

浸漬開始後，一定間隔（1 週間は毎日，2 週目～9 週目は毎週，それ以降 6 か月間は毎月，それ以降は半年毎［1］）で，浸漬液全量を交換して，浸漬液中の B，Na，Li の分析を行った。

３．試験結果

上記の浸漬試験の結果，積算浸出比（＝Σ（(浸漬液中の濃度×浸漬液量）／初期含有量)）は，浸漬期間の平方根にほぼ比例しており，この傾向は，試験終了日まで変化がなく，固化体からの浸出挙動は，見かけの拡散係数モデルで評価できる見通しであることが示された。また，浸漬液中のほう素濃度は，別途試験して求めたモルタル平衡水中の飽和濃度よりも低く，溶解度制限には達していないと考えられる。

また，見かけの拡散係数は下図の通りであり，ほう素の拡散係数は，ナトリウム及びリチウムより小さく，モルタル平衡水で約 1×10^{-7}cm^2/d，硫酸平衡水で約 1×10^{-5}cm^2/d となることを確認した。



①～⑦：同じ番号は同一固化体を指す。硫酸平衡水は Na 濃度が高いので拡散係数は算出していない。

参考文献

[1]Hopse,E.D. “Leach Testing of Immobilized Radioactive Waste Solids” Atomic Energy Rev.9,p.195-207(1971)

*Takao Ikeda[1],Shouzou Komori[2], Takashi Kozawa[3],Mitsushi Motoyama[1] Kentaro Miyawaki[4] and Yuichi Niibori[5]
[1]JGC Co., [2]Kyusyu Electric Power Co., [3]Japan Nuclear Fuel Ltd.,[4]Meisei University, [5]Tohoku University

照射済み BWR 燃料被覆管からの核種放出挙動評価
－(1) 長期浸漬試験と炭素 14 浸出率－

Leaching behavior of radionuclides from irradiated BWR cladding
– (1) Long-term immersion test and result of carbon 14 leaching behavior –

*山下　雄生[1]，保坂　克美[1]，市川　真史[2]，桜木　智史[3]
[1]東芝エネルギーシステムズ株式会社，[2]日本核燃料開発株式会社，[3](公財)原環センター

地層処分後の燃料被覆管からの炭素 14 等の核種浸出挙動を評価するため、処分環境を模擬した溶液中で約 10 年にわたって照射済み BWR 被覆管の浸漬試験を実施した。浸漬期間の経過とともに核種浸出率は低下傾向を示し、現実的な浸出率データを蓄積することができた。

キーワード：TRU 廃棄物、炭素 14、燃料被覆管、浸出率、地層処分

1. 緒言

再処理で発生する被覆管の廃材は TRU 廃棄物として地層処分される。炭素 14（^{14}C）は TRU 廃棄物の安全評価において重要核種とされ、その長期挙動は短期の浸出データから保守的に評価された[1]。より現実的な安全評価に資することを目的に、照射済み被覆管を用いて最長 9.5 年の浸漬試験を実施した。

2. 実験

金属腐食との相関を考察するため照射済み BWR 燃料被覆管の内外面酸化膜を研磨除去し、浸漬試料とした。材料間差異の確認のため STEP1, STEP3 被覆管を試料に選定した。室温・窒素雰囲気下で pH 12.5, Eh -250 mV の NaOH 水溶液に試料を浸漬して密封した。所定期間経過後に気相中 ^{14}C 量(A_G /Bq)、浸漬液中 ^{14}C 量(A_L /Bq)を測定し、浸漬試料中 ^{14}C 量(I /Bq)で除することで ^{14}C 浸出率(R /-)を算定した。

$$R = (A_G + A_L) / I$$

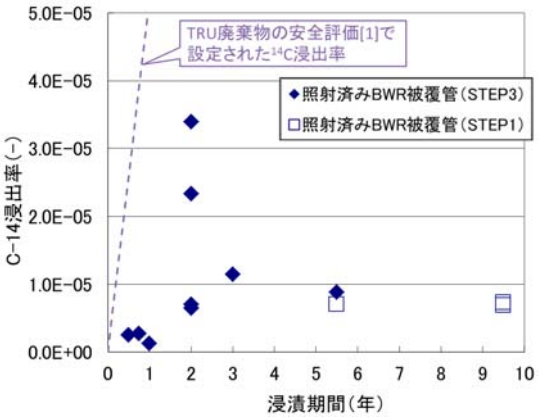


図 1　長期浸漬試験における ^{14}C 浸出率

3. 結果と考察

図 1 に既往報告結果[2]と共に、長期浸漬試験における ^{14}C 浸出率データを示す。浸漬初期は浸漬期間とともに ^{14}C 浸出率は上昇したが、浸漬 3 年以降の浸出率はほぼ一定となった。浸漬 5.5 年の STEP1, 3 の浸出率の比較から材料間差異は小さいと評価した。TRU 廃棄物の安全評価[1]で設定された ^{14}C 浸出率に比べて低い値となり、より現実的な浸出データを蓄積できたと考えられる。発表では、試験手法の詳細とともに、金属腐食挙動との相関に関する考察等について報告する。

※本発表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 29 年度高レベル放射性廃棄物等の地層処分に関する技術開発事業（TRU 廃棄物処理・処分技術高度化開発）」の成果の一部である。

参考文献

[1] 電気事業連合, 核燃料サイクル機構：TRU 廃棄物処分技術検討書-第 2 次 TRU 廃棄物処分研究開発とりまとめ-, JNC TY1400 2005-013, FEPC TRU-TR2-2005-02 (2005).

[2] Yamashita et al., Mater. Res. Soc. Symp. Proc. 2014; 1665: 187-194.

---

*Yu Yamashita[1], Katsumi Hosaka[1], Masashi Ichikawa[2] and Tomofumi Sakuragi[3]

[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, [2]Nippon Nuclear Fuel Development Co., LTD., [3]Radioactive Waste Management Funding and Research Center

照射済み BWR 燃料被覆管からの核種放出挙動評価
－(2) 炭素 14 の化学種および調和腐食モデルの考察－

Leaching behavior of radionuclides from irradiated BWR cladding
– (2) C-14 speciation and corrosion-related congruent release –

*桜木 智史[1]，山下 雄生[2]，保坂 克美[2]，市川 真史[3]
[1]（公財）原環センター，[2]東芝エネルギーシステムズ株式会社，[3]日本核燃料開発株式会社

地層処分後の燃料被覆管からの炭素 14 等の核種浸出挙動を評価するため、処分環境を模擬した溶液中で BWR 被覆管の浸漬試験を約 10 年継続した。浸出した炭素 14 は溶存有機種が多いがガス成分や溶存無機も検出された。また、ジルカロイ中の存在状態によって核種の浸出挙動が影響されることが示唆された。

キーワード：TRU 廃棄物、地層処分、被覆管、炭素 14、腐食、化学形態

1. 緒言

使用済み燃料の再処理で発生する被覆管の廃材は TRU 廃棄物として地層処分される予定である。放射化によって生成した炭素 14（^{14}C）は処分後の安全評価において重要核種に位置づけられ、その化学形態は放出後の核種移行シナリオや移行パラメータに影響する。ここでは、処分環境を模擬した条件下で最長 9.5 年間の浸漬試験で得られた放出 ^{14}C の化学形態、浸出した核種および金属成分から考察した金属腐食と核種放出の関係（調和腐食モデル）について報告する。

2. 実験

照射済み BWR 燃料被覆管（酸化膜除去済み）を室温・窒素雰囲気下で NaOH 水溶液（pH 12.5, Eh -250mV）に浸漬・密封した。所定期間経過後、各バッチの気相への ^{14}C 放出量、液相への無機 ^{14}C、有機 ^{14}C、ガンマ線放出核種、Zr 等金属元素の浸出量を測定した。

3. 結果と考察

既に報告した 2 年未満[1]および酸化膜付き被覆管[2]とともに、図 1 に放出された ^{14}C の結果を示す。短期的にはガス成分および溶存無機 ^{14}C の割合が、浸漬 2 年以降は溶存有機 ^{14}C の割合が高かった。ガス形態 ^{14}C も確認されたことから、安全評価においては金属腐食で生じる水素ガスをキャリアとしたガス移行シナリオが重要となる可能性がある。発表では、調和腐食モデルに関して核種・金属成分の浸出量と金属腐食量との関係について考察する。

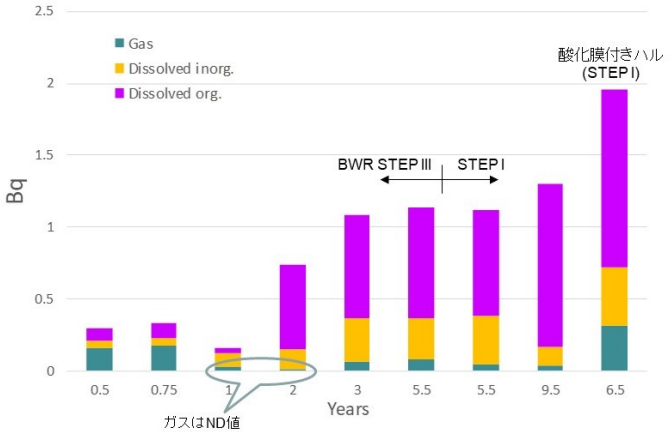


図 1　照射済み BWR 被覆管から放出した ^{14}C の経時変化と存在形態

※本発表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 29 年度高レベル放射性廃棄物等の地層処分に関する技術開発事業（TRU 廃棄物処理・処分技術高度化開発）」の成果の一部である。

参考文献

[1] Yamashita et al., Mater. Res. Soc. Symp. Proc. 2014; 1665: 187-194.
[2] Sakuragi et al., Procedia Chemistry 2016; 21: 341-348.

---

*Tomofumi Sakuragi[1], Yu Yamashita[2] Katsumi Hosaka[2] and Masashi Ichikawa[3]
[1]Radioactive Waste Management Funding and Research Center, [2]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, [3] Nippon Nuclear Fuel Development Co., LTD.

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：505-2 Waste Disposal and Its Environmental Aspects

Wed. Sep 5, 2018 4:20 PM - 5:40 PM JST | Wed. Sep 5, 2018 7:20 AM - 8:40 AM UTC | Room E A34 -A Building

[1E13-17] Overpack

Chair:Atsushi Fujishima(NUMO)

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

[1E13] Corrosion behavior of weld joint of carbon steel overpack under geological environment

Part 1 Experimental plan

*MITUYASU SHIRASE[1], KAZUTOSHI YAMAZAKI[2], TAKAHIRO KIKUCHI [2], YOSHIRO KURIKI[2], YUMIKO IWATA[3], GEN NAKAYAMA[3], YOSHIKATSU TOCHIGI[3], MAKOTO ONO[4], MASATO KOBAYASHI[1], MASAHIRO KWAKUBO[1] (1. RWMC, 2. JGC CORPORATION, 3. IHI CORPORATION, 4. TAISEI CORPORATION)

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

[1E14] Corrosion behavior of weld joint of carbon steel overpack under geological environment.

Part 2 Corrosion behavior of engineering scale testing.

*Kazutoshi Yamazaki[1], Hajime Takao[1], Takahiro Kikuchi[1], Yoshiro Kuriki[1], Masato Kobayashi[2], Masahiro Kawakubo[2], Mitsuyasu Shirase[2], Yumiko Iwata[3], Gen Nakayama[3], Makoto Ono[4] (1. JGC CORPORATION, 2. RADIOACTIVE WASTE MANAGEMENT FUNDING AND RESEARCH CENTER, 3. IHI Corporation, 4. TAISEI CORPORATION)

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

[1E15] Corrosion behavior of weld joint of carbon steel overpack under geological environment

Part 3: Effect of bentonite swelling process on homogeneous corrosion.

*Yumiko Iwata[1], Gen Nakayama[1], Yoshikatsu Tochigi[1], Kazutoshi Yamazaki[3], Hajime Takao[3], Takahiro Kikuchi[3], Yoshiro Kuriki[3], Masato Kobayashi[2], Masahiro Kawakubo[2] (1. IHI Corporation, 2. RWMC, 3. JGC Corporation)

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

[1E16] Corrosion behavior of weld joint of carbon steel overpack under geological environment

Part 4: Summary

*Masato Kobayashi[1], kazutoshi yamazaki[2], hajime takao[2], takahiro kikuchi[2], Yoshiro kuriki[2], Yumiko Iwata[3], Gen Nakayama[3], Makoto Ono[4], Mitsuyasu Shirase[1], Masahiro Kawakubo[1] (1. RWMC, 2. JGC corporation, 3. IHI corporation, 4. TAISEI corporation)

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

[1E17] Carbon steel corrosion by iron-corroding microbial community in compacted buffer materials

*Toru Nagaoka[1], Shin-ichi Hirano[1], Norio Matsumoto[1], Yuki Amano[2] (1. CRIEPI, 2. JAEA)

5:35 PM - 5:40 PM JST | 8:35 AM - 8:40 AM UTC

Time reserved for Chair

炭素鋼オーバーパック溶接部の地下環境での腐食挙動に関する研究

その１　試験計画

Corrosion behavior of weld joint of carbon steel overpack under geological environment
Part1 Experimental plan

*白瀬 光泰[1]，山崎 一敏[2]，高尾 肇[2]，菊池 孝浩[2]，栗木 良郎[2]，岩田 裕美子[3]，中山 元[3]，
栃木 善克[3]，小野 誠[4]，小林 正人[1]，川久保 政洋[1]
[1]（公財）原子力環境整備促進・資金管理センター，[2]日揮株式会社，[3]株式会社 IHI，[4]大成建設株式会社

オーバーパックの腐食代は既往の実験室規模での長期浸漬試験等の結果に基づいて設定されている。実地下環境で生じる腐食現象を把握／評価し、実際の地層処分場で生じ得る現象を推測するとともに、既往の評価結果の妥当性を検証する試験計画を策定した。本報告では、各試験の位置付けについて説明する。

キーワード：腐食，炭素鋼オーバーパック，地下環境，試験計画

1. 背景

オーバーパックの候補材料である炭素鋼について、これまでに実験室規模の試験により、母材及び溶接部の腐食速度や腐食の均一性等、多くの知見が得られている。実験室規模の試験の妥当性の検証、実際の地下環境で生じる腐食現象を評価するための、腐食試験を計画した。

2. 腐食に係る因子の抽出と整理、試験の位置付け

実寸大のオーバーパックは、直径 840mm、長さ 1,350mm の円筒形であり、表面には材料の異なる母材部と蓋の接合部（溶接部）が存在する。周囲に施工される緩衝材は、すき間や密度分布、地下水の浸潤挙動の差により、実験室規模の試験の様に全体が速やかに均一な環境とならない可能性がある。前者を腐食に係る「材料因子」、後者を「環境因子」とし、実験室規模試験と実際の地層処分場の環境条件やスケールの違いを補完する 3 種類の腐食試験を表 1 の様に設定した。

表 1　腐食に係る因子の整理と本事業で実施した腐食試験の位置付け（太枠内）

因子		実験室規模試験	小規模試験		工学規模試験	実際の HLW 地層処分
			経時変化試験	不均一試験[1]		
材料	試験片寸法	数 cm	十数 cm	数十 cm	φ10cm x L1.23m	実寸大
	腐食試験片 (母材/溶接)	溶接試験体から採取	工学規模試験体から採取	工学規模試験体と同一	鍛造丸棒に TIG 溶接を付与	鍛造製胴体に蓋を溶接接合
	加熱方法	試験容器ごと恒温槽内で加熱・保温	試験片裏面に設置したヒーターで加熱	模擬 OP 内に設置したヒーターで加熱	模擬 OP 内に設置したヒーターで加熱	ガラス固化体の発熱
環境	緩衝材	厚さ数 mm、Ti カラム内に圧密	ブロック ※隙間なし	ブロック方式 意図的に隙間付与	ブロック方式 円形ブロック 12 段	複数の施工オプション有
	試験環境	Ti 製カラム 模擬溶液	角型セル 模擬溶液	模擬試験孔 模擬溶液	地下試験孔 実地下水	

3. 試験の実施

表 1 に示す 3 種類の腐食試験について、設置から解体までの試験手順の検討及び試験設備の構築の後、最長で約 3 年間の腐食試験を行い、試験後の腐食試験体の分析及び評価を実施した。

本報告は資源エネルギー庁の受託事業「処分システム工学確証技術開発」の成果[2]の一部である。

参考文献

[1] 山崎、他、不均質な地層処分環境下におけるオーバーパックの炭素鋼溶接部の腐食挙動、2017 秋の大会、3I10
[2] 例えば、（公財）原環センター、平成 29 年度処分システム工学確証技術開発報告書（第 1 分冊）、2018.3

*Mitsuyasu Shirase[1], Kazutoshi Yamazak[2], Hajime Takao[2], Takahiro Kikuchi[2], Yoshiro kuriki[2], Yumiko Iwata[3], Gen Nakayama[3],
Yoshikatsu Tochigi[3], Makoto Ono[4], Masato Kobayashi[1] and Masahiro Kawakubo[1]
[1]RWMC, [2]JGC CORPORATION, [3]IHI CORPORATION, [4]TAISEI CORPORATION

炭素鋼オーバーパック溶接部の地下環境での腐食挙動に関する研究

その２　工学規模の模擬オーバーパックの腐食挙動

Corrosion behavior of weld joint of carbon steel overpack under geological environment.
Part 2 Corrosion behavior of engineering scale testing.

*山崎 一敏[1]，高尾 肇[1]，菊池 孝浩[1]，栗木 良郎[1]，小林 正人[2]，川久保 政洋[2]，白瀬 光泰[2]，
岩田 裕美子[3]，栃木 善克[3]，中山 元[3]，小野 誠[4]、中山 雅[5]
[1]日揮株式会社，[2]（公財）原子力環境整備促進・資金管理センター，[3]株式会社 IHI，[4]大成建設株式会社
[5]国立研究開発法人　日本原子力研究開発機構

炭素鋼オーバーパックの腐食挙動に影響を及ぼす因子のうち、実験室規模試験では再現が難しい材料（大きさ）と現実的な環境因子を考慮するため、地下環境での工学規模試験を実施した。腐食現象を支配する因子を制御して評価することを目的として、地上において同規模のモックアップ試験も実施した。約 3 年間の試験の結果、模擬オーバーパック母材と溶接部の平均腐食量と最大腐食量に大きな差はみられなかった。一方、実験室規模試験とは異なり、初期の過渡的な期間では緩衝材と模擬オーバーパックの密着性による腐食の局在化も確認された。

キーワード：腐食，炭素鋼オーバーパック，地下環境，工学規模試験，溶接継手，緩衝材ブロック

1. 緒言

炭素鋼オーバーパックの腐食挙動を調べる上で、実験室規模試験では再現が難しい材料の大きさと環境因子による影響を調査するために、地下環境（幌延 URL 深度 350m）での工学規模試験（地下試験）を実施した。並行して、地上での環境因子を制御したモックアップ試験（地上試験）も実施し、腐食挙動を比較した。

2. 試験方法・分析

試験系は竪置きの緩衝材ブロック施工方式を模擬した。緩衝材ブロックは、ベントナイトとケイ砂を 7:3 に混合し、乾燥密度が 1.6Mg/m^3 になるように圧縮成型した。模擬オーバーパックはφ100mm×1,230mm の鍛造丸棒で長手方向に溶接部（TIG 溶接）を 180° 間隔で 2 本付与した。地下試験は幌延 URL の深度 350m に掘削した試験孔を用いた。地上試験では、幌延の地下水組成に合わせて調整した模擬地下水を使用し、ステンレス製の模擬処分孔に試験体を設置した。腐食量は、試験前後の模擬オーバーパックの表面形状を接触式 3 次元座標測定器（CMM）により測定し、その差から求めた。

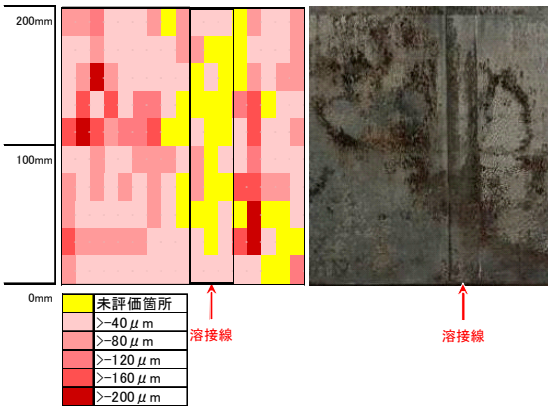


図１　地下試験　腐食の局在化箇所
左図：酸洗後模擬オーバーパック試験体 腐食深さ分布
右図：測定箇所の酸洗後表面画像

3. 結果

地下試験では緩衝材と模擬オーバーパックの密着性の差によると思われる腐食の局在化が確認された（図 1）。この局在化はオーバーパックと緩衝材のクリアランス部で、緩衝材の膨潤の不均一性によって、オーバーパックと緩衝材の接触が不均質になったためと考えられる。緩衝材の密着性の差を除けば、地下試験（990 日）及び地上試験（683 日）の何れの試験においても、模擬オーバーパック表面の母材と溶接部の間で、平均腐食量と最大腐食量に大きな差はみられなかった。長期的には、酸素が消費され、緩衝材の膨潤が進み、模擬オーバーパックと均一に接することで、緩衝材中の物質移行が抑制され、還元環境での腐食が進行し、局在化の進展は抑制されると推察される。本報告は資源エネルギー庁からの委託事業「処分システム工学確証技術開発」の成果[2]の一部である。

参考文献

[1] 山崎、他、不均質な地層処分環境下におけるオーバーパックの炭素鋼溶接部の腐食挙動、2017 秋の大会、3I10
[2] 例えば（公財）原環センター、平成 29 年度処分システム工学確証技術開発報告書（第 1 分冊）、2018.3

*Kazutoshi Yamazaki[1], Hajime Takao[1], Takahiro Kikuchi[1], Yoshiro Kuriki[1], Masato Kobayashi[2], Masahiro Kawakubo[2], Mitsuyasu Shirase[2],
Yumiko Iwata[3], Yoshikatsu Tochigi[3], Gen Nakayama[3], Makoto Ono[4], Masashi Nakayama[5]
[1]JGC CORPORATION, [2]RWMC, [3]IHI Corporation,[4]TAISEI CORPORATION, [5]JAEA

炭素鋼オーバーパック溶接部の地下環境での腐食挙動に関する研究

その３　全面腐食挙動に及ぼす緩衝材の膨潤過程の影響

Corrosion behavior of weld joint of carbon steel overpack under geological environment
Part 3 Effect of bentonite swelling process on homogeneous corrosion

*岩田 裕美子[1]，中山 元[1]，栃木 善克[1]，小林 正人[2]，川久保 政洋[2]，
山崎 一敏[3]，高尾 肇[3]，菊池 孝浩[3]，栗木 良郎[3]，小野 誠[4]
[1]株式会社 IHI，[2]（公財）原子力環境整備促進・資金管理センター，[3]日揮株式会社，[4]大成建設株式会社

埋設後初期の緩衝材ブロックと炭素鋼オーバーパックとの不均一な接触履歴が炭素鋼の全面腐食挙動に与える影響を調査するため、緩衝材の膨潤過程を考慮した経時変化確認試験を実施した。初期の緩衝材の膨潤による炭素鋼試験体との不均一な接触により局所的な腐食が発生したが、約 2 年間経過後の試験体では、局在化した腐食の進展性は乏しく、平均腐食深さと最大腐食深さの相関関係は、既往の実験室規模試験の傾向と同様であった。

キーワード：腐食，炭素鋼オーバーパック，地下環境，緩衝材ブロック、試験方法

1. 緒言

緩衝材ブロックの飽和・膨潤に伴う炭素鋼オーバーパックとの不均一な接触履歴が炭素鋼の全面腐食挙動に与える影響を調査するため、接触履歴に関する経時変化を確認するための試験を実施した。

2. 試験方法・分析

幌延 URL の工学規模試験で用いた試験装置を再現した部分モデル試験装置を複数用意し、試験期間をパラメータとして所定期間後に試験片を取り出して観察した。緩衝材ブロックはケイ砂 30%混合ベントナイトを乾燥密度 1.6Mg/m^3 に圧縮成型したもの、炭素鋼試験片は工学規模試験用に製作した模擬オーバーパックから切り出したものを使用した。緩衝材側から脱気した模擬地下水を供給し、一定期間後に試験体を取り出して外観を観察した。腐食深さは試験前後の試験片表面の接触式 3 次元形状計測値の差分から求めた。

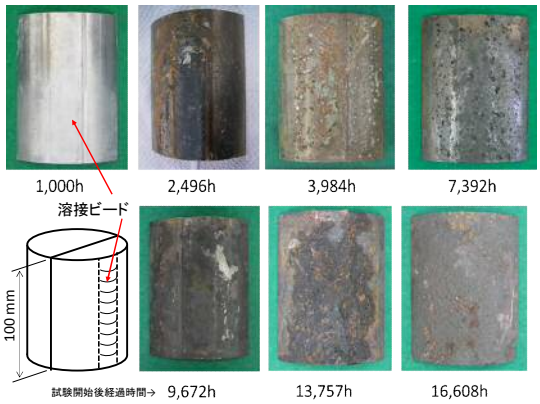


図１　試験片取り出し時(付着物除去後、酸洗前)の外観

3. 結果

試験片表面は、試験経過につれて茶色い錆から黒色の硬い皮膜に覆われた状態に推移した。脱錆後の表面には局所的な凹みが認められ、ベントナイトや水分の不均質な接触・過渡状態が初期の腐食挙動に影響することを示した（図 1）。約 2 年間の時間経過において、平均腐食深さは時間の経過とともに深くなるが、一部の局在化した部分の腐食の進展性は乏しく、本試験における平均腐食深さと最大腐食深さの相関関係は、既往の長期ベントナイト中の腐食試験[1]の傾向と同様であった（図 2）。

本報告は資源エネルギー庁の委託事業「処分システム工学確証技術開発」の成果[2]の一部である。

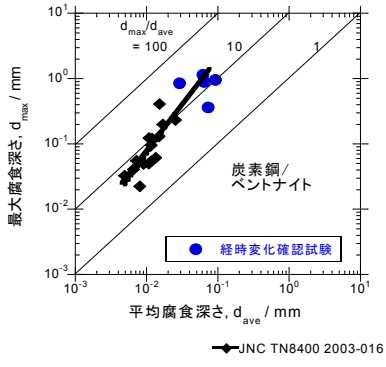


図２　平均腐食深さと最大腐食深さの関係

参考文献

[1] 弱アルカリ性およびアルカリ性環境における炭素鋼オーバーパックの局部腐食進展挙動 JNC TN8400 2003－016（2003）.
[2] 例えば、（公財）原環センター、平成 29 年度処分システム工学確証技術開発報告書（第 1 分冊）、2018.3

*Yumiko Iwata[1], Gen Nakayama[1], Yoshikatsu Tochigi[1], Masato Kobayashi[2], Masahiro Kawakubo[2], Kazutoshi Yamazaki[3], Hajime Takao[3], Takahiro Kikuchi[3], Yoshiro Kuriki[3], Makoto Ono[4]
[1]IHI Corporation.,[2]RWMC, [3]JGC CORPORATION, [4]TAISEI CORPORATION

炭素鋼オーバーパック溶接部の地下環境での腐食挙動に関する研究

その４　まとめ

Corrosion behavior of weld joint of carbon steel overpack under geological environment

Part4 Summary

*小林 正人[1]，山崎 一敏[2]，高尾 肇[2]，菊池 孝浩[2]，栗木 良郎[2]，岩田 裕美子[3]，中山 元[3]，
栃木 善克[3]，小野 誠[4]，白瀬 光泰[1]，川久保 政洋[1]
[1]（公財）原子力環境整備促進・資金管理センター，[2]日揮株式会社，[3]株式会社 IHI，[4]大成建設株式会社

実験室規模試験に対し、今回実施した経時変化確認試験、不均一腐食試験（既報）[1]、工学規模試験では、人工バリアの施工時に生じるオーバーパックと緩衝材間のすき間による緩衝材との接触、水の浸潤挙動が初期の腐食の局在化に影響することが示唆された。

キーワード：腐食，炭素鋼オーバーパック，地下環境，炭素鋼溶接部

1. はじめに

実験室規模試験に対し、腐食に係る「材料因子」、「環境因子」に着目した工学規模試験、小規模試験（経時変化試験、不均一腐食試験[1]）を実施し、実際の地下環境で人工バリアの定置から、緩衝材の飽和・膨潤に至る過程で炭素鋼オーバーパック全体、及び溶接部に生じる腐食現象を把握、評価した。

2. 腐食に係る「材料因子」「環境因子」の影響について

2-1. 材料因子の影響

いずれの試験においても母材に対し溶接部の顕著な腐食は認められなかった。既報の酸化性雰囲気の浸漬試験で認められたアーク溶接金属部の選択的な腐食[2]は生じなかった。系内の酸素が有限で初期に消費されれば、溶接部の選択的な腐食は生じないと考えられる。

2-2. 環境因子の影響

本試験では実際の人工バリアの定置作業（ブロック方式）を想定し、模擬オーバーパックと緩衝材の間に 5mm のすき間を設けた。また、試験装置全体を恒温槽内で加熱・保温する実験室規模の試験に対し、今回の工学規模試験はガラス固化体の発熱を模擬するため試験体自体をヒーターで加熱したが、これにより周辺に生じる温度勾配は腐食挙動に有意な影響を与えなかった。すき間の水蒸気、膨潤した緩衝材が模擬オーバーパックと接触、若しくはすき間からの溶液の侵入により腐食反応が開始となる。実験室規模の試験片と緩衝材が密着した初期状態での結果と異なり、緩衝材と模擬オーバーパックの接触状態の差により初期の不均一な腐食が生じることが認められた。試験体の大型化により周囲の緩衝材の挙動は均等では無くなり不均一な腐食の要因と成り得ると予想したが、その影響は実験室規模の試験で得た不均一性と有意な差とはならないことを確認した。

3. まとめ

いずれの試験においても母材と溶接部に有意な差は無く、オーバーパックの封入技術として溶接は適用可能である。初期の過渡的な期間では、オーバーパックと緩衝材の接触や浸潤挙動が、腐食の不均一、局在化に影響することが示唆された。これに対しては、人工バリア定置工程（例えば隙間充填）に対策を講じることで、長期の寿命評価の初期の不確実性を低減できると考えられる。

本報告は資源エネルギー庁の委託事業「処分システム工学確証技術開発」の成果[3]の一部である。

参考文献

[1] 山崎、他、不均質な地層処分環境下におけるオーバーパックの炭素鋼溶接部の腐食挙動、2017 秋の大会、3I10
[2] （公財）原環センター、平成 23 年度処分システム工学要素技術高度化開発報告書（第２分冊）、2012.3
[3] 例えば、（公財）原環センター、平成 29 年度処分システム工学確証技術開発報告書（第１分冊）、2018.3

*Masato Kobayashi[1], Kazutoshi Yamazak[2], Hajime Takao[2], Takahiro Kikuchi[2], Yoshiro kuriki[2], Yumiko Iwata[3], Gen Nakayama[3],
Yoshikatsu Tochigi[3], Makoto Ono[4], Mitsuyasu Shirase[1] and Masahiro Kawakubo[1]
[1]RWMC, [2]JGC CORPORATION, [3]IHI CORPORATION, [4]TAISEI CORPORATION

鉄腐食性微生物群集による緩衝材中の炭素鋼の腐食挙動

Carbon steel corrosion by iron-corroding microbial community in compacted buffer materials

*長岡 亨[1]，平野 伸一[1]，松本 伯夫[1]，天野 由記[2]
[1]電中研，[2]原子力機構

湖沼底泥より集積培養した鉄腐食性微生物群集を用いて、乾燥密度の異なる緩衝材中にて炭素鋼試験片の腐食試験を実施した結果、複数種の微生物が相乗的に腐食挙動に関与している可能性が明らかとなった。

Keywords：bio-corrosion, carbon steel, , microbial community, compacted buffer material, bentonite

1. 背景・目的　地層処分における炭素鋼処分容器の腐食挙動評価に関して、これまで嫌気性微生物の代表である硫酸還元菌を対象とした検討が行われてきた[1]。しかし、これらの検討は反応期間が 3 か月程度と短期間であったことや、近年、硫酸還元菌以外のメタン生成菌、酢酸生成菌、硝酸還元菌など、種々の微生物が単独または複合的に金属腐食に影響を及ぼすことが報告[2]されており、これらの複合微生物の影響を加味した上でのより長期的な炭素鋼処分容器の腐食挙動を評価することが望まれる。

2. 試験方法　湖沼底泥試料を微生物源として、金属鉄をエネルギー源として利用可能な微生物生育培地を用いて鉄腐食性微生物群集を集積培養し、腐食試験に用いた。腐食試験では、異なる乾燥密度（1.0, 1.3, 1.6 g/cm^3）に圧縮成型した緩衝材（クニゲル V1:5 号珪砂=7:3）中に炭素鋼試験片を包埋した試験セルを、培養液に浸漬して飽和させた後、培養液に上述の集積培養した微生物群集を植菌し、嫌気性雰囲気下、30℃あるいは 50℃恒温下で静置し、最長 1 年間、炭素鋼試験片の重量減損量、代謝産物を測定するとともに、緩衝材中の微生物量および微生物群集の変化を解析した。

3. 結果・考察　炭素鋼試験片の重量減損量に及ぼす緩衝材の乾燥密度の影響については、試験温度 30℃、乾燥密度 1.0g/cm^3、試験期間 1 年の場合において顕著な重量減損が認められたが（図）、他の乾燥密度条件では顕著な減損は認められなかった。乾燥密度が大きくなるに伴い、緩衝材内の膨潤圧が増大することで、空隙サイズ、栄養塩供給速度、水分活性等が低下し、微生物活性が抑制されることで腐食速度が低下した可能性がある。また、試験温度 50℃では、乾燥密度 1.0g/cm^3 を含めて顕著な減損は認められなかった。一方、各温度・乾燥密度条件における炭素鋼試験片近傍の緩衝材試料を対象とした微生物群集解析の結果、いずれの条件下においても微生物群集の構成比は試験前後で大きく変化しており、炭素鋼の重量減損量が最も多い試料において硫酸還元菌やメタン生成菌等の腐食性微生物が多く検出されたことから、これらの微生物が相乗的に作用して炭素鋼の腐食を促進している可能性が示唆された。

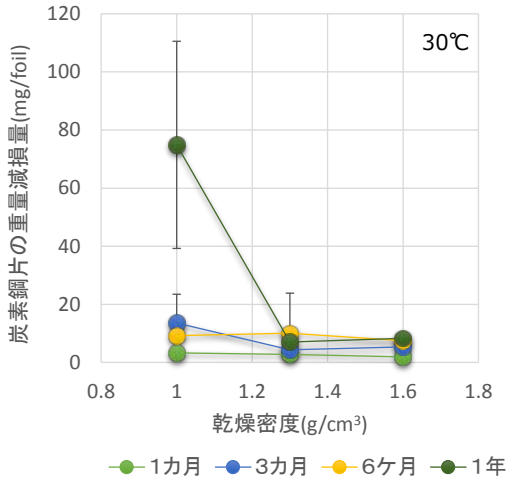


図　緩衝材中の炭素鋼試験片の腐食試験結果

本成果は、経済産業省資源エネルギー庁の委託事業である「使用済燃料直接処分技術開発（平成 26 年度）」および「直接処分等代替処分技術開発（平成 27～29 年度）」の一部である。

参考文献

[1] 地層処分研究開発第 2 次取りまとめ(1999)− 分冊 2 地層処分の工学技術 JNC TN1400 99-0022
[2] Mand et al. (2014), Front. Microbiol., 10.3389/fmicb.2014.00268

*Toru Nagaoka[1], Shin-ichi Hirano[1] Norio Matsumoto[1]and Yuki Amano[2]　[1]CRIEPI,　[2]JAEA

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：505-3 Decommissioning Technology of Nuclear Facilities

Wed. Sep 5, 2018 10:40 AM - 12:00 PM JST | Wed. Sep 5, 2018 1:40 AM - 3:00 AM UTC | Room F A36 -A Building

[1F01-05] Analysis, Scinario Evaluation and System Development 1

Chair:Nobutake Horiuchi(MMC)

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

[1F01] Activation estimation for decommissioning of nuclear reactor

(1) Analyses of activation element in concrete

*Norikazu Kinoshita[1], Takuma Noto[1], Kazuaki Kosako[1], Motoyuki Asada[1], Akane Tada[1], Kohei Urabe[1], Kazuyuki Torii[1], Tsutomu Ohtsuki[2], Shun Sekimoto[2] (1. Shimizu Co., 2. KURNS)

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

[1F02] Activation estimation for decommissioning of nuclear reactor

(2) Precision of activation using Monte Carlo simulation

*Takuma Noto[1], Norikazu Kinoshita[1], Kazuaki Kosako[1], Motoyuki Asada[1], Kohei Urabe[1], Kazuyuki Torii[1], Tsutomu Ohtsuki[2], Shun Sekimoto[2] (1. Shimizu Corporation, 2. KURNS)

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

[1F03] Sensitivity analysis on activation of reactor structural materials and radioactivity concentration in demolition wastes

*Kouhei Igarashi[1], Daisuke Kwasaki[1], Satoshi Yanagihara[1] (1. University of Fukui)

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

[1F04] The effects of uncertainty of radionuclide concentration in clearance measurement on the exposure dose assessment

*Minako Endou[1], Daisuke Kawasaki[1], Satoshi Yanagihara[1] (1. Univercity of Fukui)

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

[1F05] Scenario Analysis on Reusing Clearanced Materials from Nuclear Decommissioning

*kosuke yamamoto[1], Daisuke Kawasaki[1], Satoshi Yanagihara[1] (1. University of fukui)

11:55 AM - 12:00 PM JST | 2:55 AM - 3:00 AM UTC

Time reserved for Chair

廃止措置時の放射化放射能量評価
（1）コンクリートの放射化元素分析

Activation Estimation for Decommissioning of Nuclear Reactor
(1) Analyses of Activation Element in Concrete

*木下 哲一[1]，能任 琢真[1]，小迫 和明[1]，浅田 素之[1]，多田 茜[1]，
卜部 光平[1]，鳥居 和敬[1]，大槻 勤[2]，関本 俊[2]
[1]清水建設，[2]京都大学複合原子力科学研究所

コンクリートの構成材料である複数の骨材とセメントの化学成分分析を行い、分析方法や材料に由来する元素濃度差異の違いがもたらす放射化量推定への影響について検討した。

キーワード：コンクリート，骨材，セメント，微量元素分析，化学処理，廃炉

1. 緒言

原子力発電所廃止措置において生体遮蔽コンクリートなどに蓄積した放射化放射能量を正確に推定することにより、L1~L3 およびクリアランス物に分類される各レベルの廃棄物量を正確に見積もることができる。各対象部位における放射化の計算精度は、分析に由来する元素濃度と輸送計算に由来する中性子スペクトルに主に依存する。本研究では、コンクリートの構成素材である複数の骨材とセメントの成分分析を行い、分析方法や材料に由来する元素濃度の違いがもたらす放射化量推定への影響について検討した。

2. 実験方法

主に西日本の採石場 10 か所から 10 kg 程度の骨材を入手し、ロールミルおよびジェットミルを用いて試料を粉砕・撹拌した。この骨材と地球化学標準物質 JG-3 および、異なる工場で製造された普通ポルトランドセメント 3 種類とフライアッシュセメント 1 種類について放射化分析および湿式化学処理を行い、目的元素の分析を行った。非破壊分析は①中性子放射化分析を用いた。湿式化学処理では、②アルカリ溶融＋酸溶解、③フッ酸分解＋過塩素酸処理、④フッ酸分解＋ホウ酸マスクの手法により前処理し、ICP-MS を用いて目的元素の分析を行った。

3. 結果

標準岩石 JG-3 に含まれる Fe、Co、Cs、Eu を 4 種類の手法により分析して得られた公称値に対する分析値の比を図 1 に示す。放射化分析と②の前処理法は、骨材中の元素は公称値に近い分析値が得られたが、フッ酸分解を行うと公称値の半分以下の値を示した元素もあった。一方、セメント試料は放射化分析と同程度の分析値が出る傾向が強かった。採石場の違いによる骨材中の元素組成の違い、製造工場の違いによるセメント中の元素組成の違い、これらの元素組成がもたらす放射化量への影響について紹介する。

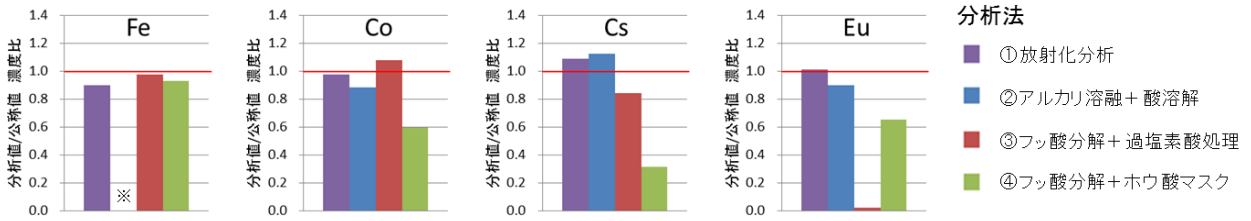


図 1　標準岩石 JG-3 より分析された Fe、Co、Cs、Eu の分析値/公称値。※は分析していない。

*N. Kinoshita[1], T. Noto[1], K. Kosako[1], M. Asada[1], A. Tada[1], K. Urabe[1], K. Torii[1], T. Ohtsuki[2], S. Sekimoto[2]
[1]Shimizu Co., [2]KURNS

廃止措置時の放射化放射能量評価
（2）モンテカルロ計算を用いた放射化精度検証

Activation estimation for decommissioning of nuclear reactor
(2) Precision of activation using Monte Carlo simulation

*能任 琢真[1]，木下 哲一[1]，小迫 和明[1]，浅田 素之[1]，卜部 光平[1]，鳥居 和敬[1]，
大槻 勤[2]，関本 俊[2]
[1]清水建設，[2]京都大学複合原子力科学研究所

原子力発電所廃止措置時の生体遮蔽等の放射化量を正確に推定するために、計算精度に由来する放射化量評価への影響を検討した。京都大学研究用実験炉（KUR）（以下京大炉とする）で標準試料の中性子照射を行い、生成放射能を測定すると共に、モンテカルロ計算を実施し得られる生成放射能との比較を行った。

キーワード：廃止措置，放射化，標準試料，シミュレーション

1. 緒言

原子力発電所の廃止措置において、放射性廃棄物の適切な処分には、生体遮蔽等のコンクリートの放射化量の状況を適正に評価することが重要である。本研究は、京大炉で行った標準試料の放射化実験の結果と、モンテカルロ計算と放射化計算により得られた放射化量の計算値を比較し、計算精度の評価を行った。

2. 実験及びシミュレーション

京大炉の 1MW 運転中に、標準溶液から作った標準試料を炉心内に輸送し、中性子照射を行った。標準試料中の元素は Mn, Fe, Co, Ga, As, Cu, Eu, Sb, Ir, Au であり、輸送管 Pn-2 にて 4 時間照射を行った。試料は冷却後に HPGe 半導体検出器により放射化放射能を測定し、照射直後の比放射能(Bq/g)を求めた。

MCNP5 を使用したモンテカルロ計算により、照射時の燃料配置を正確に表現し、Pn-2 内の詳細な中性子スペクトルの計算を行った。このスペクトルを用いて、ORIGEN-S (SCALE6.2)により照射直後の比放射能を計算した。4 時間照射で得られた実験値と計算値を比較した結果を図 1 に示す。計算結果は実験値と約 10%以内で一致した。

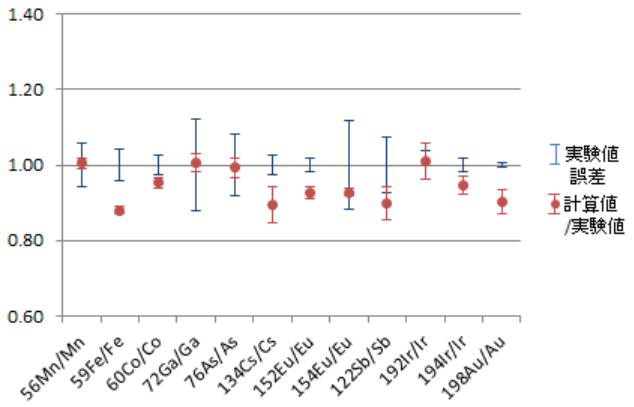


図 1 Pn-2 における比放射能の計算値と実験値の比較

3. 結論

運転条件から計算した中性子スペクトルを用いた放射化計算により、標準試料に対する放射化量は約 10%の計算精度であることがわかった。今後、実際のコンクリート試料における放射化計算精度の検証を進めてゆく。

---

*Takuma Noto[1], Norikazu Kinoshita[1] , Kazuaki Kosako[1], Motoyuki Asada[1], Kohei Urabe[1], Kazuyuki Torii[1], Tsutomu Ohtsuki[2] and Shun Sekimoto[2]

[1]Shimizu Corporation, [2]KURNS

原子炉構造物の放射化特性及び解体廃棄物の放射能濃度に係る感度分析

Sensitivity analysis on activation of reactor structural materials and radioactivity concentration in demolition wastes

*五十嵐　康平，川崎 大介，柳原 敏
福井大学

廃止措置を実施する際に発生する放射化廃棄物の特性評価をした。具体的には、中性子輸送と放射化のシミュレーションを計算した。その際生体遮蔽体に用いられるコンクリートの組成の不確実性に注目した。

キーワード：放射化計算，廃止措置，解体廃棄物，放射能濃度，感度分析

1. 緒言

原子炉施設の解体においては多量の廃棄物が発生するが、解体廃棄物の放射能濃度を事前に把握することは廃止措置計画の立案において重要である。解体対象物中の放射性核種の濃度はその材料組成や原子炉の運転履歴等に依存するが、種々の不確実性・不確定性が含まれる[1]。本研究では、生体遮蔽体の放射化放射能に着目し、材料組成や運転履歴等の個々の不確実性要因に対する放射能濃度の感度分析を行った。

2. 解析条件

1100MW 級 BWR の生体遮蔽体内側表面における中性子束をもとに，生体遮蔽体内の中性子輸送計算および放射化計算を行った。軽水炉を簡略化した図１のようなジオメトリを設定した。生体遮蔽体内側表面に中性子源を配置し、生体遮蔽体に入射する中性子を模擬した。生体遮蔽体内側には簡略化のためステンレス鋼と水のみを配置した。中性子束の計算には粒子輸送計算コード PHITS を、放射化の計算には D-CHAIN を使用し、コンクリート内の放射性核種濃度の半径方向の分布を算出した。コンクリート中に存在する Eu-152 の親核種の濃度は 2.88E-8[g/cc]とした。1Mev の高速中性子、0.025ev の熱中性子をそれぞれ照射させた。

3. 結果

40 年間運転した原子炉における生体遮蔽体内の Eu-152 濃度分布を計算結果の例として図 2 に示す。青線は 0.025eV の熱中性子源を生体遮蔽体内側表面に配置した場合の放射能濃度分布を示し，橙線は 1MeV の高速中性子を同様に配置した場合の放射能濃度分布を示す。各々の中性子源の強度は 1100MW 級 BWR の熱中性子束・高速中性子束の値[1]をもとに設定した。生体遮蔽体表面に入射する高速中性子、熱中性子の Eu152 濃度への寄与を比較するとその殆どが高速中性子の入射に起因することが確認された。内側と外側で約 4 桁の濃度差が確認された。

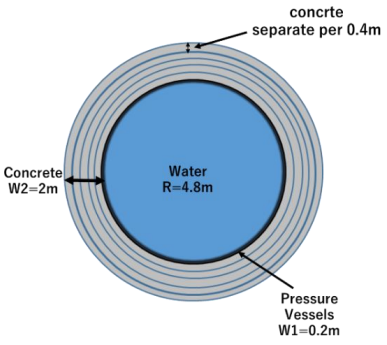


図１　計算に用いたジオメトリ（断面）

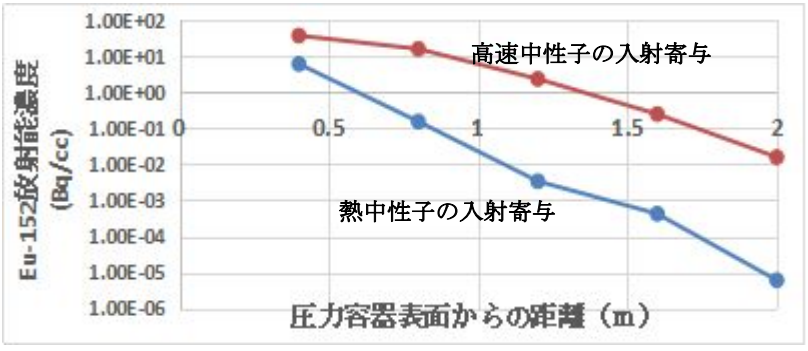


図２　原子炉停止時の放射能濃度空間分布

参考文献: [1]J.C. Evans et al Pacific Northwest Laboratory NUREG_CR-3474_Long-lived Activation Products in reactor Materials

---

*Kouhei Igarashii'Daisuke Kawasaki'and Satoshi Yanagihara,'
'University of FUKUI.

クリアランス検認時の放射性核種濃度の不確実性が被ばく線量評価に及ぼす影響

The effects of uncertainty of radionuclide concentration
in clearance measurement on the exposure dose assessment

*遠藤　美奈子[1]，川崎　大介[1]，柳原　敏[1]
[1]福井大学

合理的なクリアランス検認の手法を確立するために、クリアランス検認時の放射性核種濃度測定における測定結果の不確実性が、クリアランスレベル設定時に用いられた被ばく線量率の計算モデルによって得られた被ばく線量率の不確実性に及ぼす影響を分析した。

キーワード：クリアランス検認、濃度測定、不確実性

１．はじめに

原子力施設で発生するクリアランス対象物の検認を行う際の放射性核種濃度測定においては，測定手法の特性や対象物中の放射性核種濃度の空間的不均一性などに起因して種々の不確実性が生じる。対してクリアランスレベル設定に用いられた被ばく線量評価においては，放射能濃度は均一化されると仮定されている[2]。本研究では，核種濃度の不均一性など，クリアランス検認時の濃度測定の不確実性を、クリアランスレベル設定に用いられた被ばく線量評価モデルに取り込むことによって，これらの不確実性が被ばく線量評価に及ぼす影響を分析した。

２．解析方法

クリアランス対象物の埋設処分における 41 経路及び再使用・再利用における 32 経路の評価対象となっているシナリオについて放射能濃度の影響が大きいと考えられるものを評価した。その一例として，地下水移行シナリオにおける井戸水飲用による被ばく評価の模式図を図に示す。処分施設中の放射性核種濃度はクリアランス廃棄物と非放射性廃棄物の混合割合などから算出され，従来は均一な濃度として扱われていた。本研究ではこの濃度に空間分布があるものとして，処分施設直下の帯水層への核種の漏出率が位置に依存する被ばく線量評価モデルを作成した。このモデルでは帯水層では地下水の流れに沿って移流・分散してゆき，下流側にある井戸水を飲用することにより被ばくする。尚，被ばく線量評価におけるパラメータ設定は原子力安全委員会及び放射線安全規制委員会[1][3]での設定を用いた。

３．まとめ

上記のモデルにおいて処分施設中の放射性核種が異なる濃度分布を持つ場合を想定して、それに基づく被ばく線量算出結果の比較を行い、その結果から均一濃度の仮定が適用できる条件を抽出する予定である。

参考文献

[1]大越実（1999）「主な原子炉施設におけるクリアランスレベルの導出方法」，『保健物理』34(4)，353～358
[2]原子力安全委員会 放射線廃棄物安全基準専門部会（1999)「主な原子炉施設におけるクリアランスレベルについて」
[3]放射線安全規制委員会 文部科学省 科学技術・学術政策局（2010)「放射線障害防止法に規定するクリアランスレベル について」

---

*Minako Endou[1], Daisuke kawasaki[2] and Satoshi Yanagihara[3] [1]University of Fukui,

廃止措置で発生するクリアランス物の再利用に向けたシナリオの検討

Scenario Analysis on Reusing Clearanced Materials from Nuclear Decommissioning

*山本 耕輔[1]，柳原 敏[1]，川崎 大介[1]

[1]福井大学

原子力施設の廃止措置に伴い発生するクリアランス物の再利用に至るまでのシナリオの検討及び評価することで、今後の計画的な廃止措置の進展に資する。

キーワード：廃止措置，クリアランス，有価物，再利用，検認，再利用製品，処理

1. 緒言

クリアランス物は原子力施設の廃止措置で多種多量に発生するが、これまで再利用に供された実績は少ない。このため、解体撤去工事の進展に伴い、クリアランス物が発生しても施設内に長期的に留まる可能性が高く、原子力施設内の保管場所等の廃止措置計画の合理的な進行に影響を及ぼす懸念がある。本研究ではクリアランス物の発生から再利用に至るまでのシナリオを検討し、クリアランス物の有効利用の促進を図ることを目的にする。

2. 方法

原子力施設内で発生したクリアランス対象物の発生から再利用に至るまでに必要となる工程を抽出する。また、再利用可能な製品ごとに工程の各段階において、選択可能な指標(パラメータ)を再利用の可能性検討としてコスト等を評価し、クリアランス物の再利用可能性を総合的に分析する。図 1 に簡易的な工程と代表的なパラメータ[1]を示す。また、これらに加えて社会的受容性等も考慮してクリアランス物の発生から再利用に至るまでのシナリオに対して、再利用製品ごとにその有効性を評価する。

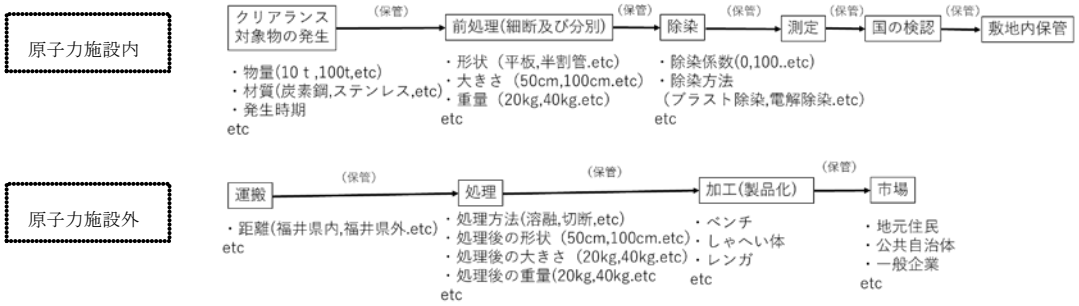


図 1. クリアランス対象物の発生から再利用に至るまでの過程

3. 結果および考察

再利用製品として、これまでに制作されたベンチ、しゃへい体、レンガなどに対する簡易評価の結果、一般的に流通している同様の機能を有していたとしても、クリアランス物発生量の少なさ等が一因となるコスト面や、需要性のある製品を制作するに至っていないことが課題として考えられた。

4. まとめ

今後、現実的なクリアランス物の発生量等を入力として、廃止措置施設近隣の企業における技術的可能性等も考慮して最適な再利用製品の正確に係るシナリオ評価を進める。

参考文献

[1] 「日本原子力学会標準　実用発電用原子炉施設等の廃止措置の計画」(2011 年　原子力学会)

*Kosuke Yamamoto[1], Satoshi Yanagihara[1] and Daisuke Kawasaki[1]

[1]Fukui Univ.

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：505-3 Decommissioning Technology of Nuclear Facilities

Wed. Sep 5, 2018 2:45 PM - 4:15 PM JST | Wed. Sep 5, 2018 5:45 AM - 7:15 AM UTC | Room F A36 -A Building

[1F06-11] Analysis, Scinario Evaluation and System Development 2

Chair:Norikazu Kinoshita(Shimizu)

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

[1F06] Evaluation of Project Management Parameters for Decommissioning of KARTINI Reactor

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

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

[1F07] A study on analysis of actual data in "Fugen" decommissioning

*Yuya Kouda[1] (1. Fugen Decommissioning Engineering Center)

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

[1F08] Development of manpower estimation method for decommissioning activities

Analysis and modeling of various records by statistical learning

*Keisuke Komatsu[1], Daisuke Kawasaki[1], Satoshi Yanagihara[1] (1. University of Fukui)

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

[1F09] Development of estimation methods for decommissioning work period and its uncertainty

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

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

[1F10] Development of Technology for Evaluating Waste Quantity Based on Automatic Generation of 3D Models by Cutting Equipment in Nuclear Power Plants

*Hiroshi Seki[1], Mitsuko Fukuda[1], Takuya Yoshida[1], Atsuko Enomoto[1], Mitsutaka Imamura[2], Hiroshi Nagase[2], Jyunya Tahata[2] (1. Hitachi, 2. Hitachi-GE Nuclear Energy)

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

[1F11] Application of VRdose for the Decommissioning

*Yasuyoshi Taruta[1,2], Kawasaki Daisuke[1], Satoshi Yanagihara[1] (1. Fukui University, 2. JAEA)

Evaluation of Project Management Parameters for Decommissioning of KARTINI Reactor

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

A decommissioning activity of a KARTINI TRIGA Reactor was planned using systematic methodology tool, COSMARD. The advantages/disadvantages of multiple decommissioning scenarios were compared based on calculation of man-power needed and waste amount.

Keywords: TRIGA Reactor, COSMARD, Man-Power, Waste Amount, Decommissioning

1. Introduction

A study of scenarios for decommissioning are important to be done by considering project management parameters. In addition, a reliable estimation on project management parameters, such as waste amount generated, the required man-power, and radiation exposure of the decommissioning activities for each scenario will plays an important role in the decision making of selecting suitable scenario. These parameters are naturally site-specific based on facility type and involving numerous tasks and items, therefore should be estimated by using systematic methodology tool. The objective of the present study is to develop scenarios and select optimum one based on the calculation of project management parameters.

2. Methodology

First, we needed to develop scenarios considering such attributes, as the time frame, economy, procedure, and future use. Then we established the Work Breakdown Structure (WBS) for each possible scenarios. Next, we calculated the project management parameters for each scenario using COSMARD. Last, based on those parameters we compare the advantages/disadvantages of each scenarios. By applying this methodology, all parameters can be quantified and make it easier to be directly used in the decision making process.

3. Result and Discussion

By considering the site specific of the KARTINI TRIGA Reactor, we put the future use of the site as the top priority in the developing the scenario. Therefore, first we consider two fundamental scenarios; the overall dismantling (in which all reactor structures except the building are dismantled) to use the building for other nuclear purposes, and the partial dismantling (in which only the highly radioactive components are dismantled) to transform the remaining components and the building into a museum. We also consider other attributes, such as the time frame, economy, and procedure of the dismantling activities, in the scenario development. For the example of estimation of project management parameters, the calculation result shows that for the overall dismantling it will need 930.3 man-days with arising 707.4 tons of wastes. On the other side, the partial dismantling will need 423.6 man-days with arising 43.7 tons of wastes. This result shows that the overall dismantling can dismantle about 16 times larger amount of wastes with around twice as large manpower as the partial dismantling.

4. Conclusion

Two main scenarios considered in the study are overall dismantling and partial dismantling by considering some attributes. The project management parameters for each scenario are evaluated using systematic methodology tool, COSMARD, and the advantages/disadvantages of the scenario are compared each other.

References

[1] Yanagihara S, COSMARD: The Code System for Management of JPDR Decommissioning, Journal of Nuclear Science and Technology. 30(9), 890-899, 1993.

「ふげん」廃止措置における実績データの分析

A study on analysis of actual date in “FUGEN” decommissioning

*香田 有哉[1]，柳原 敏[2]

[1] 日本原子力研究開発機構 新型転換炉原型炉ふげん，[2] 福井大学

「ふげん」廃止措置工事において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）を整理して JPDR 解体作業における実績データと比較する等の分析を行い、廃止措置費用評価等に用いるための単位作業係数（単位重量当たりに要する作業人工数（人・時/トン））としてまとめた。

キーワード：ふげん、プロジェクト管理データ、廃止措置費用評価、単位作業係数

1. 緒言

我が国では、今後、廃止措置を進めることとなる原子力施設が増加することが予想されるが、その計画立案にとって、これまでに実施された作業で得られた情報は有用となる。「ふげん」の廃止措置工事は平成 20 年から進められており、これまでに主要なタービン設備の解体撤去が完了した。そこで、これまでの実績から得られた作業人工数等のデータを整理・分析し、解体対象機器種別ごとに単位作業係数として整備した。

2. データ収集及び分析

廃止措置作業は、準備作業、解体作業、後処理作業から構成されており、各々の作業に対して作業人工数等のプロジェクト管理データを収集した。また、解体作業については、配管・弁、熱交換器、復水器、架台等の機器種別ごとに作業人工数と解体物量の相関関係を評価した。

3. 結果及び考察

タービン設備は部分的に汚染があるものの放射能レベルは極めて低く作業員への被ばくはほとんどないことが、事前の測定で確認されたため、バンドソーやガス溶断機といった一般的な工法にて解体撤去を実施した。既に解体を完了した主要なタービン設備の解体撤去の結果を表―1 に、作業人工数と物量の相関関係を図- 1 に示す。「ふげん」における配管とサポートの解体に係る単位作業係数は 37.4 人・時/トンであり、JPDR 実績の 31.9 人・時/トンに比べ 2 割程度の差であった。一方で復水器や熱交換器等の大型機器では、JPDR 実績と比較して単位作業係数は 2 倍近く大きくなる傾向を確認した。

表-1　主なタービン設備解体の実績

機器種別	物量（ton）	作業人工数（人・時）
復水器	555.4	17,784.5
熱交換器	152.6	5,646.9
湿分分離器	44.9	1,238.4
配管等	383.1	16,670.5
合計	1,136.1	41,340.4

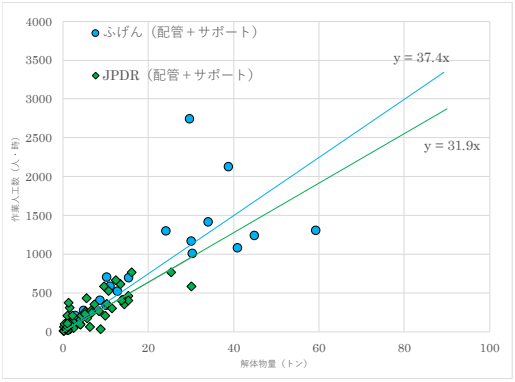


図-1　作業人工数と解体物量の相関関係

4. 結言

「ふげん」の廃止措置で得られた実績データから、解体作業における機器種別ごとに単位作業係数の分析を進めた。

今後、更にデータ拡充及び JPDR との比較等の分析を進めるとともに、大型発電炉の廃止措置作業計画への適用を考慮して体系的な整備を進める。

*Yuya Koda[1] and Satoshi Yanagihara[2]

[1]Japan Atomic Energy Agency Decommissioning Engineering Center. [2]University of Fukui.

廃止措置における作業人工数予測手法の開発
統計的学習による多様な実績情報の分析とモデル化

Development of manpower estimation method for decommissioning activities
Analysis and modeling of various records by statistical learning

*小松 啓祐[1]、川崎 大介[1]、柳原 敏[1]
[1]福井大学

JPDR の実績データの分析を行い，各機器，各作業条件ごとの人工数をもとに，廃止措置作業の人工数予測モデルの開発を行った．統計的学習を用いた実績情報の分析に基づき，作業人工数評価において重要となる作業特性項目を抽出した．

キーワード：廃止措置，人工数予測，統計的学習，JPDR

１．緒言　廃止措置における過去の実績を活用した作業人工数予測の手法の確立を目的とし，これまで我々の研究室では人工数計算モデルの検討を進めてきた．従来の手法では，予め解体対象物の種類や作業環境などの作業特性によって過去の実績データを区分し，特定の説明変数を設定して区分ごとに回帰モデルを作成していた．本研究では，これらの作業特性のうちに基づき，作業人工数評価において重要となる作業特性項目を抽出した．

２．検討方法　任意の解体作業の特性を，各要素の値が 1 または 0 のベクトル $\boldsymbol{x}=(x_1,x_2,\ldots,x_p)$ で表し，人工数を

$$f(\boldsymbol{x},m)=b_0\cdot m\cdot\prod_{j=1}^{p}b_j^{x_j}$$

で予測するモデルを構築した．ここで検討した作業特性の一例を図 1 に示す。特性jに該当する作業の場合（$x_j=1$）は，対象機器の重量mから予測される人工数 $b_0\cdot m$ に b_j の補正がかかることとなる．このモデルと JPDR の実績データ[1]の対数に対してラッソ回帰分析を行った．ラッソ回帰とは，残差平方和と係数（$\log b_j$）の$\ell 1$ ノルムで表されるペナルティ項の和を最小にする回帰分析である．ペナルティ項の重み係数 α の値が大きくなると，人工数への影響が小さい特性から順にb_jの値が 1 に近づく．これにより重要な特性の係数のみが残り，それらを抽出することができる．

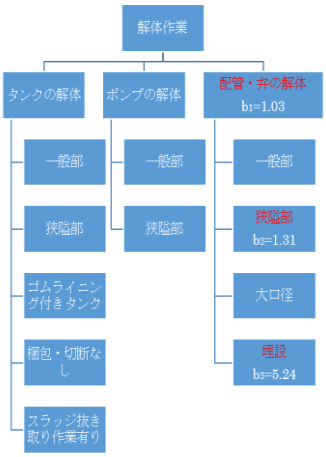


図 1　ポンプ，タンク，配管・弁の解体作業の作業特性

３．結果　一例として，$\alpha=0.05$ でラッソ回帰を適用した結果，$b_j\neq1$ となった特性を図 1 において赤字で示す(図中の数字はb_jの値を表す)．白地の特性はb_j=1 であり，人工数予測の際に影響を及ぼさない特性である．この例では，タンクとポンプの解体作業は特性による区別なく，すべて同じ回帰式で人工数が表されることを示している．

４．結論　ラッソ回帰を用いて，複数の作業特性から，人工数予測に重要な特性を抽出し，作業人工数予測モデルを構築した．

[参考文献]

[1]白石 邦生 他 JPDR-Data/Code 98-010,JAERI,1998
[2]窪田 晋太郎 他 ふげん発電所の機器撤去に係る人工数評価式-3,JAEA,2014

*Keisuke Komatsu[1], Daisuke Kawasaki[1] and Satoshi Yanagihara[1]
[1]University of Fukui

廃止措置工事に関する作業期間とその不確実性の見積もり手法の開発

Development of estimation methods for decommissioning work period and its uncertainty

*杉本 涼太[1]、川崎 大介[1]、柳原 敏[1]
[1]福井大学

本研究の目的は、廃止措置に必要な作業期間を、不確実性とともに計算できるモデルを開発することである。まず、JPDR データ[1]を対象として統計分析を行い、分布つきで算出された人工数（人・時)をその作業の期間(day)に変換する手法を検討した。これに基づき、人工数の不確実性が作業期間に及ぼす影響を検討した。

キーワード：廃止措置、人工数、統計分析、作業期間

1. はじめに　廃止措置プロジェクトを予定通り終了させるためには、必要な人工数や期間を、不確実性を含めて把握することが不可欠である。過去の研究[1]では JPDR の解体実績[2]を用いて在来工法が適用されるポンプやタンク等の切断・収納作業に要する人工数を、機器の重量を変数として見積もるモデルを作成した。本研究ではこの人工数に基づく作業日数の見積もり手法を作成し，人工数の不確実性が作業日数に及ぼす影響を検討した。

2. 作業日数の計算方法　JPDR の解体実績に基づき作成された人工数モデル[1]を用いると、解体対象機器の重量から，解体作業人工数の分布（期待値と標準偏差）を得られる。この情報と投入される人員数から作業日数が算出できる。予定された 1 日の作業にかかる実際の時間は不確定であるため、JPDR データを参照し正規分布に従うと仮定した。本検討ではランダムサンプリングによって作業時間を決定した。ただし、この作業時間が定められた上限を超過した場合は，超過した割合だけ作業が次の作業日に持ち越されると仮定した。予定された作業量が完了するまでにかかった日数を作業日数として算出した。モンテカルロ法を用いた多数のリアライゼーションにより、各々の作業に必要な人工数の分布と 1 日の作業時間の分布から、作業日数の分布を取得した。また、複数の機器が存在する領域の作業日数は、個々の機器の解体作業にかかる日数を積算し算出した。また 1 日あたりの作業時間の上限に対する作業日数の感度分析を行った。

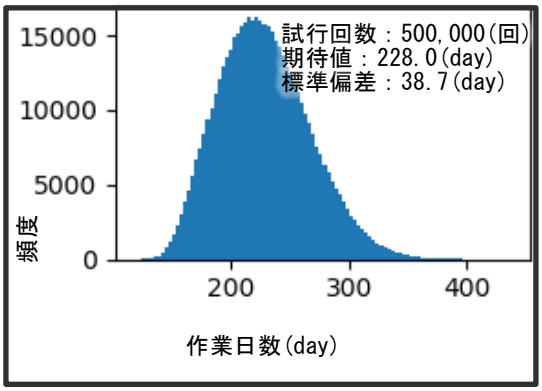


図 1：サービスフロアの作業日数のヒストグラム

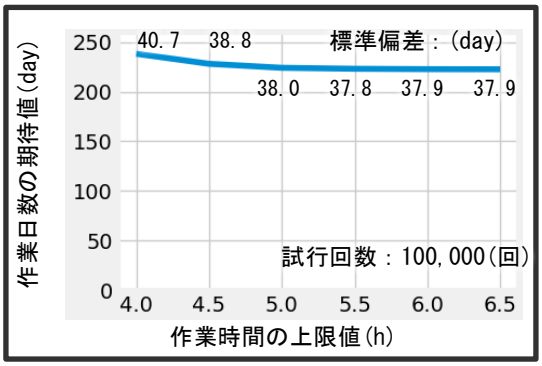


図 2：サービスフロアの作業時間の上限値と作業日数の期待値の関係

3. 結果・考察　原子力施設の一部であるサービスフロア領域を対象にモンテカルロ法を適用し、領域の解体作業に必要な作業日数の分布を得た結果を図 1 に示す。図 2 には、作業時間の上限値を徐々に大きくした場合の作業日数の変化を示した。上限値の増加と共に作業日数は減少したが、減少量は軽微であった。

4. まとめ　人工数と作業時間の不確実性を反映した作業日数の計算モデルを作成し、原子力施設の領域を対象に必要日数を見積もった。また、特定のパラメータを連続的に変化させた際の応答特性を検討した。

参考文献

[1] 杉本涼太 日本原子力学会 2017 秋の大会 2D06.　[2] 白石 他、 JAERI-Data/Code 98-010、 1998.

*Sugimoto Ryota[1]、 Daisuke Kawasaki[1] and Satoshi Yanagihara[1] [1]University of Fukui

原子力プラント機器切断 3D モデル自動生成に基づく廃棄物量評価技術の開発

Development of Technology for Evaluating Waste Quantity Based on Automatic Generation of 3D Models by Cutting Equipment in Nuclear Power Plants

*関　洋[1]，福田　光子[1]，吉田　卓弥[1]，榎本　敦子[1]，今村　光孝[2]，長瀬　博[2]，田畑　潤也[2]
[1]日立研開，[2]日立ＧＥ

大型機器の 3D モデルに対して，仮想切断面を廃棄物収納容器に格納できる寸法で配置することで，切断片の 3D モデルを自動的に生成する技術を開発した。今回開発した手法と，開発済みの 3D CAD システムのプラグインソフトウェアとの連携により，機器切断片を収納するのに必要な容器の個数を効率的に算定できる見通しを得た。

キーワード：廃止措置，放射性廃棄物，3D CAD，廃棄物量，被曝量評価

1. はじめに

原子力プラントの廃止措置計画を支援するシミュレーション技術として，配管・機器の切断片を廃棄物収納容器に収納可能とする寸法，質量，放射能濃度の制限を満たす機器の切断形状を自動的に計算する手法を開発した。

2. 機器切断 3D モデル自動生成機能

廃止措置対象プラントの大型機器の切断片について，据え付け位置から廃棄物収納容器に格納され，保管されるまでの残留放射能量の管理や，解体作業時の被曝量計算を実現するため，以下の特徴を持つ機能を開発した(図 1)。

① 仮想切断平面の配置：大型機器の長手方向の軸に等間隔の寸法と，軸に直行する水平面に等角度で仮想切断面を設定。
② 切断寸法の最適化：容器収納の寸法制限，放射能濃度，質量制限の条件が満たされるまで切断寸法を縮小。
③ 切断順序の決定と空間線量率の計算：切断順序と搬出条件で変化する被曝量を計算するため，切断過程における機器内面が開放された状態での空間線量率を計算。

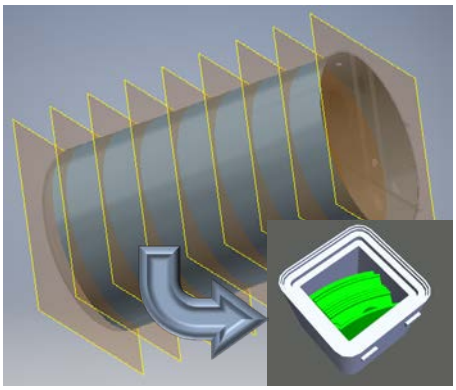


図 1　仮想切断面の配置による機器 3D 部品切断に基づく廃棄物モデル生成

3. 結果・考察

上記手法に基づき，3D CAD システムのプラグイン・ソフトウェアとして，内部構造を有する３種類の大型機器（熱交換器，ポンプ，タンク）の自動切断シミュレーションに関わるプロトタイプシステムを構築した。本システムにより，機器の切断長，容器に収納する切断片の数，必要な廃棄物収納容器の個数，廃棄物の質量と含有される残留放射能の量，切断作業に関わる被曝量を一括計算する機能の動作を確認した。これにより，安全かつ経済的な廃止措置作業を実施するための基盤の提供を目指す。

---

*Hiroshi Seki[1], Mitsuko Fukuda[1], Takuya Yoshida[1], Atsuko Enomoto[1], Mitsutaka Imamura[2], Hiroshi Nagase[2] and Jyunya Tahata[2]
[1]Hitachi, [2]Hitachi-GE Nuclear Energy

廃止措置における三次元解体作業シミュレーションシステムの活用

Application of VRdose for the Decommissioning

*樽田　泰宜[1,2]，川崎　大介[1]，柳原　敏[1]
[1]福井大学，[2]日本原子力研究開発機構

抄録　廃止措置において解体シミュレーション(VRdose)の活用を検討すべく社会調査と分析を実施した．VR 導入には技術的なハードルがあるもののコミュニケーションツールとしての可能性を指摘した．

キーワード：廃止措置，シミュレーション，VR，知識マネジメント

1. 緒言

仮想現実（Virtual Reality: VR）は 1990 年代後半から様々な分野で注目を集めており，エンターテインメント業界だけでなく医療等の多方面でも活用されている技術である．原子力の世界では，設計前の詳細検討や共有，作業訓練，保守管理などでの研究事例[1]がいくつかある．また，ノルウェーのエネルギー技術研究所では解体シミュレーションソフト（VRdose）[2]が開発されている．これは，3D-CAD データを基に，解体シミュレーション（3D 動画の作業アニメーション）と，放射線量を可視化するソフトである．廃止措置分野では，安全を前提とした既存技術の組み合わせや応用に注力されることが多くあるが，本研究では廃止措置において他分野の技術導入による影響や課題を射程に, VR 技術の導入がどのように貢献しうるのかを明らかにすることを目的とする．

2. 研究内容

研究では主に先行研究調査，現場観察，ヒアリングを実施する．先行研究調査では，分野を問わず従来作業や業務が VR に置き換わった事例を調査する．現場観察と調査では，廃止措置中の「ATR ふげん」を対象に，解体作業計画の立案から実施に至る作業手順の抽出を行う．さらに，VRdose の特性調査と VRdose を用いた解体作業のシミュレートを実施する．シミュレーション結果については，実際の作業員へのアンケート調査から理解度，業務への貢献度，導入意向などの観点から評価を行う．

3. 結果と考察

VRdose の特性調査を実施した結果，机上検討や他者と計画を共有できる利点はあるが 3D-CAD データの準備と加工，ソフトウェアの習熟，放射線物理の専門知識などが必要であることが分かった．聞き取りからは，VRdose 導入には従前方法を大きく越える利点の必要性が指摘された．さらにシミュレートに対しては現場の詳細な再現性よりも作業イメージを把握することが有効であるとの結果も得られた．これは，VR が従前作業の置き換えではなく, 従前方法も含めた業務の補助ツールとしての有用性を示唆するものである．つまり，計画立案者，作業員，放射線管理者をつなぐ共通のコミュニケーションツールという位置付けである．コミュニケーションツールとして活用するには知識マネジメントの観点から異なるプロジェクト従事者が有する知識の明示化や合意形成の促進させるための方策を検討することが重要である．

参考文献

[1] 吉川榮和他，1996, 人工現実感(バーチャルリアリティ)の原子力工学への適用，日本原子力学会誌, 38 9, 737-745

[2] Iguchi, Y., et al, 2004, Development of Decommissioning Engineering Support System (DEXUS) of the Fugen Nuclear Power Station. Journal of nuclear science and technology, 41, 3, 367-375

---

*Yasuyoshi Taruta[1, 2], Daisuke Kawasaki[1] and Satoshi Yanagihara[1]

[1]University of Fukui, [2]Japan Atomic Energy Agency.

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：505-3 Decommissioning Technology of Nuclear Facilities

Wed. Sep 5, 2018 4:15 PM - 5:30 PM JST | Wed. Sep 5, 2018 7:15 AM - 8:30 AM UTC | Room F A36 -A Building

[1F12-16] Development for Fuel Debris Treatment

Chair:Daisuke Kawasaki(Fukui Univ.)

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

[1F12] Stady on elemental analysis method of fuel debris in Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Hiroshi Hinai[1], Nobufumi Toda[1], Atsuhiro Shibata[1], Kazunori Nomura[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

[1F13] Study on physical mechanism in aging phenomenon of fuel debris

(1) Transition of total crack length by cyclic temperature fluctuation

*Seiya Suzuki[1], Kimihiko Yano[1], Masayuki Watanabe[1], Kenji koizumi[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

[1F14] Study to evaluate leaching mass of elements from damaged fuels

(1)Leaching behavior of multiphase molten debris in the system of stainless steel and zircaloy

*Hirotomo Ikeuchi[1], Kimihiko Yano[1], Masayuki Watanabe[1], Kenji Koizumi[1] (1. JAEA)

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

[1F15] The specification of storage container for fuel debris

*Makito Watakabe[1], Haruo Morishige[1], Yosuke Yamashiki[1,2] (1. Fukushima Nuclear Accident Countermeasures Review Group, 2. Kyoto Univ.)

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

[1F16] Frozen the water vapor contained in the outside air which is transmitted to the cracks and blocked the containment vessel

*Yasufumi Kitamura[1], Haruo Morishige[1], Yosuke Yamashiki[1,2] (1. Fukushima Nuclear Accident Countermeasures Review Group, 2. Kyoto Univ.)

福島第一原子力発電所の燃料デブリの元素分析方法の検討

Study on elemental analysis method of fuel debris of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*比内 浩[1,2]，戸田 暢史[1,2]，柴田 淳広[1,2]，野村 和則[1,2]

[1]日本原子力研究開発機構，[2]国際廃炉研究開発機構 IRID

福島第一原子力発電所（1F）の燃料デブリの構成元素を精度よく分析するためには、前処理として定量性が確保された溶解法が必要である。本検討では、難溶解性である燃料デブリの前処理として、燃料デブリで想定されている各種物質について、アルカリ融解法の融解条件等の適応性評価を実施した。また、汎用的な ICP-AES による金属元素の定量分析法では、主成分元素の干渉影響を調べた。結果として、燃料デブリ試料の元素分析について見通しが得られた。

キーワード：福島第一原子力発電所、燃料デブリ、元素分析

1. 緒言

1F の事故により燃料、被覆管及び炉内構造物が溶融固化した燃料デブリが生成している。今後、原子炉内部から採取されるこれらの燃料デブリの構成元素を精密に分析するためには、試料の破壊分析が必要であるが、スリーマイル島原子力発電所(TMI)等における知見から加熱強酸に対して難溶解性と推定され、前処理として定量性が確保された溶解法が必要である。そこでより強い分解力を期待できるアルカリ融解法について融解条件の最適化、及び燃料デブリで想定されている各種物質への適応性を検討した。また、アルカリ融解法により溶液化した試料中に含まれる金属元素に対する汎用的な ICP-AES による定量分析法について、課題摘出とその解決策の検討を行った。

2. 実験方法

融剤として過酸化ナトリウムを使用し、融解条件として試料粒径、融剤比、及び加熱温度をパラメータとした融解試験を実施した。また、表に示す物質を対象として、融解法の適応性を調べた。ICP-AES による元素分析では燃料デブリの主成分元素（Al, B, Ca, Cr, Fe, Gd, K, Mg, Ni, Si, Zr, U, Pu）の相互干渉の影響を調べた。

表 対象物質

試験対象物質	全量融解の時間(min)
酸化物	
ZrO_2	15
SiO_2	15
Al_2O_3	15
Cr_2O_3	15
Fe_3O_4	15
$ZrSiO_4$	15
$(U,Zr)O_2$	30
$(U,Pu,Zr)O_2$	30
金属	
ジルカロイ2	30
Zr(O)	15
SUS316	60
Fe_2Zr	15
ホウ化物等	
B_4C	15
ZrB_2	15
Fe_2B	15
混合物	
ZrO_2 + SUS316	15
$(U,Pu,Zr)O_2$ + SUS316	30

試料量：50～100mg

3. 結果

燃料デブリで想定されている各種物質について、アルカリ融解法により表に示す時間にて溶解可能であることを確認した。このうち B_4C については、融解加熱時に反応が激しいため、段階的に昇温する必要があることがわかった。また、U 及び Pu を含む物質を対象に本操作を遮蔽セル内で行うことにより、遠隔操作で実施可能であることを確認した。

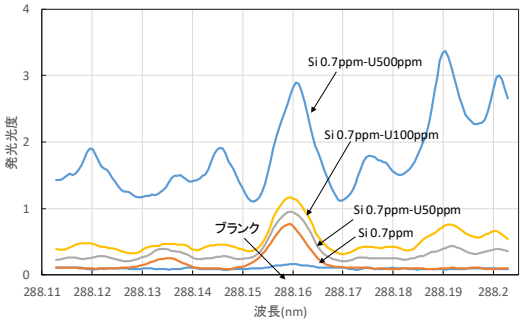


図 ICP-AES プロファイル（一例）

ICP-AES 測定の干渉評価では、定量分析に適し、分光干渉等の影響がより少ない分析線を調べた。その結果、Si や Pu ではすべての分析線で図に示すような U による干渉影響が認められた。この問題を解決するため、U 濃度による補正を検討し、適切に導出した補正式によりこれら元素の定量が可能であることを見出した。

これらの結果により燃料デブリ試料の元素分析について見通しが得られた。

※本件は、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(燃料デブリ性状把握)」及び平成 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・分析技術の開発)」に係る補助事業の成果の一部である。

*Hiroshi Hinai[1,2], Nobufumi Toda[1,2], Atsuhiro Shibata[1,2], and Kazunori Nomura[1,2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]International Research Institute for Nuclear Decommissioning

燃料デブリの経年変化における物理学的メカニズムに関する研究
（1）周期的な温度変動による総クラック長さの変化

Study on physical mechanism in aging phenomenon of fuel debris
(1) Transition of total crack length by cyclic temperature fluctuation

*鈴木 誠矢[1]，矢野 公彦[1]，渡部 雅之[1]，小泉 健治[1]
[1]日本原子力研究開発機構

温度変動による燃料デブリの経年変化挙動を評価するため、熱膨張率および破壊じん性により代替物質を選定し、周期的な温度変動下でのクラック長さの変化を評価した。実際の燃料デブリが受けるとされる環境よりも過酷な温度変動条件ではあるものの、温度変動の影響により単位面積当たりの総クラック長さが増加することを確認した。

キーワード：燃料デブリ，経年変化，物理学的メカニズム，クラック，温度変化，風化

1. 緒言

福島第一原子力発電所（以下、「1F」という。）における燃料デブリの取り出し開始は 2021 年度以降と想定されており、取り出しにも相応の時間を要すると考えられる。また、取り出した燃料デブリは長期間保管される可能性もある。このような長期にわたる 1F 廃止措置におけるリスクを検討する場合、燃料デブリ性状の経年変化を適切に予測することが重要である。燃料デブリの主成分の多くは酸化物であるため、経年変化のメカニズムとして、気温変化に伴う物質間の熱膨張率の違いによる岩石中でのクラックの発生・伝播により破壊に至る、岩石の風化[1,2]と同様のメカニズムで、燃料デブリの微粉化が進む可能性が考えられる。しかし、燃料デブリの経年変化に対する気温変化の影響度など、物理学的メカニズムの影響度を定量的に評価するような既存の知見はない。そこで本報では、その影響度の定量的評価の一環として、酸化物-金属の溶融固化体試料に周期的な温度変動（以下、「熱サイクル」という。）を加え、酸化物の総クラック長さの変化を測定した。

2. 実験

燃料デブリの代替として使用する材料は前述の物理学的メカニズムの影響の観点から、熱膨張率とクラックの進展しやすさを表す破壊じん性の値により選定した。酸化物については、熱膨張率および破壊じん性の値が UO_2 に近い Y_2O_3 を、金属は実際に炉内にあると考えられるステンレス鋼を選定し、酸化物を溶融金属で覆った酸化物-金属の溶融固化体試料を用いた。

長期保管される燃料デブリが影響を受けると考えられる数十年間の気候変動および自己発熱を考慮し、溶融固化体試料に対して電気炉で基準温度を中心に±25℃の熱サイクルを与えることでクラックの発生・伝播を促した。これらを樹脂包埋した上で、切断・研磨処理を施して、断面の総クラック長さを測定した。総クラック長さの測定は、レーザー顕微鏡により得られた Y_2O_3 部の画像に対して、モノクロ画像化、エッジ処理、2 値化処理、クラック以外の削除を施した後、画像処理ツールを用いてクラックを自動的に選別して長さを計測した。

3. 結果

熱サイクルを与えた試料の単位面積当たりの総クラック長さの変化を図に示す。熱サイクル数の影響として、基準温度が 225℃の場合、熱サイクル数が増えるにつれ Y_2O_3 内部のクラックが増加する傾向を確認した。一方、基準温度が 425℃の場合は、熱サイクル数とクラックの長さに単純な増加傾向はなかった。これは、材料の温度差による機械的物性(破壊じん性、弾性率等)の違いが影響したものと考えられる。

このような知見を蓄積することにより、燃料デブリの経年変化に対する温度変動の影響を定量的に評価することが可能になると考えられる。今後は、溶出などの化学的メカニズムに影響を与える表面積の変化についても検討を加えるとともに、ウランを含む材料でのデータ取得を行っていく予定である。

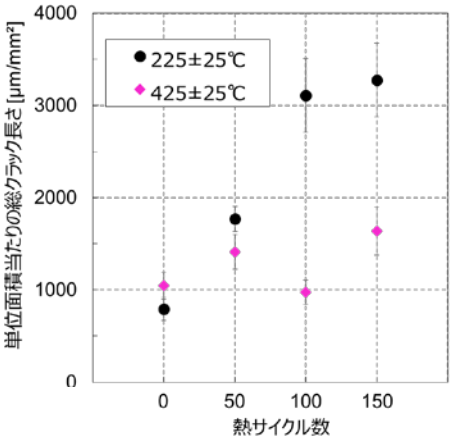


図 単位面積当たりの総クラック長さ（平均値）

参考文献

[1].BLAND, Will J.; ROLLS, David. Weathering: an introduction to the scientific principles. Routledge, 2016. [2].KIMIYA, Kazukuni. Rock Weathering from a Geologial Standpoint. Journal of the Japan Society of Engineering Geology, 1991, 32.3: 120-129.

*Seiya SUZUKI[1], Kimihiko YANO[1], Masayuki WATANABE[1], Kenji KOIZUMI[1]. [1]Japan Atomic Energy Agency

損傷燃料の溶出量評価手法の構築に向けた研究
(1)複数の相からなるステンレス鋼-ジルカロイ溶融固化物の元素溶出挙動

Study to evaluate leaching mass of elements from damaged fuels

(1)Leaching behavior of multiphase molten debris in the system of stainless steel and zircaloy

*池内 宏知[1]，矢野 公彦[1]，渡部 雅之[1]，小泉 健治[1]

[1]原子力機構

複数の相からなる燃料デブリからの溶出挙動の評価手法検討の一環として、2 相を含むステンレス鋼-ジルカロイ溶融固化物からの各元素の溶出量を評価した。その結果、金属デブリについては、多相からの元素溶出量が、多相を構成する単相からの溶出量および各相の面積比を用いて評価可能との見通しを得た。

キーワード：燃料デブリ，経年変化，溶出，複合相，ステンレス鋼-ジルカロイ合金

1. 緒言

過酷事故により生成した燃料デブリは、取り出しまで水により冷却されるため、含まれる元素が冷却水中へ溶出する可能性がある。また、その保管においては、同伴する水分に元素が溶出する可能性がある。固体側のインベントリ変化を予測する上では、燃料デブリからの元素溶出量を評価する必要があるが、燃料デブリは核燃料（UO_2）とジルカロイ（Zry）やステンレス鋼（SS）との高温反応により複数の相が混在しており、ガラス固化体等の比較的均一な固体の溶出量評価とは異なるアプローチが必要と考えられる。本報告では、複数の相を有する SS-Zry 系合金からの元素溶出量を静的浸漬試験により評価し、多相系での元素溶出量の評価方針について検討を行った。

2. 方法

チャンネルボックス（Zry）と制御棒ブレード（SS）との反応に由来する金属質のデブリを想定し、Zr と SS を原料とした複合相試料をアーク溶解法により作製した。当該試料は、主に$(Fe,Cr)_2Zr$ と $(Fe,Ni)Zr_2$ の二相に分かれている（図 1）。また、各相からの元素溶出量の寄与を評価するため、これら二相の単相試料を作製した。複合相試料および単相試料について、燃料デブリのおかれる環境を想定し、コンクリート平衡液（pH ~ 12.3）中に浸漬させ、総浸漬期間中の合金成分元素（Fe, Cr, Ni, Zr, Ru）の溶出量を ICP-AES または ICP-MS による元素濃度測定から評価した。

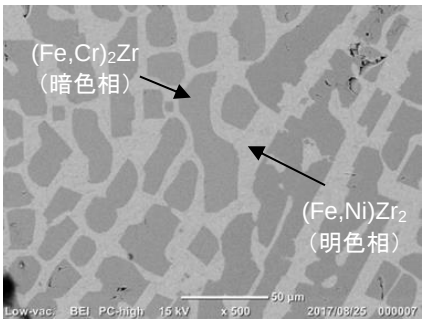


図 1　複合試料断面の BSE 画像

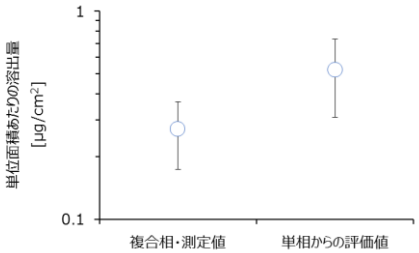


図 2　Ni の溶出量の比較の一例

3. 結果および考察

複合相試料からは、合金成分元素のうち Ni が優先的に溶出する傾向が認められたことから、Ni の溶出量に着目して検討した。複合相試料からの Ni の溶出量は、単相試料である$(Fe,Ni)Zr_2$ からの Ni の溶出量と、複合相中の$(Fe,Ni)Zr_2$ が占める面積比から評価される溶出量と、エラーバーの範囲で整合した（図 2）。

このことから、複数の相をもつ金属デブリからの元素溶出量については、それを構成する単相試料の溶出量データと各相の面積比を用いることでおおまかな評価が可能である見通しを得た。今後、酸化物について主要なデブリである UO_2-Zry 系について、同様の検証が必要である。

*Hirotomo Ikeuchi[1], Kimihiko Yano[1], Masayuki Watanabe[1] and Kenji Koizumi[1]

[1]JAEA

燃料デブリ用保管容器の仕様について

The specification of storage container for fuel debris

*渡壁牧人[1]，森重晴雄[1]，山敷庸亮[1,2]
[1]福島事故対策検討会，[2]京都大学

燃料デブリを対象とした保管容器は原状の研究を見る範囲では暫定的であり、燃料デブリ回収後、入れ替えを必要とする。今回長期保管を見据えた保管容器の考え方を整理しその考え方を提示した。

キーワード：燃料デブリ，保管容器，真空蒸着，シームレス

1. 緒言

前回の大会でアイス工法の燃料デブリを保管容器に収納に至るまでの方法を述べた。今回は保管容器のメンテナンスを出来るだけ長期にわたりフリーに近づける方策を検討した。期間も 100 年以上を見据える必要がある。無蓋化、溶接レス、大容量保存などについて提案する。

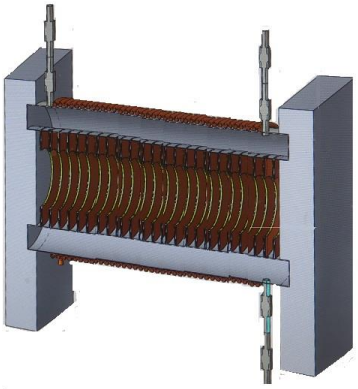


図-1　保管容器イメージ

2.無蓋化

いままでの保管容器は当たり前のように蓋が存在する。蓋があれば必ず気密性を確保する為に蓋のフランジ溝に樹脂製のリングや金属製のガスケットが使用される。リングもガスケットはその弾性範囲内で気密性を確保しており、その復元力がなくなれば長期にわたり蓋のボルトを締め付けているとこの復元力は次第に失われガスケットと蓋のフランジに微細な隙間が漏洩してしまう。従って通常どの保管容器もシールの取替に最長でも 10 年 1 度は必要である。蓋はボルト締め付けを止め冷やし篏合とする構造とする。燃料デブリは粉体輸送し、バルブの開閉で締め切りを行う。従って無蓋化を提案する。

3.溶接レス

溶接するとどの溶接部も残留応力が残り、やがて歪からひび割れへと発展する。また溶接部は高温で処理されていることから、そこを起点として腐食に至りやすい。溶接は基本的になくし、これも篏合方式を提案する。

4.多層巻き

燃料デブリを保管するためには遮蔽が重要である。最も高い線量にたいしては 10^{-10} 程度の低減効果は必要と考える。構内の輸送規準を満たす為にも表面から 1m離れとところで 0.1mSv/h 以下は必要と考える。輸送時に遮蔽用の外箱を用意する方法もあるが、一瞬でもその隙間を抜ける線量を通過すれば致死線量となることから一時的な措置は危険である。鋼材を用いても 50ｃｍ程度の厚さが必要となる。現状の施工技術では圧延材料にしても鋳物にしても製作は困難である。将来的にたとえ可能であっても経済的に高価となる。したがって多層巻きを提案する。金属の腐食は一点か集中して進む腐食が多い。例えばチタンの 1ｍｍのロール材にカーボン材料を織り込んだ保管容器も腐食遅延の効果があると考える。

5.容量

現状 1 個あたり数 100ｋｇと少ない。このままでは数千個の保管容器が必要となる。事実上管理できないことから 100ｔ程度を収納する保管容器が必要である。

6.許容漏洩率

篏合部もスズなどの低融点金属を使用し漏洩防止を図る。しかし漏洩は少なくなるが完全に止めることは困難である。どこまで漏洩が許容できるか今後基準を決める必要がある。

7.結論

燃料デブリを回収する保管容器はどの研究も暫定的な仕様であり、恒久的な仕様を確定する必要がある。

参考文献

［1］日本原子力学会　2017 年春の大会 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　森重晴雄, 森重晴貴, 山敷庸介
［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, 森重晴貴, 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.

*Makito Watakabe[1], Haruo Morishige[1] and Yosuke Yamashiki[1,2]
[1]. Fukushima Nuclear Accident Countermeasures Review Group, [2]Kyoto Univ..

キレツに伝わって侵入する外気に含まれる水蒸気を凍結し格納容器を封鎖

Frozen the water vapor contained in the outside air which is transmitted to the cracks and blocked the containment vessel

*北村康文[1]，森重晴雄[1]，山敷庸亮[12]
[1]福島事故対策検討会，[2]京都大学

福島第一の格納容器は各号機 200 か所前後の配管貫通部があり厚さ 1ｍｍの蛇腹がありその部分は塩害腐食のために穴が開いていると考えられている。現在、回収中に負圧を維持し放射性物質を外に出さないようにしてある。その負圧対策が十分であるか検討した。次にその対策案を提示した。
キーワード：燃料デブリ，亀裂，真空蒸着，配管貫通部

1. 緒言

格納容器には既に微細な傷が多く存在すると想定される。福島第一の格納容器は各号機 200 か所前後の配管貫通部がありその部分は塩害腐食のために微細な穴が開いていると考えられている。燃料デブリを回収する前にそれらをすべて封鎖する必要があるか検討を要す。

2. 浮遊するプルトニウムを試算し封鎖が必要な穴径を特定

浮遊粉塵のなかで最も危険とされるプルトニウムに着目した。無風状態でも対流によって 1m/s は流れている。この時浮遊するプルトニウムの粒径を求めた。最大 15μｍであった。現在、回収工法で検討されている方策は格納容器内を負圧に引くことを前提としている。格納容器の微細なキレツに対して最大で 1ｈPa の差圧しか確保できないと見られる。この差圧を持つ 1ｍｍの板に開いた穴径が何μｍ以上であればこのプルトニウムのバリアになるか簡単に試算してみた。プルトニウムの粒径までの穴に対しも外気がプルトニウムの微粒子に打ち勝てばプルトニウムは外に出ない。ところが試算によると 50μｍ以下の穴でればプルトニウムは外にでることになる。この配管貫通部には厚さ 1ｍｍｍの蛇腹があり、このサイズの穴は数多くあると見られる。この配管貫通部からプルトニウムの 15μｍの微粒子が放出される。従って 50μｍ以下の穴径も完全に封鎖する必要がある。

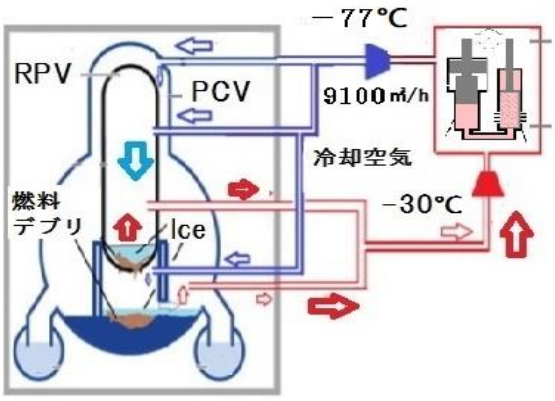


図１　格納容器の冷却方法

3. 格納容器の封鎖

ｍｍ単位の穴径を持つ大きな穴に対して負圧管理すればプルトニウムを放出されないが、数十μｍの穴を塞ぐことも重要である。その方策として侵入してくる空気中に含まれる水蒸気を凍結し穴を塞ぐ方法を提案する。

4.格納容器を零度以下に冷やす外気を結露凍結

(1)燃料デブリの密封状況

燃料デブリと格納容器を冷却する作業概略を図１に示す

(2)格納容器の密閉効果

外気の水蒸気が結露凍結しキレツを密封する模式図を図２に示す。

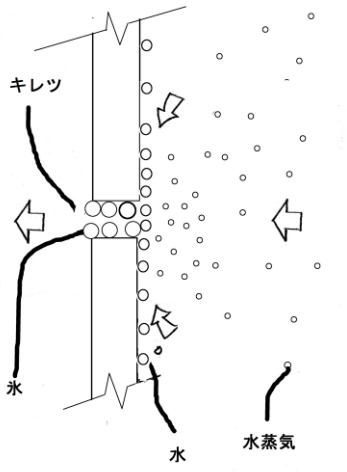


図２キレツの密封効果

5. 結論

格納容器の負圧管理だけでは不十分であり格納容器を冷却し結露凍結により気密を確保する必要がある。

参考文献

[1]「燃料デブリの空冷の実現可能性について」平成 25 年 11 月 28 日東京電力(株)経産省 HP より(H28.2.1 掲載確認)
[2] 2017 年秋の大会 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森重晴雄,森重晴貴,山敷庸亮
[3] 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,森重晴貴,山敷庸亮
[4]ASME　PVP2017　ICE FUEL DEBIRIS COLLECTION METHOD AT FUKUSHIMA NUCLEAR POWER STATION (PRESENTAION ONLY) 2017 年 7 月 18 日　Haruo Morishige,Yousuke Yamashiki
[5] 日本原子力学会　2018 年春の大会燃料デブリの低温空冷による凍結閉じ込め格納容器内空気を冷媒とする空冷
北村康文森重晴雄,,山敷庸亮

*Yasufumi Kitamura1, Haruo Morishige2 internetkobe@mountain.ocn.ne.jp and Yosuke Yamashiki1,2 yamashiki.yosuke.3u@kyoto-u.ac.jp
1. Fukushima Nuclear Accident Countermeasures Review Group, 2Kyoto Univ.

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：505-3 Decommissioning Technology of Nuclear Facilities

Wed. Sep 5, 2018 5:30 PM - 6:00 PM JST | Wed. Sep 5, 2018 8:30 AM - 9:00 AM UTC | Room F A36 -A Building

[1F17-18] Dismantling and Decontamination Technology 1

Chair:Masashi Tezuka(JAEA)

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

[1F17] Decontamination method for inside of small diameter piping waste(part3)

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

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

[1F18] Development of the Electrolytic Decontamination Machine for Pipes

(3)Relationship between Electrolytic Polishing Depth and Decontamination Performance

*Akira Maruyama[1], Katsuya Sasaki[2], Hiroyuki Daiku[2], Masahiro Ishiyama[3], Yuto Yoshida[3], Kenta Aratani[3] (1. Ultra Finish Technology, 2. Hitachi Zosen, 3. Japan Atomic Energy Agency)

小口径配管廃棄物の内面除染方法の開発（その 3）

Decontamination method for inside of small diameter piping waste（Part3）

*土田 大輔[1]，高橋 浩[2]

[1]原子力機構，[2]富士古河 E&C（株）

原子炉施設の廃止措置中である「ふげん」では、解体撤去した小口径配管について、乾式除染装置を用いて輪切り切断の形態で内表面汚染が除染できることを平成28､29年度に実施した実証試験にて確認した。今回は耐久性に期待が持てる､硬度や形状の違う 2 種類の投射材を用いて､①除染効率及び耐久性の確認、②弁などの複雑形状の内面除染試験を行ったので、その結果を報告する。

キーワード：小口径配管，乾式除染，廃止措置

1. 緒言

昨年度の除染試験においては、鋭角形状の投射材を使用した場合、球状の投射材に比べより短時間で配管内面の除染が可能であることを確認した。一方、二次廃棄物が比較的に多く発生することが確認された。この課題に対して、投射材の性状を変えて除染試験を実施した。また複雑な形状（弁、エルボ、ティーなど）に対する除染効果を確認した。

形状	鋭角形状	鋭角形状	多角形
径	0.355～0.71㎜	0.25～0.85㎜	0.212～0.85㎜
材質	SS400	SS400	SS400
硬度	HRC40～50	HV615～830	HV615～730
備考	昨年度使用		

表 1. 使用した投射材

2. 投射材耐久性確認試験、複雑形状物除染試験

シールリーク配管（1/4B 配管：外径 14 ㎜、sus304）を L（輪切り長さ）/D（配管径）＝1～7 で輪切りに切断し、表 1 に示す昨年度使用した投射材及び形状/硬度の異なる 2 種類の投射材の 3 パターンで除染試験を実施した。配管内面の目視観察及び放射能量測定を行った結果、途中経過ではあるが図 2-1 及び図 2-2 に示すとおり除染開始後 2 時間でほぼ内面が除染されていること（maxD F ＝約 10～20）及び二次廃棄物発生量が少ないことが確認された。また複雑形状物内面の除染は現在実施中であり、9 月に報告する。

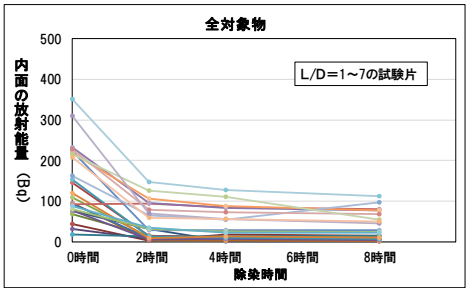


図 2-1. 配管内面の放射能濃度推移
（多角形投射材（HV615～730）使用）

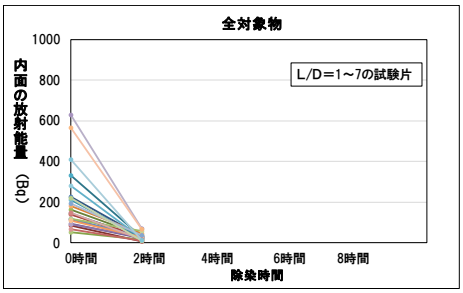


図 2-2. 配管内面の放射能濃度推移
（鋭角形状投射材（HV615～830）使用）

3. まとめと今後の予定

投射材耐久性確認試験においては、鋭角形状の投射材を用いた場合、より短時間で除染できることを確認した。また、２次廃棄物発生量についても、昨年度使用した投射材より少ない見通しを得た。今後は、今回の試験から得られる課題について対応していくとともに、本除染方式の実用化に向け、自動化（被曝低減）及び大型化（除染工程短縮）の検討を行っていく計画である。

*Daisuke Tsuchida[1], Hiroshi Takahashi[2]

[1]JAEA, [2]Fuji Furukawa Engineering & Construction Corp

配管用電解除染装置の開発
（3）研磨深さと除染性能の関係

Development of the Electrolytic Decontamination Machine for Pipes

(3) Relationship between Electrolytic Polishing Depth and Decontamination Performance

*丸山 聡[1]，佐々木 加津也[2]，大工 博之[2]，石山 正弘[3]，吉田 勇人[3]，荒谷 健太[3]

[1]日造精密研磨，[2]日立造船，[3]日本原子力研究開発機構

原子力発電所の廃止措置において、解体された配管類をクリアランスレベルまで効率的に除染することができる電解除染装置を開発した。除染対象物となる配管の研磨深さをパラメータとして除染性能の評価を行い、本装置が優れた除染性能を有していることを確認した。

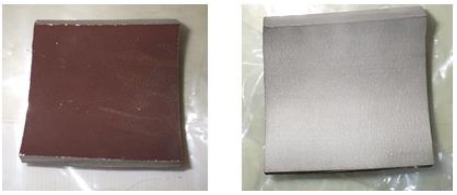
キーワード：廃止措置、除染、電解、クリアランス

1. はじめに

本開発の配管用電解除染装置は、電解液を噴出しながら移動する電極を用いることで、配管内面を効率的に電解研磨して除染できることが特長である。既報では本装置の基本特性及び「ふげん」における除染試験結果について述べた[1][2]。本報では除染の重要なパラメータとなる研磨深さと除染性能の関係について詳細を示す。

2. 試験方法

既報では「ふげん」の炉冷却材浄化系の配管を供試体として用いたが、比較的汚染レベルの低い配管であったため、研磨深さと表面線量当量率の関係を明確にすることが難しかった。そこで、今回の試験では前回に比べて比較的汚染レベルが高く、1 桁以上表面線量当量率が高い上昇管(呼び径 3B、SUS 製)を 50mm×50mm に切断した供試体を用いた。この供試体に対して所定の研磨深さで除染を行い、GM 計数管式サーベイメータを用いて計数率を計測した。なお、電解液には $NaNO_3$ 水溶液を使用した。



(除染前)　　(除染後)

図 1　電解除染前後の供試体

3. 試験結果

図 1 に電解除染前後の供試体の状況を示す。除染前は茶褐色の強固な錆状であったものが、1μm程度の研磨により、本来の SUS 表面が露出した。

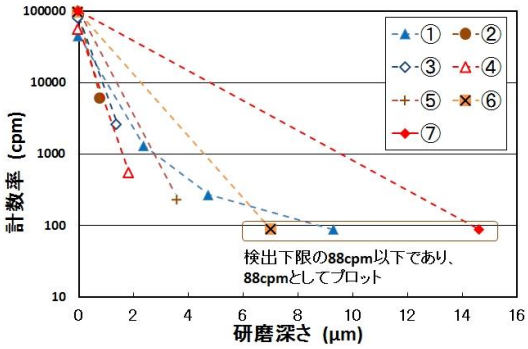


図 2　研磨深さと GM 管計数率の関係

図 2 に研磨深さと GM 管計数率の関係を示す。試験①は同一の供試体で段階的に研磨を繰り返した結果を、試験②から⑦は一度で 1μm から 15μm の研磨深さとなるようにした結果を示したものである。研磨前に数万 cpm 以上あった計数率は、研磨深さの増加に伴い大幅に低下した。本試験では 7μm以上の研磨深さにより GM 計数管検出下限である 88cpm 以下となり、DF 値は 1000 以上となることが確認された。

4. まとめ

本試験により、今回開発した配管用電解除染装置における研磨深さと除染性能の関係が確認された。この結果を基に配管類除染の装置諸元と運転方法を決定することが可能となり、実用化の目処がついた。

参考文献

[1] 佐々木ほか: 配管用電解除染装置の開発 (1)装置の基本特性について，日本原子力学会 2017 秋の大会 1D09

[2] 荒谷ほか: 配管用電解除染装置の開発 (2)除染試験結果について，日本原子力学会 2017 年秋の大会 1D10

*Akira Maruyama[1], Katsuya Sasaki[2], Hiroyuki Daiku[2], Masahiro Ishiyama[3], Yuto Yoshida[3] and Kenta Aratani[3]

[1]Ultra Finish Technology Co.,Ltd., [2]Hitachi Zosen Corporation, [3]Japan Atomic Energy Agency

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：505-1 Radioactive Waste Management

Wed. Sep 5, 2018 10:00 AM - 11:10 AM JST | Wed. Sep 5, 2018 1:00 AM - 2:10 AM UTC | Room G A37 -A Building

[1G01-04] Nuclide Separation and Recovery 1

Chair:Akihiro Uehara(QST)

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

[1G01] Realization Development of the Flexible Waste Management System for MA P&T Technology

(9)Progress on HLW Granule Production Concept by Batch-type Rotary Kiln Test Device

*Yoichi Endo[1], Akihiro Suzuki[1], Atsushi Ohuchi[1], Fumiki Mizusako[1] (1. NFD)

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

[1G02] Realization Development of the Flexible Waste Management System for MA P&T Technology

(10) System Compatibility of HLW Granules produced under the Multiple Candidate Conditions

*AKIHIRO SUZUKI[1], Yoichi Endo[1], Tatsuro Matsumura[2], Tetsuo Fukasawa[3] (1. NFD, 2. JAEA, 3. Hitachi GE)

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

[1G03] Realization Development of the Flexible Waste Management System for MA P&T Technology

(11)Chemical stability of the HLW granules produced under the candidate conditions

*Yusa Muroya[1], Yaohiro Inagaki[2], Tatsumi Arima[2], Akihiro Suzuki[3] (1. ISIR, Osaka Univ., 2. Kyushu Univ., 3. NFD)

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

[1G04] Realization Development of the Flexible Waste Management System for MA P&T Technology

(12)Cost Evaluation for the Granule Storage Facility

*Tetsuo Fukasawa[1], Kuniyoshi Hoshino[1], Keita Endo[1], Akihiro Suzuki[2] (1. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., 2. Nippon Nuclear Fuel Development Co., Ltd.)

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

Time reserved for Chair

MA 分離変換技術の有効性向上のための柔軟な廃棄物管理法の実用化開発 (9) バッチ式ロータリーキルン試験による顆粒体製造条件の検討

Realization Development of the Flexible Waste Management System for MA P&T Technology
(9) Progress on HLW Granule Production Concept by Batch-type Rotary Kiln Test Device

*遠藤 洋一[1]，鈴木 晶大[1]，大内 敦[1]，水迫 文樹[1]
[1]NFD

高レベル廃液がロータリーキルン内で顆粒体となるまでに経る乾燥・仮焼・顆粒化の各プロセスについて切り分けて調べ、管壁速度の目安及び各プロセスで達成するべき温度といった製造条件を得た。ロータリーキルンには複数の温度領域を持たせる必要があり、3 つ以上の独立制御ヒーターを設置することとした。
キーワード：柔軟な廃棄物管理、ロータリーキルン法、高レベル廃液、高レベル廃棄物顆粒体

1. 緒言

将来確立する MA 分離変換技術への適用を目指し、現行再処理廃液を仮焼・顆粒化して貯蔵する柔軟な廃棄物管理法の実用化開発[1]を進めており、仏国 AVM 法の仮焼段階として実績の高い傾斜付き回転管状炉（ロータリーキルン）での顆粒化を検討している。ロータリーキルン内で廃液から顆粒体が形成されるまでには、水分や硝酸が蒸発し廃液が乾固体となる乾燥プロセス、乾固体が分解脱硝し硝酸塩と酸化物の混合物である仮焼体となる仮焼プロセス、仮焼体が顆粒化する顆粒化プロセスを経ると考えられる。現在、飛散しにくい大きさ（10μm 以上）の顆粒体を製造するため、まずこれらのプロセスを一つずつ切り分けて、バッチ式ロータリーキルン（傾斜を持たない均熱式回転管状炉）による模擬廃液を用いた試験をしており、顆粒化プロセスについて仮焼体は 250℃以上、5 分ほどで顆粒化することがわかっている[2]。本報告では、乾燥及び仮焼プロセスについての知見を拡充し、顆粒体の製造条件を検討した。

2. 製造条件の検討

乾燥プロセス試験では、回転（管壁速度 8cm/s）している 350℃程度の管壁に模擬廃液 35mL を滴下すると約 1 分で乾燥し、乾固体は管壁へ弱く付着した状態で凝集した。このため、乾固体を管壁から剥離させ、凝集を解消するために剥離粉砕機構が必要となる。また、仮焼プロセス試験において、管内の乾固体の 900℃までの昇温過程を観察したところ、約 400℃までは乾固体が管壁に付着したが、それ以降は付着することはなかった。したがって、剥離粉砕機構は仮焼プロセス中 400℃に至る部分まで延長しておく必要がある。なお、顆粒体の化学的特性を決定する仮焼プロセスの最高温度は、顆粒体の貯蔵時特性及び再溶解性を試験して決定する。

以上の結果を図 1 にまとめた。乾燥プロセス及び顆粒化プロセス試験結果から、回転する管壁の速度の目安は 8cm/s とした。また、乾燥プロセスは約 350℃、仮焼プロセスは 300～900℃のうちいずれかの温度、顆粒化プロセスは 250℃程度[2]とし、一本の管状炉内にこれらの温度領域を持たせるため、ロータリーキルンに 3 つ以上の独立制御ヒーターを設置することとした。

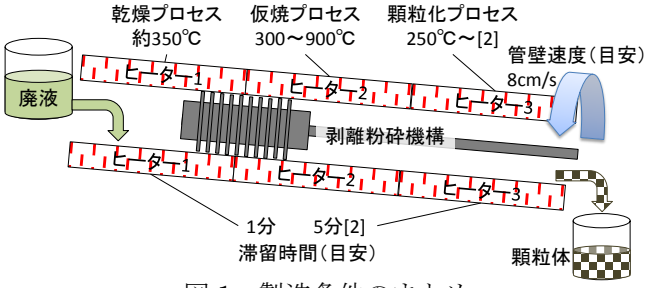


図 1　製造条件のまとめ

参考文献

[1] 鈴木ら、日本原子力学会 2017 年春の年会、1L01　[2] 遠藤ら、日本原子力学会 2018 年春の年会、2O14

本報告は、特別会計に関する法律（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、日本核燃料開発株式会社が実施した平成 29 年度「MA 分離変換技術の有効性向上のための柔軟な廃棄物管理法の実用化開発」の成果です。

*Yoichi Endo[1], Akihiro Suzuki[1], Atsushi Ohuchi[1] and Fumiki Mizusako[1] ([1]NFD)

MA 分離変換技術の有効性向上のための柔軟な廃棄物管理法の実用化開発 (10)製造条件の異なる顆粒体の適用性評価

Realization Development of the Flexible Waste Management System for MA P&T Technology
(10) System Compatibility of HLW Granules produced under the Multiple Candidate Conditions

*鈴木晶大[1]，遠藤洋一[1]，松村達郎[2]，深澤哲生[3]
[1]NFD，[2]原子力機構，[3]日立 GE

廃棄物顆粒体の製造条件に応じて物理・化学特性の異なる 6 種の顆粒体について、柔軟な廃棄物管理法の顆粒体製造工程及び再溶解工程への適用性を、製造容易性、Ru 揮発、有機物分解、再溶解性の観点から評価し、いずれの顆粒体を適用しても成立することを確認すると共にその優劣をまとめた。
キーワード：柔軟な廃棄物管理、環境負荷低減、HLW 顆粒体、顆粒体製造、顆粒体再溶解

1. 緒言

現行再処理廃液を仮焼・顆粒化して将来 MA 分離変換技術が確立するまで貯蔵するという柔軟な廃棄物管理法では、回転式管状炉(ロータリーキルン)での顆粒化を検討[1]している。管状炉中の最高温度である仮焼温度は 300～900℃の範囲での設定を検討しているが、仮焼温度に応じて顆粒体の酸化物/硝酸塩比が異なるため、その化学的性質を評価して選択する必要がある。また、ロータリーキルンから出力された顆粒体そのままでの貯蔵は工程を少なくできるが、顆粒体を高温プレスによって高密度顆粒体とすると貯蔵時の熱伝導率向上などが期待できる。本発表では、仮焼温度を 300℃(硝酸イオン約 40wt%)、600℃(同約 29wt%)、900℃(同約 0.1wt%以下)とした顆粒体及び高密度顆粒体の計 6 種の製造条件の異なる顆粒体について、柔軟な廃棄物管理法の顆粒体製造工程及び再溶解工程への適用性を、製造容易性、製造時 Ru 揮発、製造時有機物分解、再溶解性の観点から評価した。

2. 適用性評価

①製造容易性　模擬廃液を 300℃、600℃で仮焼した仮焼体粉末を 230～250℃に保持した回転式管状炉に保持すると、低融点硝酸塩相による粘結が見られ、飛散防止に有効な 10μm 以上の粒径を持つ顆粒体が容易に製造できた。また、製造工程が増えるものの、これらの顆粒体の高密度化を加熱プレスで行ったところ、250℃、2kN/1cmφ 以下で容易に 90%T.D.程度の高密度顆粒体が製造できた。一方、900℃で仮焼した仮焼体微粉末は、水蒸気導入による一部酸化物の水酸化物化により粘結を進めたが、水蒸気分圧や反応時間への依存が大きくやや注意が必要な工程となる。また、酸化物が多いために固く 90%T.D.程度の高密度顆粒体を得るには 8kN/1cmφ 以上が必要となった。

②Ru 揮発　製造時の Ru 揮発については、いずれの温度で仮焼した仮焼体でも模擬廃液中 Ru 割合から約 1/7 に減少した。乾固時に大部分が揮発しており、いずれの顆粒体製造でも Ru トラップ設置が必要となる。

③有機物分解　可燃物を含んだ貯蔵の観点から課題となる TBP 等有機物は 900℃仮焼では分解するが、300℃及び 600℃仮焼では分解しないと考えられ、あらかじめ廃液からこれらを除去する工程が必要となる。

④再溶解性　模擬廃液から作製した仮焼体粉末の硝酸への再溶解性を試験した。900℃仮焼した仮焼体では再溶解時の残渣が多く、残渣をそのままガラス固化すると MA 回収率に影響するため、アルカリ溶解法による残渣の溶解工程が必要となる。300℃及び 600℃仮焼した仮焼体では硝酸への再溶解が容易に進み、残渣溶解が必要ない可能性が高い。

以上のように、いずれの顆粒体を選択しても柔軟な廃棄物管理の顆粒化及び再溶解工程が成立するが、それぞれメリット・デメリット(表 1)が生じた。今後、貯蔵時評価を含め、6 種の顆粒体の優劣を評価して製造条件を絞り込む。

表 1　製造条件の異なる顆粒体の各観点の優劣のまとめ

	製造条件					
	300℃仮焼		600℃仮焼		900℃仮焼	
	顆粒体	高密度顆粒体	顆粒体	高密度顆粒体	顆粒体	高密度顆粒体
①製造容易性	◎	○	◎	○	△	△
②Ru揮発	○	○	○	○	○	○
③有機物分解	○	○	○	○	◎	◎
④再溶解性	◎	◎	◎	◎	○	○

参考文献

[1]鈴木ら、日本原子力学会 2017 年春の年会(東海大)、1L01

本報告は、特別会計に関する法律（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、日本核燃料開発株式会社が実施した平成 29 年度「MA 分離変換技術の有効性向上のための柔軟な廃棄物管理法の実用化開発」の成果を含みます。

*Akihiro Suzuki[1], Yoichi Endo[1], Tatsuro Matsumura[2], Tetsuo Fukasawa[3] ([1]NFD, [2]JAEA, [3]Hitachi-GE)

MA 分離変換技術の有効性向上のための柔軟な廃棄物管理法の実用化開発 (11)顆粒体製造条件の貯蔵時化学安定性への影響評価

Realization Development of the Flexible Waste Management System for MA P&T Technology
(11) Chemical stability of the HLW granules produced under the candidate conditions

*室屋 裕佐[1]，稲垣 八穂広[2]，有馬 立身[2]、鈴木 晶大[3]
[1]阪大産研，[2]九大，[3]NFD

製造条件の異なる 6 種の顆粒体について、柔軟な廃棄物管理法における貯蔵時挙動への影響を、除熱性、放射線分解による化学変化、キャニスタ内面腐食の観点から評価し、いずれの顆粒体を選択しても柔軟な廃棄物管理の貯蔵の成立性は高いと判断した。

キーワード：柔軟な廃棄物管理、環境負荷低減、化学的安定性、硝酸塩放射線分解、腐食挙動

1. 緒言

柔軟な廃棄物管理法における 50 年間を想定した HLW 顆粒体の貯蔵は、現行ガラス固化体貯蔵設備を共用し、同じキャニスタ材を使用することを考えている。貯蔵の成立性確認のためには、除熱性の確保とともに、$NaNO_3$ を主成分とする顆粒体の化学安定性、及びキャニスタ材の内面腐食を確認する必要がある。本発表では、仮焼温度を 300℃(硝酸イオン約 40wt%)、600℃(同約 29wt%)、900℃(同約 0.1wt%以下)とした顆粒体及び高密度顆粒体の計 6 種の製造条件の異なる顆粒体(仮焼温度 300、600、900℃の顆粒体及び高密度顆粒体)について、柔軟な廃棄物管理法における貯蔵時挙動への影響を、除熱性、放射線分解による化学変化、キャニスタ内面腐食の観点から評価した。

2. 貯蔵時影響評価

模擬廃液より作製した仮焼温度の異なる顆粒体の熱伝導率は、酸化物比増大による熱伝導上昇と容易に製造可能な密度に応じたマトリックス連続性の低下が打ち消しあった結果、差は小さいと分かった。また、顆粒体の高密度化による発熱元素密度の上昇は、顆粒体間空隙の減少による熱除去性の向上によって補われ、いずれの顆粒体を選択しても細径キャニスタ[1]により、十分に自然循環で除熱できることが分かった。

長期保管時の顆粒体の化学変化については γ 線照射時の NOx（NO、NO_2）の発生が課題であり、顆粒体中硝酸塩成分の主成分である $NaNO_3$ の粉末試薬において大きな NO_2 発生[2]が見られている。一方、阪大産研・コバルト照射施設（Rabbit11）において 50～430 kGy の γ 線照射を実施したところ、模擬廃液を 300℃で仮焼した仮焼体粉末の NOx 生成は、$NaNO_3$ 粉末試薬より 2 桁小さく、600℃で仮焼した仮焼体粉末ではさらにその約 1/2 となり、900℃で仮焼した仮焼体粉末では NOx は検出されなかった。また、600℃で仮焼した仮焼体粉末をプレスして作製した高密度顆粒体で NOx は検出されなかった。すなわち、顆粒体からの NOx の生成は、仮焼体中の硝酸イオン成分比に依存するものの、$NaNO_3$ 粉末試薬からの生成より桁違いに小さく、また比表面積に依存してその生成量を制御できるものと考えられる。

一方、顆粒体中硝酸塩成分の主成分でありキャニスタ内面腐食に最も影響すると考えられる $NaNO_3$ について、粉末試薬を用いて、400℃~550℃で最長約 13 日間の SUS304L 鋼の加速腐食試験を行った。溶融塩と接触する場合でも腐食機構は空気中と同様の酸化を示した。これまでに得られた酸化速度に対して、アレニウスの式を仮定して 50 年間貯蔵時の腐食層厚さを見積もると、1μm 以下となり、硝酸塩成分の最も多い 300℃仮焼の顆粒体においても、キャニスタ内面腐食は大きな問題にはならないと考えられる。

以上の観点からは、いずれの顆粒体を選択しても柔軟な廃棄物管理の貯蔵の成立性は高くなると判断した。それぞれのメリット・デメリットから（表 1）、今後すべての観点を総合して、6 種の顆粒体の優劣を評価して製造条件を絞り込んでいく。

表 1　製造条件の異なる顆粒体の貯蔵時優劣のまとめ

	製造条件					
	300℃仮焼		600℃仮焼		900℃仮焼	
	顆粒体	高密度顆粒体	顆粒体	高密度顆粒体	顆粒体	高密度顆粒体
除熱性	○	○	○	○	○	○
放射線分解	△	○	○	◎	◎	◎
ｷｬﾆｽﾀ腐食	○	○	○	○	○	○

参考文献 [1]深澤ら、日本原子力学会 2017 年秋の大会 3A08、[2]室屋ら、日本原子力学会 2017 年秋の大会 3A09

本報告は、特別会計に関する法律（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、日本核燃料開発株式会社が実施した平成 29 年度及び平成 30 年度「MA 分離変換技術の有効性向上のための柔軟な廃棄物管理法の実用化開発」の成果です。

*Yusa Muroya[1], Yaohiro Inagaki[2], Tatsumi Arima[2], Akihiro Suzuki[3] ([1]ISIR, Osaka Univ., [2] Kyushu Univ., [3]NFD)

MA 分離変換技術の有効性向上のための柔軟な廃棄物管理法の実用化開発
(12) 顆粒体貯蔵設備の経済性評価

Realization Development of the Flexible Waste Management System for MA P&T Technology
(12) Cost Evaluation for the Granule Storage Facility

*深澤哲生[1]，星野国義[1]，遠藤慶太[1]，鈴木晶大[2]
[1] 日立 GE，[2] NFD

柔軟な廃棄物管理法は、従来の廃棄物管理法では適用困難な高レベル廃棄物を顆粒体として一時貯蔵することにより、MA 分離変換技術を適用可能とした。顆粒体貯蔵設備の経済性を従来のガラス固化体貯蔵設備と比較して評価した。

キーワード：柔軟な廃棄物管理、高レベル廃棄物、顆粒体、貯蔵設備、経済性評価

1. 顆粒体貯蔵設備の設計

軽水炉使用済燃料から発生する高レベル廃棄物を顆粒体として長期貯蔵する柔軟な廃棄物管理法について、顆粒体充填率をパラメータに顆粒体貯蔵設備の所要容積を評価し、六ケ所再処理ガラス固化体貯蔵設備のコストデータを基に貯蔵減容の経済性効果を評価した。顆粒体貯蔵設備は現行の六ケ所再処理工場のガラス固化体貯蔵設備を活用しつつ、できるだけ減容を図るものとした[1，2]。

貯蔵設備の所要容積評価においては、冷却方式は現行の自然循環間接冷却方式とし、キャニスタの寸法、顆粒体充填率、充填ガスをパラメータに、冷却空気温度≦65℃（ガラス固化体貯蔵設備と同じ）と顆粒体中心温度≦275℃（顆粒体成分の融点）を制限条件として、簡易熱伝導解析を行った。

2. 顆粒体貯蔵設備の経済性評価

顆粒体貯蔵設備容量の評価結果を基に、六ケ所再処理工場ガラス固化体貯蔵設備のコスト見積データ及び増設計画[3]を参考に、柔軟管理法の顆粒体貯蔵設備コストの概算評価を行った。経済性評価条件としては、地層処分前冷却期間 32 年、非顆粒化処理(柔軟法非適用)期間 10 年を基準ケースとした。

一例として、基準ケースの貯蔵設備コスト評価結果を図 1 に示す。従来管理法の貯蔵設備コストを 1 とした場合の柔軟法のコストは、空気充填では顆粒体充填率が 50％～90％で 0.83～0.54、He 充填では 0.64～0.53 と評価された。柔軟法による経済性効果は、基準となる顆粒体充填率が 70％の場合において空気充填では 34％低減、He 充填で 44％低減でき、大きな効果があることが分かった。

また、空気充填で顆粒体充填率 90％の場合では 46％の低減であるが、顆粒体充填率 70％でも He 充填で 44％の低減効果があり、貯蔵経済性の観点からは顆粒体高充填率化と He 充填は同程度の重要度の選択肢ということができる。

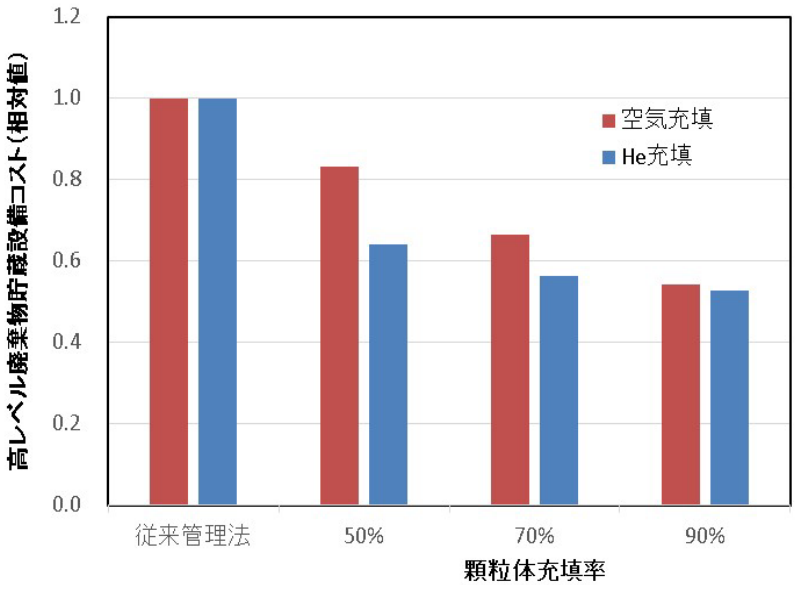


図 1　顆粒体貯蔵設備のコスト評価結果

参考文献　[1]鈴木ら，日本原子力学会 2017 年春の年会 1L01、[2]深澤ら，日本原子力学会 2017 年秋の大会 3A08、[3]電気事業連合会，原子燃料サイクルのバックエンド事業コストの見積について(平成 16 年 1 月)

本報告は、特別会計に関する法律（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、日本核燃料開発株式会社が実施した平成 29 年度「MA 分離変換技術の有効性向上のための柔軟な廃棄物管理法の実用化開発」の成果です。

* Tetsuo Fukasawa[1], Kuniyoshi Hoshino[1], Keita Endo[1], Akihiro Suzuki[2] ([1] Hitachi-GE, [2] NFD)

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：505-1 Radioactive Waste Management

Wed. Sep 5, 2018 11:10 AM - 12:00 PM JST | Wed. Sep 5, 2018 2:10 AM - 3:00 AM UTC | Room G A37 -A Building

[1G05-07] Nuclide Separation and Recovery 2

Chair:Daisuke Akiyama(Tohoku Univ.)

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

[1G05] Extraction behavior of PGMs from Simulated High-level Liquid Waste using Functionalized Ionic Liquid

*Haruka Oosugi[1], Tadayuki Takahashi[1,2], Tatsuya Ito[1], Kiyoshi Kanie[1], Atsushi Muramatsu[1], Seong-Yun Kim[1] (1. Tohoku University, 2. Japan Nuclear Fuel Limited)

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

[1G06] Zirconium separation from high-level radioactive waste by fluoride volatility method

*Yuko Kani[1], Daisuke Watanabe[1], Sohei Fukui[1] (1. Hitachi, Ltd.)

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

[1G07] Sorption characteristics of aluminum hexacyanoferrate nanoparticles to Ru, Rh, Pd and Mo metal ions in nitric acid solution

*Toshiki Takeuchi[1], Shinta Watanabe[1], Masato Nakaya[1], Ria Mishima[2], Miki Harigai[2], Yusuke Inaba[2], Kenji Takeshita[2], Jun Onoe[1] (1. Nagoya Univ., 2. Tokyo Inst. Technol.)

11:55 AM - 12:00 PM JST | 2:55 AM - 3:00 AM UTC

Time reserved for Chair

機能性イオン液体を用いた模擬高レベル放射性廃液からの白金族元素の抽出特性

Extraction behavior of PGMs from Simulated High-level Liquid Waste using Functionalized Ionic Liquid

*大杉遥[1]，高橋正幸[1,2]，伊藤辰也[1]，蟹江澄志[1]，村松淳司[1]，金聖潤[1]
[1]東北大，[2]日本原燃㈱

高レベル放射性廃液からの白金族元素の選択的分離・回収法を検討するため、新たに合成した機能性イオン液体 [DiOcAPmim][NTf_2] (1-methyl-3-dioctylaminopropyl-imidazolium Bis(trifluoromethanesulfonyl) imide)の抽出特性について検討した。

キーワード：高レベル放射性廃液、機能性イオン液体、白金族元素、溶媒抽出

1. 緒言　使用済核燃料の再処理により発生する高レベル放射性廃液（HLLW）はガラス固化され、最終処分される計画である。しかし、資源の有効利用及び高レベル放射性廃棄物処分の負荷軽減の観点から、HLLW からの有用元素の効率的な分離・回収技術の開発が望まれている。比較的生成量の多い核分裂生成物である白金族元素は希少元素であるものの、化学触媒や電子材料として今日の人類の生活において需要が大きく、これらを輸入に頼っている我が国にとって戦略物質として重要である。そこで、安全性に優れ、環境調和型溶媒と称されるイオン液体を用いた溶媒抽出法に着目し、HLLW からの発熱性核種、白金族元素分離を検討し、効果的かつ選択的な分離が可能であることを報告してきた[1,2]。本研究では、白金族元素を選択的に分離･回収するため、新たに機能性イオン液体として分子構造内にアミノ基を有する [DiOcAPmim][NTf_2]（図 1）を合成し、硝酸溶液からの白金族元素の抽出特性について検討した。

2. 実験　機能性イオン液体[DiOcAPmim][NTf_2]を合成し､5 mM の Ru(III)、Rh(III)及び Pd(II)を含む硝酸溶液を同体積ずつ用いて、バッチ法抽出試験により硝酸濃度依存性、抽出時間依存性、温度依存性等の抽出特性を評価した。抽出前後の水溶液中金属濃度の測定には ICP-AES を用いた。

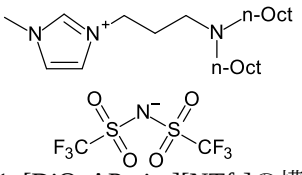


図 1. [DiOcAPmim][NTf_2]の構造

3. 結果　[DiOcAPmim][NTf_2]による Ru(III)、Rh(III)及び Pd(II)の抽出の硝酸濃度依存性を図 2 に示す。Pd(II)は本試験の条件下において高い抽出率（E_{metal}）を示した。一方、Ru(III)及び Rh(III)は硝酸濃度 0.1～1 M において高い抽出率を示したが、2 M で E_{metal} が大きく減少し、それ以上の濃度では E_{metal} の増加が確認されたことから、硝酸濃度 2 M 付近を堺に、異なる機構による抽出が行われているものと考えられる。また、[DiOcAPmim][NTf_2]を用いて HLLW 中から Ru(III)､Rh(III)及び Pd(II)を効率的に分離するためには、硝酸濃度を調整する前処理操作が必要と考えられる。以上の結果に加え、時間依存性、温度依存性、模擬 HLLW を用いた場合の白金族元素の抽出選択性などの特性について報告する。

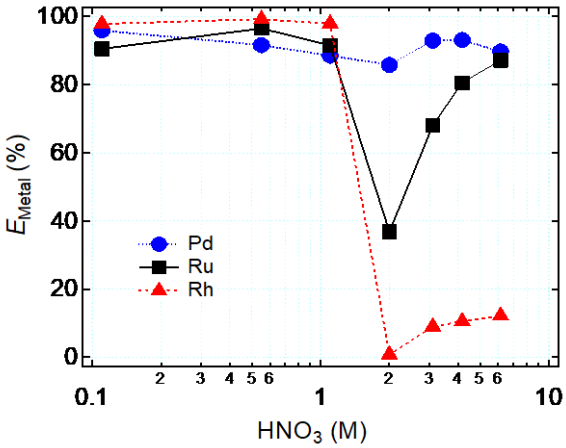


図 2. [DiOcAPmim][NTf_2]による Ru(III)､Rh(III)及び Pd(II)の抽出に対する硝酸濃度の影響

参考文献

[1] T. Takahashi, T. Ito and S.-Y. Kim, ANUP2016, Sendai, Oct. 25, P-21 (2016).
[2] 高橋正幸、伊藤辰也，金聖潤、日本原子力学会 2017 年春の年会、1L02 (2017).

* Haruka Ooshugi[1], Tadayuki Takahashi[1,2], Tatsuya Ito[1], Kiyoshi Kanie[1], Atsushi Muramatsu[1] and Seong-Yun Kim[1]
[1]Tohoku Univ., [2]Japan Nuclear Fuel Limited.

フッ化法による高レベル廃液からの Zr 分離回収

Zirconium Separation Process from High-level Radioactive Waste by Fluoride Volatility Method

*可児 祐子[1], 渡邉 大輔[1], 福井 宗平[1]
[1]日立 研開

高レベル放射性廃液から長寿命核分裂生成物の一つであるジルコニウム(Zr)を分離回収する技術を開発した。模擬高レベル廃液からモリブデン酸ジルコニウムの沈殿を回収し、この沈殿とフッ素ガスを反応させて沸点の低い元素を揮発分離する試験を行い、Zr 回収率＞90%を得る条件を選定した。

キーワード：フッ化法、高レベル廃液、長寿命核分裂生成物、ジルコニウム、モリブデン酸ジルコニウム

1. 緒言

ImPACT「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」では、高レベル放射性廃棄物からの長寿命核分裂生成物（Zr, Pd, Cs, Se）の分離・核変換による廃棄物の大幅な低減と資源化を目指している。本研究では、対象元素の一つである Zr の高効率な分離回収技術として、高レベル廃液からの Zr 沈殿の回収とフッ化による分離精製からなる Zr 分離回収プロセス(図 1)を提案し、模擬高レベル廃液を用いた試験によりその成立性を検討した。

2. 実験

2-1. Zr 沈殿回収試験

高レベル廃液から回収される Zr 沈殿は主にモリブデン酸ジルコニウム($Zr(Mo_2O_7(OH)_2)(H_2O)_2$) [1] で Mo/Zr 比は 2:1 であるが、高レベル廃液中の Mo/Zr 比は約 0.4 であり Mo が不足している。そこで、Mo/Zr 比をパラメータとして模擬高レベル廃液にモリブデン酸ナトリウム水溶液を添加し、沸騰温度で加熱還流して生成する Zr 沈殿を回収する試験を行った。試験溶液中の Zr 濃度変化から Zr 回収率を求めた。

2-2. Zr 沈殿フッ化試験

上記試験で回収した Zr 沈殿とフッ素ガスを Ni 製反応容器内で反応させ、残さを分析して Zr 回収率を求めた。反応容器の加熱温度をパラメータとして Zr 回収率との関係を評価した。

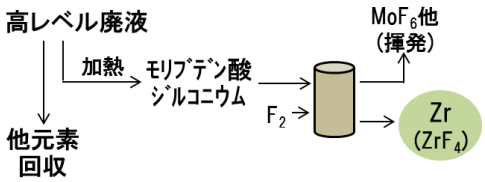


図 1 フッ化法による Zr 分離回収プロセス

3. 結果

Zr 沈殿回収試験において、Zr 回収率は時間とともに増加し、Mo/Zr 比が高いほど回収率が高い結果となった(図 2)。沈殿の主成分はモリブデン酸ジルコニウムで、他にリンモリブデン酸塩などが含まれていた。フッ化試験では、加熱温度が高いと Mo とともに Zr が揮発し回収率が低下した。試験結果より、Zr 分離回収プロセス(図 1)では、高レベル廃液に Mo を添加して Zr 沈殿を回収し、Zr フッ化物の揮発を抑制する温度(300℃以下)でフッ化することで Zr 回収率＞90%を得ると評価した。

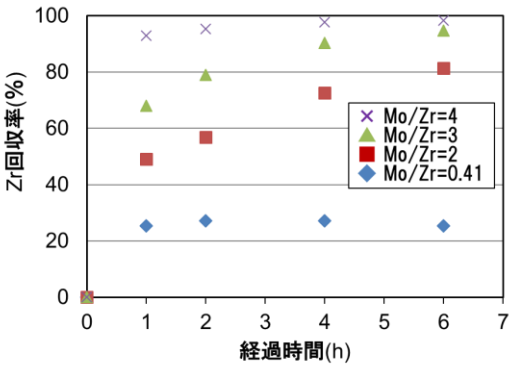


図 2 Zr 沈殿回収試験 : Zr 回収率の経時変化

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] JAEA-Review 2015-002 (2015).

*Yuko Kani[1], Daisuke Watanabe[1] and Sohei Fukui[1]
[1]Hitachi, Ltd.

硝酸水溶液中におけるフェロシアン化アルミニウムナノ粒子の Ru, Rh, Pd および Mo イオンに対する収着特性

Sorption characteristics of aluminum hexacyanoferrate nanoparticles to Ru, Rh, Pd and Mo metal ions in nitric acid solution

*竹内 俊喜[1]，渡邊 真太[1]，中谷 真人[1]，三島 理愛[2]，
針貝 美樹[2]，稲葉 優介[2]，竹下 健二[2]，尾上 順[1]
[1]名古屋大学，[2]東京工業大学

高レベル放射性廃液のガラス固化体の品質低下および処理コスト・処理スペースの増大を引き起こす白金族元素およびモリブデンの一括回収プロセスの研究を行っている。その目的に資する収着剤の開発に向けて，ナノ細孔空間を有するフェロシアン化アルミニウムナノ粒子への白金族元素およびモリブデンの収着特性を解析したので報告する。

キーワード：フェロシアン化アルミニウム，高レベル放射性廃液，白金族元素，モリブデン，収着特性

1. 緒言：高レベル放射性廃液（HLLW）のガラス固化体の高品質・減容化を目的に，我々はこれまで，フェロシアン化物ナノ粒子（MHCF）を収着剤に用いて，HLLW 中の白金族元素（Ru, Rh, Pd）およびモリブデン（Mo）の一括回収プロセスの開発を行ってきた。高収着能を有する MHCF を開発するためには，各種金属イオンの MHCF への収着特性を明らかにする必要がある。本研究では，MHCF の中で白金族元素および Mo に対する収着性能が高いアルミニウム HCF（AlHCF：M＝Al^{3+}）について，分光実験と理論計算により，上記金属イオンに対する収着特性を解析したので報告する。

2. 実験：上記金属イオン収着前後の AlHCF について，赤外（IR）分光法，粉末 X 線回折測定および透過型電子顕微鏡観察から構造特性を，紫外-可視-近赤外（UV-Vis-NIR）吸収分光法から電子状態を，それぞれ調べた。また，これらの測定結果と理論解析の比較から，上記金属イオンに対する収着特性の解析を行った。

3. 結果：Fig. 1 に Pd イオンの収着前後における AlHCF の IR スペクトルを示す。収着前の AlHCF の IR スペクトルにおいて，2068 cm^{-1} と 2123 cm^{-1} にピークが観測された。これまでの研究[1]から，前者は FeHCF（FeHCF：M＝Fe^{3+}）の Fe(II)－CN－Fe(III)骨格（Fe 骨格）由来の，また，後者は Fe(II)－CN－Al(III)骨格（Al 骨格）由来のそれぞれ CN 基伸縮振動モードであることから，収着前の AlHCF には Fe 骨格と Al 骨格が混在していることが分かった。一方，Pd イオン収着後の IR スペクトルでは，Fe 骨格および Al 骨格によるピークが減少するとともに，新たなピーク（Fig. 1 の矢印部分）が観測された。このピークは Pd を含む骨格によるものであることから，Fe 骨格および Al 骨格のそれぞれの金属イオンと Pd イオンが入れ替わる置換型収着をしていることが示唆される。その他の金属イオンの収着特性についても当日報告する。

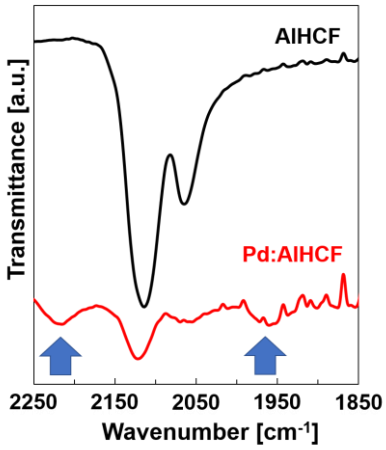


Fig. 1. Pd イオン収着前後の AlHCF の IR スペクトル

参考文献

[1] 平成 28 年度 文部科学省原子力システム研究開発事業「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」成果報告書（平成 29 年 3 月）

*Toshiki Takeuchi[1], Shinta Watanabe[1], Masato Nakaya[1], Ria Mishima[2], Miki Harigai[2], Yusuke Inaba[2], Kenji Takeshita[2] and Jun Onoe[1]
[1]Nagoya Univ., [2]Tokyo Inst. Technol.

General Meeting

Wed. Sep 5, 2018 12:00 PM - 1:00 PM JST | Wed. Sep 5, 2018 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room G A37 - A Building

[1G_GM]「バックエンド部会」第49回全体会議

[1G_GM] General Meeting

General Meeting

[1G_GM] 「バックエンド部会」第49回全体会議

Wed. Sep 5, 2018 12:00 PM - 1:00 PM Room G (A37 -A Building)

[1G_GM]General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Joint Session：Joint Session

Wed. Sep 5, 2018 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 5, 2018 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room G A37 - A Building

[1G_PL] Current status and issues on the implementation of clearance (1) Current status and study for clearance of contaminated materials in Japan

Chair:Minoru Okoshi(JRIA)

[1G_PL01] A review of approaches to setting the dose criteria for clearance

*Haruyuki Ogino[1] (1. CRIEPI)

[1G_PL02] Current status and issues of the implementation of clearance in Japan

*Kimiya Ishii[1] (1. FEPC)

[1G_PL03] Explanation of the Guidelines for Moving out of Contaminated Commodities from the viewpoint of Clearance

*Makoto Hashimoto[1] (1. JAEA)

2018年秋の大会

バックエンド部会、保健物理・環境科学部会　合同セッション

クリアランスの現状と課題(1) —わが国におけるクリアランスの現状と検討状況—

Current status and issues on the implementation of clearance (1)
Current status and study for clearance of contaminated materials in Japan

（1）クリアランスにおける線量規準の考え方

(1) A review of approaches to setting the dose criteria for clearance

荻野 晴之
電力中央研究所

1. はじめに

ある物質の放射能濃度が極めて低く、一般的な再利用・再使用による線量が自然界の放射線レベルと比較して十分小さい場合には、人の健康に対するリスクが無視できると判断できる。この判断により、当該物質を放射性物質として扱う必要がないとして、放射線防護に係る規制の枠組みから外すという考え方を「クリアランス」という。クリアランスに用いる線量については、自然界の放射線とリスクの関係から、国際的な議論を経て、「年に 10 μSv のオーダーあるいはそれ以下（of the order of 10 μSv or less in a year）」という線量規準がもたらされている[1]。

本発表では、クリアランスの概念が成立するための前提条件を整理した上で、国際放射線防護委員会（ICRP）の刊行物を中心に、クリアランスにおける線量規準の考え方をレビューする。

2. クリアランスの概念が成立するための前提条件

放射線防護に関する規制の範囲を定めるための概念として、規制除外、規制免除、クリアランスという３つのアプローチがある。規制除外とは、制御できない被ばくなどをそもそも規制の範囲外とすること、規制免除とは、ある条件を満たす放射線源をあらかじめ規制の対象から除いておくこと、そして、クリアランスとは、ある条件が満たされれば、規制されていた物を規制の枠組みから外すことを指す。下記に具体的な例を挙げる。

１つ目の規制除外の代表例は、地上レベルでの宇宙線や体内に含まれる K-40 から放出される放射線による被ばくである。これらの被ばくは規制を通じた管理に本質的になじまないことから、規制範囲の対象外としている。これが規制除外の考え方である。

２つ目の規制免除の代表例は、グロースターター（蛍光ランプを短時間に自動的に点灯するための小型の放電ランプに使用されている）に封入されている Pm-147 や Kr-85 といった少量の線源である。社会における利便性を考え、放射線安全上の極めて小さい線量を考えれば、これらを規制から離して社会の中で有効に利用していく方がメリットが大きい。さらに、これらを全て規制することは実質的に不可能であり、そこに莫大な社会資源や資金を投入するより利便性を求める方が社会の利益となる[2]。これが規制免除の考え方である。参考までに、文部科学省放射線安全規制検討会の資料[3]によれば、グロースターターの国内年間販売数量は2億個を超えており、国内で規制が免除されている密封線源の実に7割以上を占めている。

３つ目のクリアランスの代表例は、原子力施設の解体に伴って大量に発生する有価物（コンクリートや金属など）の再利用である。当然ながら、高いレベルの放射性物質を含む場合には、放射性廃棄物としての適切な管理が施される必要がある。しかし、解体に伴って大量に発生する物のある割合は、放射能濃度が極めて低く、再利用・再使用による線量が自然界の放射線レベルと比較しても十分に小さいことから、人の健康に対するリスクが無視できる場合がある。これらの有価物までも放射性廃棄物として扱い、莫大な社会資源や資金を投入することは循環型社会形成促進の観点から適切でなく、防護が最適化されず、その行為は正当化されない[2]。これらを規制の枠組みから外すことがクリアランスの考え方である。参考までに、旧原子力安全委員会放射性廃棄物安全基準専門部会の資料[4]によれば、110 万 kW 級の沸騰水型軽水炉

（BWR）や加圧水型軽水炉（PWR）の廃止措置に伴って発生する 1 基あたりの廃棄物等の量は、低レベル放射性廃棄物に相当する物が約 1 万トン、放射性物質として扱う必要がない物が約 50 万トンと推定されている。

3. クリアランスにおける線量規準

クリアランスに用いる線量については、自然界の放射線とリスクの関係から、国際的な議論を経て、「年に 10 μSv のオーダーあるいはそれ以下」という判断規準がもたらされている。以下に、自然界の放射線との関係とリスクとの関係という２つのアプローチについて整理する。

3-1. 自然界の放射線との関係

放射線は自然界にも存在しており、世界平均では実効線量換算で約 2.4 mSv（国連科学委員会 2008 年報告[(5)]）、日本平均では約 2.1 mSv（原子力安全研究協会 2011 年報告[(6)]）の個人線量を与えていると評価されている。公衆の個々の構成員は、国内のある場所から別の場所に移動する場合、自然放射線による被ばく量の違いを一般には考慮しない。したがって、自然バックグラウンド放射線の変動と比べて小さい線量レベルは、“些細な線量”と見なすことができる。この考え方に基づいて、自然バックグラウンド放射線の 1～数%のオーダー、すなわち、年に 20～100 μSv が提唱されている（ICRP Publication 104 [(7)], 67 項）。

3-2. リスクとの関係

放射線防護に限らず、一般に、10^{-5} の年死亡リスク（1 年間あたり 10 万人に 1 人が死亡するリスク）の軽減に自らの資財を投入しようとする人はほとんどおらず、さらに一桁低くなって、10^{-6} の年死亡リスク（1 年間あたり 100 万人に 1 人が死亡するリスク）のレベルともなれば、対策を講じようとする人はさらに少なくなる（ICRP Publication 104 [(7)], 67 項）。このような年死亡リスク（y^{-1}）から年線量（Sv y^{-1}）に換算するためには、疫学研究から求められるリスク係数（Sv^{-1}）を用いる必要がある。

ICRP では、Publication 46[(8)]（1985 年）において、当時のリスク係数であった 10^{-2} Sv^{-1}（厳密には致死性のがんについて、1.25×10^{-2} Sv^{-1}）を用いて換算し、10^{-6} のオーダーの年死亡リスクに相当する線量が年に 0.1 mSv（100 μSv）のオーダーとしている。そして、ある個人が複数（最大でも 10）の線源から重畳して被ばくを受ける可能性を考慮し、単一の線源に対して、年に 10 μSv のオーダーという一桁切り下げた線量規準を示している。

リスク係数は疫学研究の進展によって変化するものである。事実、1985 年当時のリスク係数もその後変更されている。例えば、全集団に対する名目リスク係数で見れば、1990 年勧告[(9)]では 6.0×10^{-2} Sv^{-1} となり、2007 年勧告[(10)]では 5.5×10^{-2} Sv^{-1} となった。リスク係数の変更が“些細な線量”の判断に与える影響について、米国放射線防護審議会（NCRP）レポート 116[(11)]（1993 年）で議論されており、変更は不要との結論が出されている。根拠は、変更されたリスク係数を用いてあるリスクレベルに対応する年線量を計算すれば、以前よりも約 1/5 から 1/4 の値になるが、“些細な線量”はリスク係数による計算だけに基づいたものではなく、線量としての大きさや、線量や健康影響の検出の困難さなども考慮して定めたため、とされている。

4. まとめ

本稿では、クリアランスに用いる線量である「年に 10 μSv のオーダーあるいはそれ以下」という判断規準が、自然界の放射線との関係とリスクとの関係という２つのアプローチに基づいて定められていることを、ICRP 勧告を中心に紹介した。クリアランスや規制免除を巡る議論では、規制を要しない線量という側面だけに関心が集中してしまいがちであるが、どのような背景からそのような概念が発展したのか、成立条件と併せて正しく理解しておく必要がある。また、クリアランスレベルの導出にあたっては、「年に 10 μSv」という単一の値が使われていることから、「年に 10 μSv のオーダーあるいはそれ以下」にある“オーダー”の意味合いが薄れてしまい、あたかも厳密に遵守することが必要な数値規準として受け止められていることも多いように見受けられる。クリアランスレベルの遵守は放射線測定や放射化計算等によって確

認し、複数核種の寄与割合やクリアランス対象物の放射能濃度分布の均一性などを考慮して判断することになるが、線量規準が元来有する“オーダー”の意味合いに立ち返り、適切な保守性の範囲内で柔軟に運用していくことが重要となる。

参考資料

(1) International Atomic Energy Agency, Radiation protection and safety of radiation sources: International Basic Safety Standards. General Safety Requirements Part 3. No. GSR Part 3, IAEA, Vienna (2014).
(2) 小佐古敏荘, クリアランスレベルの法令取り入れについて（免除・除外・クリアランスとの関連において）, 保物セミナー2004 要旨集 (2004).
(3) 文部科学省原子力安全規制等懇談会, 密封線源に係る免除レベルの法令への取入れについて（案）, 第3回放射線安全規制検討会, 平成 20 年 12 月 11 日, 資料 3-2 (2008).
(4) 原子力安全委員会放射性廃棄物安全基準専門部会, 主な原子炉施設におけるクリアランスレベルについて, 平成 11 年 3 月 17 日 (1999).
(5) United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation, UNSCEAR 2008 Report to the General Assembly, with scientific annexes (2010).
(6) 原子力安全研究協会, 新版生活環境放射線（国民線量の算定）, 平成 23 年 12 月 (2011).
(7) International Commission on Radiological Protection, Scope of radiological protection control measure, ICRP Publication 104, Ann. ICRP 37(5) (2007).
(8) International Commission on Radiological Protection, Radiation protection principles for the disposal of solid radioactive waste, ICRP Publication 46, Ann. ICRP 15(4) (1985).
(9) International Commission on Radiological Protection, 1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection, ICRP Publication 60, Ann. ICRP 21(1-3) (1991).
(10) International Commission on Radiological Protection, The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection, ICRP Publication 103, Ann. ICRP 37(2-4) (2007).
(11) National Council on Radiation Protection and Measurements, Limitation of exposure to ionizing radiation, NCRP Report No. 116, Bethesda, USA (1993).

Haruyuki Ogino
Central Research Institute of Electric Power Industry

2018年秋の大会

バックエンド部会、保健物理・環境科学部会　合同セッション

クリアランスの現状と課題(1) —わが国におけるクリアランスの現状と検討状況—

Current status and issues on the implementation of clearance (1)
Current status and study for clearance of contaminated materials in Japan

(2) わが国におけるクリアランスの現状と課題

(2) Current status and issues of the implementation of clearance in Japan

*石井 公也[1]，久野 悟[2]，片岡 秀哉[3]，大浦 廣貴[4]
[1]電気事業連合会，[2]中部電力㈱，[3]関西電力㈱，[4]日本原子力発電㈱

1. 概　要

クリアランス制度導入以降、事業者内で積極的にクリアランス物の再利用実績を積んできており、今後再利用範囲も広げようとしている。一方、現時点で廃止措置及び廃止措置準備をしている実用発電用原子炉は 12 基になっている。廃止措置を円滑に進めるためには、クリアランス物搬出先の確保（拡大）は喫緊の課題である。

2. クリアランスの現状と課題

2-1. 現　状

わが国では、2005 年にクリアランス制度を導入し、これまでに測定・評価方法は 4 件認可され、現在 3 件が審査中である。これまでに約 5,000 トンのクリアランス物が測定結果の確認を終えており、テーブル、ベンチ、ブロック等への再利用を行い事業者内での再利用実績を蓄積するとともに、低レベル放射性廃棄物収納容器の遮蔽体への適用に向けて、2015～2017 年度経済産業省の「管理型処分技術調査等事業」として試験研究を行い、事業者内での再利用範囲の幅を広げようとしている。

2-2. 課　題

現在、廃止措置実施中及び準備中の実用発電用原子炉施設は 12 基となり、今後、それらの廃止措置作業が本格化していく。110 万 kW 級 BWR プラントの場合、廃止措置に伴い発生するクリアランス物は約 3 万トンと推定されており（図１）、それらが放射性廃棄物でない廃棄物（NR）に続いて搬出されることになるものの、国内で多量に発生するクリアランス物の搬出先が確保されない場合には、発電所敷地内に蓄積されることになる。そういった状況は、廃止措置が円滑に進んでいる状況であるとは説明できないものである。クリアランス物の利用先拡大に当たっては、それぞれの段階でのクリアランス物に対する理解が必要となっている。

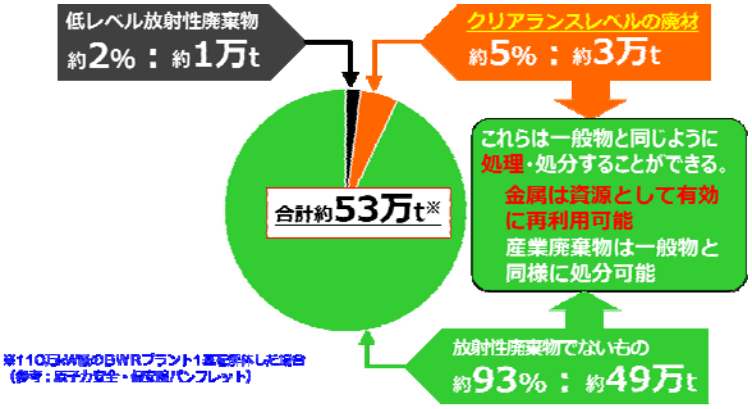


図１　110 万 kW 級 BWR プラントの廃棄物量割合

*Kimiya Ishii[1] , Satoru Kuno[2], Hideya Kataoka[3] and Hirotaka Ohura[4]
[1]The Federation of Electric Power Companies., [2]Chubu Electric Power Co.,Inc., [3]The Kansai Electric Power Co.,Inc. and [4]The Japan Atomic Power Company.

2018年秋の大会

バックエンド部会、保健物理・環境科学部会　合同セッション

クリアランスの現状と課題(1) —わが国におけるクリアランスの現状と検討状況—

Current status and issues on the implementation of clearance (1)
Current status and study for clearance of contaminated materials in Japan

(3) 物品搬出ガイドラインとクリアランス

(3) Explanation of the Guidelines for Moving out of Contaminated Commodities from the viewpoint of Clearance

*橋本　周
原子力機構大洗

1. はじめに

日本保健物理学会放射線防護標準化委員会では、放射性物質による表面汚染を伴う物品の搬出に関する、計画被ばく状況、緊急時被ばく状況、現存被ばく状況のそれぞれに応じたガイドラインを 2016 年に制定した。これらのガイドラインでは、それぞれの被ばく状況において、汚染した物の搬出の可否の判断に係る線量規準を示すとともに、その線量規準に相当する表面汚染レベルの評価を行った。その中では、物品搬出とクリアランスの関係についても言及した。これらのガイドラインの概要について紹介する。

2. 物品搬出ガイドラインについて

物品搬出ガイドラインは、被ばくの状況に応じた「計画被ばく状況における汚染した物の搬出のためのガイドライン」「緊急時被ばく状況における汚染した物の搬出のためのガイドライン」「現存被ばく状況における汚染した物の搬出のためのガイドライン」の 3 種類を制定した。これらは本文と解説、例題の構成としている。ガイドライン本文には、その適用と線量規準を示した。解説では、ガイドラインの背景、考え方､線量規準に相当する表面汚染レベルと実用量について述べており､ICRP や IAEA の考え方との比較、現行規制との適合性、一般的なサーベイメータを使った管理による搬出の可否判断の例示等を行っている、さらに例題において、想定質問に回答する形でガイドラインの適用について解説した。

これらのガイドラインは、日本保健物理学会放射線防護標準化委員会で案が練られ、学会内のシンポジウムや公衆審査を経て制定されたものである。

3. 物品搬出ガイドラインとクリアランス

計画被ばく状況における物品搬出ガイドラインの解説の中で、物品搬出に対するクリアランスの概念の適用について検討を行った。

物品搬出基準については、古くから管理区域管理の一手法として運用されており、その考え方は管理区域内の表面密度管理との関係性でしばしば定義されてきた。しかしながら、物品搬出は、管理区域から非管理区域への物品の移動であり、クリアランスの行為と類似している。そこで、物品搬出基準について、IAEA GSR Part 3 に示されたクリアランスの一般的な規準（Generic Criteria）と比較対照を行った。

IAEA GSR Part3 には、クリアランスに関する一般的な規準は、線量リスクと管理の正当性の 2 点が示されている。物品搬出に伴う線量リスクの評価のために、表面汚染物品の取扱いに係る被ばく線量を計算した。その結果、クリアランス線量規準に相当する表面汚染レベルは、物品搬出基準よりも大きいことが示された。また、物品搬出の運用は、クリアランスの正当性の考え方で説明できた。

以上より、物品搬出はクリアランスの考え方に整合すると考えられた。したがって、物品搬出ガイドラインに示した線量規準は、クリアランスの考え方と整合する値とした。

*Makoto Hashimoto
Oarai Research and Development Institute, Japan Atomic Energy Agency

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：505-1 Radioactive Waste Management

Wed. Sep 5, 2018 2:45 PM - 3:35 PM JST | Wed. Sep 5, 2018 5:45 AM - 6:35 AM UTC | Room G A37 - A Building

[1G08-10] Debris Treatment

Chair:Akihiro Suzuki(NFD)

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

[1G08] Development of Fuel Debris Treatment Technology by the Fluorination Method
(20) Simulated Debris Fluorination Experiments (Part 6)

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

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

[1G09] Development of Fuel Debris Treatment Technology by the Fluorination Method
(21) Simulated Debris Fluorination Experiment (Part 7)

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

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

[1G10] Local structural analyses of the uranium and zirconium in fuel debris containing boron at the Fukushima Daiichi NPP accident

*Akihiro Uehara[1,2], Daisuke Akiyama[3], Numako Chiya[4], Shino Takeda[1], Atsushi Ikeda[5], Yasuko Terada[6], Kiyofumi Nitta[6], Toshiaki Ina[6], Akira Kirishima[3], Nobuaki Sato[3] (1. QST NIRS, 2. Kyoto Univ., 3. Tohoku Univ., 4. Chiba Univ., 5. HZDR, 6. JASRI)

3:30 PM - 3:35 PM JST | 6:30 AM - 6:35 AM UTC

Time reserved for Chair

フッ化法を用いた燃料デブリの安定化処理技術の開発
(20) 模擬デブリフッ化試験（その６）

Development of Fuel Debris Treatment Technology by the Fluorination Method

(20) Simulated Debris Fluorination Experiments (Part 6)

*星野 国義[1]、遠藤 慶太[1]，笹平 朗[1]、深澤 哲生[1]、近沢 孝弘[2]

[1]日立ＧＥ，[2]三菱マテリアル

高速増殖炉(FBR)や軽水炉(LWR)の重大事故によって発生する破損・溶融燃料含有物質（燃料デブリ）を、フッ化物揮発法を応用した方法で安定化処理する技術を開発中である。これまで実施した 15 種の U 含有模擬デブリのフッ化試験の結果を報告する。

キーワード：FBR、LWR、重大事故、燃料デブリ、フッ化、安定化処理、模擬デブリフッ化試験

1. 緒言

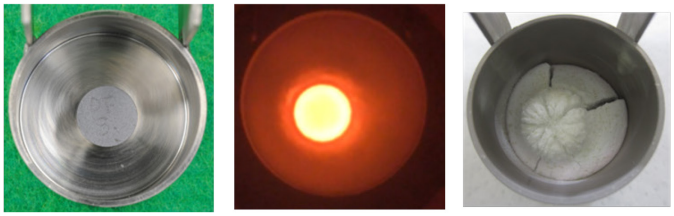
本研究の目的は、FBR 等の革新炉や LWR の重大事故で万一発生した場合の燃料デブリ及び福島第一原子力発電所の事故で生じた燃料デブリに対する安定化処理技術を開発することである[1]。本発表では、これまで実施した 15 種の U 含有模擬デブリのフッ化試験の結果について報告する。

2. 実験

15 種の U 含有模擬デブリのフッ化試験を行った。模擬デブリ約 5g をフッ化反応炉に装荷し炉内を約 600℃とし、100%F_2 ガスを 300ml/min で 60 分間供給した。フッ化反応で生成した揮発性フッ化物はコールドトラップで回収、不揮発性フッ化物は試料ボート内でフッ化残渣として回収した。供試した模擬デブリ及びフッ化残渣の XRD 分析、ICP-MS/AES 分析を実施し、化学形態がフッ化挙動に与える影響を評価した。

3. 結果・考察

U 含有模擬デブリの試験結果の 1 例として、UO_2-ZrO_2 模擬デブリ（塊状；φ10mm×8mm、2200℃焼結）のフッ化試験前・中・後の試料状況を図 1 に示す。フッ化試験後の残渣を XRD 分析した結果（図 2）、Zr フッ化物となっていた。また、残渣の ICP-MS/AES 分析の結果、残渣への U 残留率は 1%以下であり、模擬デブリ中 U の 99%以上が U フッ化物（UF_6）で揮発したと考えられる。試験前の XRD 分析結果から、本模擬デブリは固溶体を形成していたと考えられるが、燃料成分である U はフッ化揮発し、その他の構造物（Zr）から分離回収できる見通しが得られた。他の 14 種の U 含有模擬デブリも含め評価した結果、固溶体，化合物，塊状でも、99%以上のUはフッ化揮発し、大部分の不純物を分離できる見通しを得た。また、試料ボート温度計測結果から 30 分程度で反応が終了しており、合理的な時間で処理できる見通しを得た。



(1)フッ化試験前　(2)フッ化試験中　(3)フッ化試験後

図1 UO_2-ZrO_2 模擬デブリのフッ化試験前・中・後の試料状況

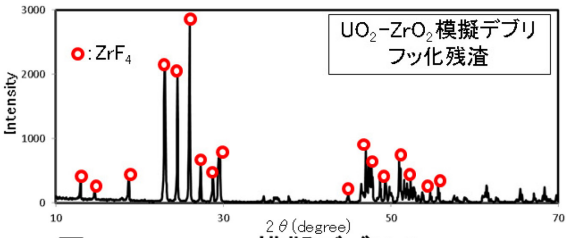


図2 UO_2-ZrO_2 模擬デブリの フッ化試験後のXRD分析結果

参考文献；[1]深澤ら、日本原子力学会 2014 年春の年会 H56

*Kuniyoshi Hoshino[1], Keita Endo[1], Akira Sasahira[1], Tetsuo Fukasawa[1], Takahiro Chikazawa[2]

[1]Hitachi-GE, [2]Mitsubishi Materials

本報告は、特別会計に関する法律（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、日立 GE ニュークリア・エナジー（株）が実施した平成 27～29 年度「フッ化技術を用いた燃料デブリの安定化処理に関する研究開発」の成果です。

フッ化法を用いた燃料デブリの安定化処理技術の開発
(21)模擬デブリフッ化試験（その７）

Development of Fuel Debris Treatment Technology by the Fluorination Method

(21) Simulated Debris Fluorination Experiments（Part 7）

*遠藤 慶太[1]、星野 国義[1]、笹平 朗[1]、深澤 哲生[1]、近沢 孝弘[2]

[1]日立ＧＥ，[2]三菱マテリアル

高速増殖炉(FBR)や軽水炉(LWR)の重大事故によって発生する破損・溶融燃料含有物質（燃料デブリ）を、フッ化物揮発法を応用した方法で安定化処理する技術を開発中である。チェコ Research Centre Rez（RCR）にて実施した U 含有模擬デブリフッ化試験の結果について報告する。

キーワード：FBR、LWR、重大事故、燃料デブリ、フッ化、安定化処理、模擬デブリフッ化試験

1. 緒言

本研究の目的は、FBR 等の革新炉や LWR の重大事故で万一発生した場合の燃料デブリ及び福島第一原子力発電所の事故で生じた燃料デブリに対する安定化処理技術を開発することである[1]。RCR で実施する Pu 含有模擬デブリフッ化試験の前段階として、日本国内試験試料と同等の U 含有模擬デブリを用いたフッ化試験を同所にて実施し、日本国内試験と同様の結果が得られるかどうか確認した。

2. 実験

図 1 のような試験体系を構築し、UO_2-Fe 及び UO_2-ZrO_2 模擬デブリのフッ化試験を実施した。基本的な試験方法は日本と同様であるが、試料量や温度等の試験条件に多少の変更を加えている。フッ化反応で生じた揮発性フッ化物をコールドトラップ（CT）、不揮発性フッ化物を試料ボート内で回収し、供試した模擬デブリとそれら回収物の XRD 分析、ICP-MS/AES 分析等を実施し、各々のフッ化挙動を評価した。

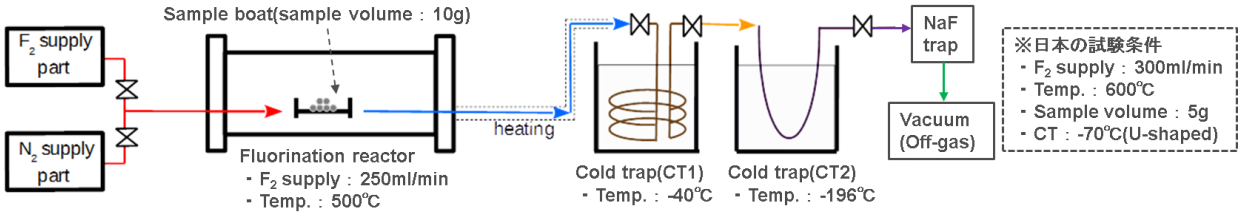


図1．チェコ RCR のフッ化試験体系

3. 結果・考察

RCR 及び日本の試験結果[2]を比較したものを表 1 に示す。試験前分析では両者試料ともに同様の性状を示すことを確認したが、RCR 試料においては試料が酸化される傾向が見られた。試験後分析では両者ともに U が 99%以上フッ化揮発し 91%以上が CT で回収されたこと、Fe 及び Zr が固体フッ化物として試料ボート内に残存したことを確認した。両者の試験条件や試験前試料性状に違いがあるものの、RCR でも日本国内試験と同様に、U を大部分の不純物から分離回収できる見通しを得た。本試験体系・方法は次の Pu 試験に反映し、Pu のフッ化挙動を詳細に評価する。

表1．フッ化試験結果の比較表

	模擬デブリ (mol%)	試験前性状	移行率* 元素	残渣	CT	計	フッ化残渣性状
チェコRCR	UO_2-Fe (50/50)	UO_2, Fe相の他、FeO相が検出	U	0.1	99.9	100	-
			Fe	95.3	4.5	99.8	FeF_3
	UO_2-ZrO_2 (50/50)	$(U_xZr_{1-x})O_2$固溶体の他、$UO_{2.34}$相が検出	U	～0	～100	～100	-
			Zr	86.9	0.5	87.4	ZrF_4
日本	UO_2-Fe (50/50)	UO_2, Fe相が検出	U	0.2	98.4	98.6	-
			Fe	102.7	1.6	104.2	FeF_3
	UO_2-ZrO_2 (50/50)	Uリッチ&Zrリッチの固溶体が存在	U	0.7	91.7	92.4	-
			Zr	96.1	0.0	96.1	ZrF_4

※移行率（wt%）＝$\frac{\text{残渣・CT回収物中元素量}}{\text{模擬デブリ中元素量}} \times 100$

参考文献； [1]深澤ら、日本原子力学会 2014 年春の年会 H56、[2]星野ら、日本原子力学会 2016 年春の年会 2I07

*Keita Endo[1], Kuniyoshi Hoshino[1], Akira Sasahira[1], Tetsuo Fukasawa[1], Takahiro Chikazawa[2]

[1]Hitachi-GE, [2]Mitsubishi Materials

本報告は、特別会計に関する法律（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、日立 GE ニュークリア・エナジー(株)が実施した平成 28 年度「フッ化技術を用いた燃料デブリの安定化処理に関する研究開発」の成果です。

福島第一原発事故において発生した燃料デブリの処理・処分のための ウラン、ジルコニウム酸化物及びホウ素の局所構造解析

XAFS analyses of the uranium and zirconium mixed oxides and boron for waste management of the fuel debris occurred by the Fukushima Daiichi NPP accident.

*上原章寛[1,2]、秋山大輔[3]、沼子千弥[4]、武田志乃[1]、池田篤史[5]、
寺田靖子[6]、新田清文[6]、伊奈稔哲[6]、桐島陽[3]、佐藤修彰[3]
[1] 量研機構、[2] 京都大学、[3] 東北大学、[4] 千葉大学、[5] HZDR、[6] JASRI

1200 – 1600 ℃の温度領域においてウラン、ジルコニウム酸化物及び炭化ホウ素を酸化及び還元雰囲気において熱処理したのち、粉末 X 線回折及び X 吸収微細構造によって反応生成物の局所構造及び相状態を解析した。

キーワード：燃料デブリ、ウラン、ジルコニウム、ホウ素、XRD、XAFS

1. 緒言

福島第一原発の炉心では、核燃料である二酸化ウランと被覆管の主成分であるジルコニウムや構造材の主成分である鉄・クロムが冷却材喪失事故により超高温となった炉心内部での溶融や、また、落下により下部コンクリート等と反応して様々な種類および組成の燃料デブリが炉内に存在している。当研究グループでは、高温における酸化ウラン-酸化ジルコニウム UO_2–ZrO_2 擬二元系の相関係や、制御材、構造材成分との高温反応を調べてきた。本研究では、UO_2 と ZrO_2 に加えて炭化ホウ素 B_4C を共存させ、1200 から 1600℃の温度条件にて処理された試料について、粉末 X 線回折 (XRD) 及び X 吸収微細構造 (XAFS) 解析を行うことにより、相関係や溶解・溶出挙動に関する知見を得た。また炉心溶融における反応環境を模擬するために、酸素あるいは水素ガスを用いた酸化あるいは還元雰囲気条件下における反応性の違いについても検討した。

2. 実験

試料は、UO_2 - B_4C あるいは UO_2 - B_4C - ZrO_2 を等モル比に混合した試料を電気炉内に装荷し、1200°Cから 1600°Cの温度範囲内において 10%水素あるいは 2% 酸素ガスを 1 時間通気して反応させることによって調製した。反応後の試料について XRD にて相状態を解析した。XAFS 測定は大型放射光施設 SPring-8 内 BL01B1 において行った。本試料のうち U については $U\ L_{III}$-edge（17.166 keV）、Zr については Zr K-edge（17.998 keV）をステップスキャンで同時に行った。それぞれの元素について XAFS スペクトルの主成分分析を実施し、各種反応条件下における生成物を定量的に見積もった。

3. 結果と考察

UO_2 及び B_4C を酸化及び還元雰囲気下で処理した試料について解析した。還元雰囲気下では、1200°Cから 1500°Cへ上昇するに伴い UB_4 の生成量が増加し、1500℃ではおおよそ 60%の生成率であることが分かった。一方、酸化雰囲気下では 1200°Cから 1300°Cでは B_4C が酸素と反応し B_2O_3 を生じるため、UB_4 の生成は確認できなかったが、1400℃以上では、還元雰囲気下とほぼ同量の UB_4 が生成した。

UO_2 及び B_4C に ZrO_2 が共存すると、共存しない場合とはと全く異なる結果を得た。UO_2 は、酸化及び還元雰囲気いずれの条件においても全く反応しなかった一方、ZrO_2 と B_4C の反応性が極めて高いことが示唆された。還元雰囲気下では、加熱温度の上昇とともに ZrB_2 の生成量が増加し 1400℃においてほぼ定量的に生成した。酸化雰囲気下では、加熱温度の上昇とともに ZrB_2 の生成量は増加するものの、生成率は還元雰囲気下でのそれの半分であった。これは、B_4C が酸素と反応し B_2O_3 を生じたためであると考えられる。今後の燃料デブリ取り出しにおいては、このような知見が不可欠であり、炉内の内部状況や、放射性核種の移行挙動、デブリの処理・処分方策の検討に寄与できるものと期待される。

---

*Akihiro Uehara[1,2], Daisuke Akiyama[3], Chiya Numako[4], Shino Takeda[1], Atsushi Ikeda[5], Yasuko Terada[6], Kiyofumi Nitta[6], Toshiaki Ina[6], Akira Kirishima[3], Nobuaki Sato[3],
[1] National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology, [2] Kyoto Univ., [3] Tohoku Univ., [4] Chiba Univ., [5]Helmholtz-Zentrum Dresden-Rossendorf, [6]Japan Synchrotron Radiation Research Institute

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：505-1 Radioactive Waste Management

Wed. Sep 5, 2018 3:35 PM - 4:25 PM JST | Wed. Sep 5, 2018 6:35 AM - 7:25 AM UTC | Room G A37 - A Building

[1G11-13] Zeolite Waste Solidification 1

Chair:Tetsuo Fukasawa(HGNE)

3:35 PM - 3:50 PM JST | 6:35 AM - 6:50 AM UTC

[1G11] Vitrification of Cs-Sorbed Zeolite Waste Generated from Decontamination of Effluents at Fukushima Dai-ichi NPP

(3) Relation between vitrification conditions and vitrified waste properties

*Muneharu Yamauchi[1], Yaohiro Inagaki[1], Tatsumi Arima[1], Kazuya Idemitsu[1], Koji Yamakado[1], Nobuaki Sato[2], Daisuke Akiyama[2], Akira Kirishima[2] (1. Kyushu University, 2. Tohoku University)

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

[1G12] Vitrification of Cs-Sorbed Zeolite Waste Generated from Decontamination of Effluents at Fukushima Dai-ichi NPP

(4) Comprehensive evaluation of vitrification conditions

*Daisuke Akiyama[1], Nobuaki Sato[1], Akira Kirishima[1], Yaohiro Inagaki[2], Tatsumi Arima[2] (1. Tohoku University, 2. Kyushu University)

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

[1G13] Vitrification of Cs-Sorbed Zeolite Waste Generated from Decontamination of Effluents at Fukushima Dai-ichi NPP

(5) Assessment of total performance of vitrified waste form

*Yaohiro Inagaki[1], Tatsumi Arima[1], Kazuya Idemitsu[1], Nobuaki Sato[2], Daisuke Akiyama[2], Akira Kirishima[2] (1. Kyushu University, 2. Tohoku University)

4:20 PM - 4:25 PM JST | 7:20 AM - 7:25 AM UTC

Time reserved for Chair

福島汚染水処理で発生するCs吸着ゼオライト廃棄物のガラス固化
(3) ガラス固化条件と固化体特性の相関

Vitrification of Cs-Sorbed Zeolite Waste Generated from Decontamination of Effluents at Fukushima Dai-ichi NPP

(3) Relation between vitrification conditions and vitrified waste properties

*山内 宗治[1]，稲垣 八穂広[1]，有馬 立身[1]，出光 一哉[1]，山門 鋼司[1]，佐藤 修彰[2]，秋山 大輔[2]，桐島 陽[2]

[1]九州大学工学研究院，[2]東北大学多元研

福島第一原発の汚染水処理で大量に発生しているCs吸着ゼオライト廃棄物の合理的な処理方法として溶融ガラス固化が挙げられる。本研究では、ガラス融剤の種類/添加量や溶融温度などの固化条件をパラメータとして、Cs固定化率、化学的耐久性等の固化体特性を測定・評価し、両者の相関を評価した。

キーワード：セシウム吸着ゼオライト廃棄物、溶融ガラス固化、ガラス固化条件、ガラス固化体特性

1.緒言

福島第一原発の汚染水処理で発生したCs吸着ゼオライト廃棄物の合理的な処理方法の一つとして、溶融ガラス固化が検討されている。溶融ガラス固化では、ガラス融剤の種類／添加量や溶融温度などの固化条件が、減容率、Cs固定化率、化学的耐久性等の固化体の諸特性と大きな相関を持つ。本研究では、ガラス融剤の種類/添加量や溶融温度などの固化条件をパラメータとしてガラス固化体を作製し、固化体特性を測定・評価した。その結果をもとに、固化条件と固化体特性の相関を評価し、最適な固化条件を検討した。

2.実験

Cs（コールド）を1 wt%吸着させたゼオライト(合成チャバサイト)にガラス融剤として$Na_2B_4O_7$(30 wt%)にLi_2CO_3（Li_2O換算で0～12 wt%）を加え、950～1150℃で3 h溶融し、アニールおよび徐冷によりガラス固化体を作製した。固化体の非晶質化と均質性を確認の後、アルキメデス法による密度測定から減容率を評価した。また、固化体中のCs含有量をXRFを用いて測定し、Cs固定化率を評価した。一部の固化体（融剤$Na_2B_4O_7$ 30 wt% + Li_2O 0,5,10 wt%）については、レーザーフラッシュ法を用いて熱伝導率を測定し、また、化学的耐久性評価としてマイクロチャネル流水試験法を用いた溶解試験によりガラス初期溶解速度（r_0）のpH及び温度依存性を測定・評価した。

3.結果及びまとめ

ガラス固化試験の結果、Li_2O添加量2.5 wt%では溶融温度1050℃、5 wt%では1025℃、7.5-10 wt%では1000℃程度の溶融温度で、Cs固定化率95 %以上の均質な固化体が得られることが分かった。いずれの条件においても熱伝導率は1.5-1.8 $Wm^{-1}K^{-1}$（300-700K）となりLi_2O添加量依存性は小さいが気泡等の微細構造変化が熱伝導率を低下させる主要因であることが分かった。また、溶解試験により求めたガラス初期溶解速度（r_0）のpH依存性評価から、Li_2O添加によりr_0が酸性領域でわずかに上昇、アルカリ領域でわずかに低下し、Li_2O添加量5 wt%でr_0が概ね最小となることが確認された。これらの結果から、Li_2Oを2.5-5 wt%添加することで、溶融温度を50−100℃下げられ、かつ、化学的耐久性の高い固化体が得られることが分かった。

---

*Muneharu Yamauchi[1], Yaohiro Inagaki[1], Tatsumi Arima[1], Kazuya Idemitsu[1], Koji Yamakado[1], Nobuaki Sato[2], Daisuke Akiyama[2], Akira Kirishima[2], : [1]Kyushu University, [2]Tohoku University.

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「高汚染吸着材廃棄物の処理処分技術の確立と高度化」の成果である。

福島汚染水処理で発生するCs吸着ゼオライト廃棄物のガラス固化
（4）ガラス固化条件の総合評価

Vitrification of Cs-Sorbed Zeolite Waste Generated from Decontamination of Effluents at Fukushima Dai-ichi NPP

(4) Comprehensive evaluation of vitrification conditions

*秋山 大輔[1], 佐藤 修彰[1], 桐島 陽[1], 稲垣 八穂広[2], 有馬 立身[2]

[1]東北大学多元研, [2]九州大学工学研究院

福島第一原発の汚染水処理で放射性Csを吸着したゼオライト廃棄物が大量に生じており、安定化処理することが課題となっている。合理的な処理方法の1つとして溶融ガラス固化があり、本研究ではアルカリ融剤(Li_2O)の添加量や溶融温度を変化させ、溶融ガラス固化時の放射性Cs, Srの揮発挙動を分析し、最適なガラス固化条件を検討した。

キーワード：セシウム吸着ゼオライト廃棄物、溶融ガラス固化、ガラス固化体、ガラス固化条件、放射性Cs, Srの揮発

1. 緒言

福島第一原子力発電所の事故により大量の汚染水が生じ、それらを処理するためにゼオライト吸着剤(チャバサイト)が使用されている。汚染水に含まれる放射性物質を吸着したゼオライトは吸着材廃棄物として今なお増え続けており、その安定保管および処分のための処理方法が検討されている。その合理的な処理方法の一つとして溶融ガラス固化法があるが、溶融ガラス固化時の放射性Cs, Sr等の揮発や処分時の化学的安定性を考慮して固化条件を設定する必要がある。本研究ではアルカリ融剤(Li_2O)の添加量と溶融温度をパラメーターとし、放射性Cs, Srの揮発挙動を分析し、最適なガラス固化条件を検討した。

2. 実験

放射性Cs(^{137}Cs)、Sr(^{85}Sr)をトレーサーとして添加した$CsCl$、$SrCl_2$溶液にチャバサイト(IE-96)を浸漬させ、Cs、Srを0.1wt%もしくは1wt%吸着した模擬吸着剤廃棄物を作製した。この模擬吸着剤廃棄物にガラス融剤として$Na_2B_4O_7$を30wt%と、溶融温度を下げることが期待されるLi_2O（添加試薬はLi_2CO_3）を0~10wt%添加して混合した後、溶融温度1000℃で3時間加熱し溶融ガラス固化を行った。得られたガラス固化体はNaIシンチレーションカウンターを用いて放射能測定をし、この試料のCs, Srの固定化率を100%と仮定した。その後、再度1000~1150℃で3時間加熱処理をし、同様に放射能測定を行うことでCs, Srの固定化率の溶融温度依存性を評価した。

3. 結果およびまとめ

Csについてはガラス融剤の添加量の増加および溶融温度の上昇によって揮発することで固定化率が下がるが、Srはほとんど揮発しないことが分かった。Csの固定化率が比較的高い条件としてガラス融剤：$Na_2B_4O_7$（30wt%程度）+ Li_2O（0-5wt%程度）、溶融温度1025−1100℃程度、溶融時間：30分-3時間程度が最適な溶融ガラス固化条件と判断された。なお、Cs固定化率は作製するガラス固化体の大きさ（比表面積）及び溶融時間にも大きな影響を受けることが確認されたため、実規模での吸着材廃棄物のガラス固化を考えた場合、Cs揮発の速度論的な評価が重要になると考えられ、工学的評価も含めた更なる検討が必要である。

---

*Daisuke Akiyama[1], Nobuaki Sato[1], Akira Kirishima[1], Yaohiro Inagaki[2] and Tatsumi Arima[2].

[1]Tohoku Univ., [2]Kyushu Univ.

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「高汚染吸着材廃棄物の処理処分技術の確立と高度化」の成果である。

福島汚染水処理で発生するCs吸着ゼオライト廃棄物のガラス固化
（5）ガラス固化体性能の総合評価

Vitrification of Cs-Sorbed Zeolite Waste Generated from Decontamination of Effluents at Fukushima Dai-ichi NPP

(5) Assessment of total performance of vitrified waste form

*稲垣 八穂広[1]，有馬 立身[1]，出光 一哉[1]，佐藤 修彰[2]，秋山 大輔[2]，桐島 陽[2]

[1]九州大学工学研究院，[2]東北大学多元研

福島第一原発の汚染水処理で大量に発生している Cs 吸着ゼオライト廃棄物の合理的な処理方法として溶融ガラス固化が挙げられる。ここでは、ガラス固化体の製造、保管、処分の総合的観点から固化体性能を評価した。

キーワード：セシウム吸着ゼオライト廃棄物，溶融ガラス固化，固化条件，固化体性能，総合性能評価

1. 緒言

福島第一原発の汚染水処理で発生した Cs 吸着ゼオライト廃棄物の安定保管／最終処分のための処理方法として溶融ガラス固化が挙げられる。溶融ガラス固化では、ガラス融剤の種類／添加量や溶融温度などの固化条件が、減容率、Cs 固定化率、化学的耐久性等の固化体の諸特性に影響を及ぼすことから、固化条件と固化体諸特性の相関について基礎的な評価を進めている。本報では、これまでの評価結果を基にガラス固化体の製造、保管、処分の総合的観点から固化体性能を評価した。

2. 評価の観点と評価結果

ここでは以下の観点に着目して最適な固化条件を評価し、固化体性能の総合評価を行った。

(1) 製造容易性の観点からの溶融ガラス固化条件

製造容易性の観点からは低い溶融温度が有利であり、核種の揮発を抑え高い核種固定化率を得るためにも有利であるが、一方、均質なガラスを得るためには高い溶融温度が必要である。ガラス融剤として $Na_2B_4O_7$(30 wt%)に Li_2O を少量（2.5-10wt%）添加することで溶融温度を 1000−1050℃に下げられ、かつ、Cs 固定化率 95%以上の固化体が得られることが分かった。なお、Cs の揮発についてはガラスの大きさ（比表面積）を考慮した速度論的な評価が必要になることが分かった。

(2) 固化体の保管、処分の観点からの溶融ガラス固化条件

固化体の保管においては熱伝導率の正確な情報が必要である。上記のガラス固化条件の固化体の熱伝導率は 1.5-1.8 $Wm^{-1}K^{-1}$（300-700K）で組成依存性は小さく、気泡等の微細構造変化が熱伝導率を低下させる主要因であることが分かった。また、処分の観点からは高い化学的耐久性すなわち低いガラス初期溶解速度（r_0）が必要となるが、上記のガラス固化条件の固化体では高レベルガラス固化体と同程度の低い r_0 が得られ、Li_2O 添加量 5 wt%程度で r_0 が概ね最小となることが分かった。

(3) 固化体性能の総合評価

以上の総合評価より、最適な固化条件として、ガラス融剤 : $Na_2B_4O_7$(30 wt%)+Li_2O（5wt%）、溶融温度：1000−1050℃が挙げられる。なお、実規模のガラス固化試験とその工学的な評価が今後の課題である。

---

* Yaohiro Inagaki [1], Tatsumi Arima[1] , Kazuya Idemitsu[1], Nobuaki Sato [2], Daisuku Akiyama [2], Akira Kirishima [2]

[1]Kyushu Univ., [2]Tohoku Univ.

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「高汚染吸着材廃棄物の処理処分技術の確立と高度化」の成果である。

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：505-1 Radioactive Waste Management

Wed. Sep 5, 2018 4:25 PM - 5:15 PM JST | Wed. Sep 5, 2018 7:25 AM - 8:15 AM UTC | Room G A37 - A Building

[1G14-16] Zeolite Waste Solidification 2

Chair:Yaohiro Inagaki(Kyushu Univ.)

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

[1G14] Leaching behavior of Sr from B-Na-Zn solidified waste containing spent zeolite

*Aiki Watanabe[1], Akane Usui[1], Tsuyoshi Arai[2] (1. Shibaura Institute of technology Graduate School , 2. Shibaura Institute of technology)

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

[1G15] Durable evaluation and chemical stability of the iron phosphate vitrified solids for low level radioactive waste

*Mouri Masahiro[1], Arai Tsuyoshi[2], Sato Fuminori[3], Saito Yasuo[3] (1. Shibaura Institute of Technorogy Graduate School, 2. Shibaura Institute of Technorogy, 3. Japan Atomic Energy Agency)

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

[1G16] Cs immobilization by the heat-treatment of natural mordenite and effects of sodium carbonate addition

*Aono Hiromichi[1], Takahashi Ryuichiroh[1], Itagaki Yoshiteru[1], Erni Johan[1], Naoto Matsue[1] (1. Ehime university)

5:10 PM - 5:15 PM JST | 8:10 AM - 8:15 AM UTC

Time reserved for Chair

使用済みゼオライトを含む B-Na-Zn 固化体からの Sr の浸出挙動

Leaching behavior of Sr from B-Na-Zn solidified waste containing spent zeolite

*渡辺　藍己[1], 薄井　茜[1], 新井　剛[2]
[1] 芝浦工業大学大学院, [2] 芝浦工業大学

抄録：セシウム吸着装置に用いられるゼオライトの処理方法として Na_2O-ZnO-B_2O_3 ガラスによるガラス固化に着目した．本研究では Sr 吸着ゼオライトと Na_2O-ZnO-B_2O_3 ガラスを一体化した固化体試料の化学的耐久性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，ホウ酸塩ガラス，ゼオライト，ガラス固化

1. 緒言　東京電力ホールディングス福島第一原子力発電所から発生する放射性物質を含む水 (汚染水) は，セシウム吸着装置等により浄化処理された後，循環注水冷却に用いられている．セシウム吸着装置にはゼオライト等の無機吸着材が用いられているが，Cs や Sr 等の放射性核種を吸着した無機吸着材の処理方法は未定である．そこで筆者らは，使用済みゼオライトの処理方法としてガラス固化法の適用を検討している．既往の研究成果より Na_2O-ZnO-B_2O_3 ガラスに Cs 吸着ゼオライトを 80 wt%添加することで良好な耐水性を示すことが明らかとなっている[1]．そこで本研究では，Sr 吸着ゼオライトを添加した固化体試料の Sr の浸出挙動について検討を行った．

2. 実験方法　本実験では，A 型ゼオライトに Sr(II)を飽和吸着させたものを模擬使用済みゼオライト(A-Sr)とし，ガラス原料には物質量比で B : Na : Zn = 1 : 0.5 : 0.5 となるように秤量した四ホウ酸ナトリウム無水物及び酸化亜鉛を用いた．ガラス原料と 80 wt%の A-Sr を乳鉢で混合し，アルミナ坩堝に入れた．これを 1100 ℃に設定したマッフル炉で 1 時間保持し，室温で急冷することで固化体試料 (A-Sr_80 wt%) を得た．得られた固化体試料を 75~150 μm に整粒し浸漬試験を行った. 整粒した粉末試料 1.0 g と試験溶液 10 cm^3 をフッ素樹脂製容器に封入し，90 ℃に設定した恒温槽内で 7 日間静置した．その後，浸出液をろ過し，ろ液の元素濃度を測定することで規格化浸出量を算出した．

3. 結果･考察　図 1 に A-Sr_80 wt%の構成元素の規格化浸出量を示す．図 1 より，A-Sr_80 wt%における構成元素の規格化浸出量は何れも基準値よりも低い値を示した[2]. その中でも Zn に関しては検出限界以下の値を示した．また，Na 及び Sr の規格化浸出量が他の元素と比較して高いのは，固化体試料の水による浸食がアルカリイオンの溶出から生じるためだと考えられる．加えて，菅野らの報告によればアルミノケイ酸ストロンチウムの結晶から Sr はほとんど浸出しないことが報告されている[3]．そのため，A-Sr_80 wt%中のアルミノケイ酸ストロンチウムが Sr を固定化することで低い規格化浸出量を示したと推察される．

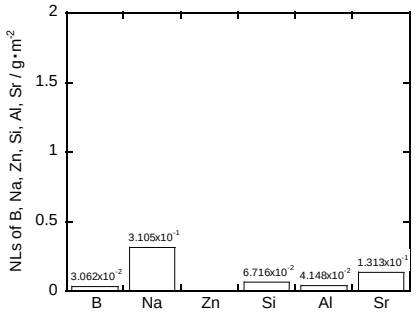


図 1 A-Sr_80 wt%の構成元素の規格化浸出量

参考文献

[1] 渡辺藍己ら：学生研究発表会 予稿集 B-04, (2018)
[2] 福井寿樹：資源エネルギー庁委託業務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), p17
[3] 菅野卓治ら：原子力誌，19 (1997)，113

謝辞　本研究は文部科学省廃止措置等基盤研究・人材育成プログラム委託費により実施された「廃止措置工学高度人材育成と基盤研究の深化」の成果の一部である．また、本研究の推進にあたりユニオン昭和株式会社の三村均氏、松倉実氏にゼオライト試料をご提供頂いた．ここに深甚の謝意を表する．

*Aiki Watanabe[1], Akane Usui[1] , Tsuyoshi arai[2]
[1] Shibaura Institute of Technology Graduate school, [2] Shibaura Institute of Technology

低レベル放射性廃液に対する鉄リン酸ガラス固化体の化学的安定性と耐久性評価

Durable evaluation and chemical stability of the iron phosphate vitrified solids for low level radioactive waste

*毛利　雅裕[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：鉄リン酸ガラス(mol 比 Fe：P：Na=：1.0：1.6：1.5)によるリン酸廃液のガラス固化体を作製し，冷却速度が化学的安定性に及ぼす影響について詳密に検討した．
キーワード：鉄リン酸ガラス，ガラス固化，低レベル放射性廃棄物

1. 緒言

使用済燃料の再処理に伴い発生する劣化溶媒(リン酸ジブチル：DBP)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(リン酸廃液)が発生する．従来のセメント固化法で本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及び固化体の安定性の低下が懸念される．そこで筆者らは，本廃液に多含するリン酸塩をガラスの固化体骨格として利用可能な鉄リン酸ガラスの検討を重ねている．既往の研究成果より，鉄リン酸ガラスの組成を Fe：P：Na＝1.0：1.6：1.5 (mol 比)とすることで，廃棄物を高充填できることが明らかとなった[1]．しかし，この高充填化による化学的安定性への影響は未検討である．また，実プロセスにおいて溶融ガラスはキャニスターへの充填が検討されているが，多量の溶融ガラスを固化する際，降温速度の低下に伴う結晶化が懸念される．本発表では，模擬廃液を用いて溶融ガラス化試験を行い，急冷した試料と降温速度を低下させた試料を作製し，冷却速度が化学的安定性に及ぼす影響について検討した．

2. 実験方法

本試験では，リン酸廃液を模擬した混合廃液を作製後，溶融ガラス化試験を行った[1]．模擬廃液中に含まれる Na の mol 量に対し，Fe：P：Na＝1.0：1.6：1.5 となるように，試薬(酸化鉄及びりん酸二水素アンモニウム)を添加することで組成を調整した．鉄リン酸ガラスは 1100 ℃で 4 時間加熱することで溶融後に自然放冷したものを急冷試料，溶融後に降温速度を一定(1.0 ℃･min^{-1})にして作製したものを徐冷試料とした．両試料は SEM 及び EDS で均質性を評価後，PCT-B に準拠した浸出試験を行い化学的安定性の比較を行った．

3. 実験結果と考察

Fig. 1 に急冷試料と徐冷試料の外観写真及び XRD 分析結果を示す．Fig. 1 の外観写真より，何れの試料においても黒色の外観が観察された．また，XRD 分析結果にて，急冷試料では非晶質を示すハローパターンが見られたためガラス化したと考えられる．しかし，徐冷試料では結晶ピークが検出されたため，1.0 ℃･min^{-1} の降温速度ではガラス化が困難であることが明らかとなった．また，徐冷試料を粉砕した際，試料表面の黒色の層が剥離し，内部には茶褐色を呈する層の存在が観察された．Fig. 2 に SEM 及び EDS を用いた黒色の表面層と茶褐色の層の観察結果を示す．Fig. 2 の元素マッピングの結果から，降温速度を低下したことに伴い生じた黒色の表面層に Fe と O が偏析しているため，Fe の酸化物かつ黒色の外観を有する Fe_3O_4 の化合物であると考えられる[2]．これは試料表面の Na と P が揮発したことに伴い，残存した Fe が茶褐色の層を覆うように Fe_3O_4 の層を形成したためと考えられる[3]．一方，茶褐色の層には Fe, P, Na, O が均一に分布されていることから，XRD 分析結果で確認された $Fe_2Na_3(PO_4)_3$ の結晶を多く含む層が生成されたと推察される．本会では，溶融ガラスを徐冷したことに伴い生じた $Fe_2Na_3(PO_4)_3$ を多く含む層の化学的安定性評価を行い，冷却速度の違いにより生成された結晶が化学的安定性に及ぼす影響について検討したので報告する．

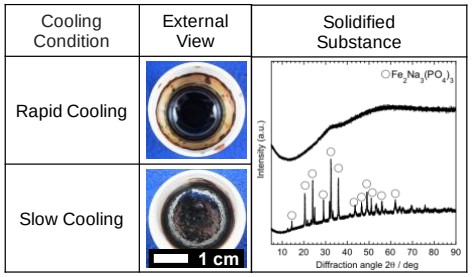


Fig. 1 Appearance and XRD pattern of these samples

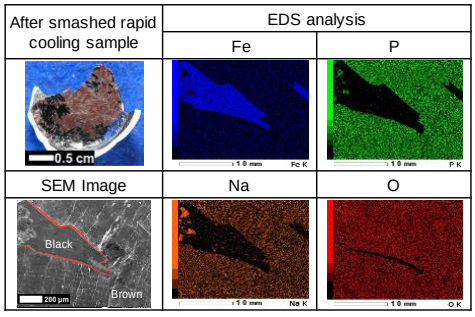


Fig. 2 The result of the SEM and EDS

4. 参考文献

[1] 佐藤史紀：日本原子力学会 2017 年 秋の大会 予稿集, 2A-06 (2017).
[2] 中原勝儼：無機化合物･錯体辞典, 講談社, p. 228 (1997).
[3] 椙山正孝：金属材料の高温酸化とその対策, Vol. 10, No. 9 (1959).
本研究は, 経済産業省資源エネルギー庁「平成 30 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」の研究成果の一部である．

*Masahiro Mouri[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

天然モルデナイトの焼成による Cs 固定化および炭酸ナトリウム添加効果

Cs immobilization by the heat-treatment of natural mordenite and effects of sodium carbonate addition

*青野 宏通，高橋 龍一郎，板垣 吉晃，エルニ ジョハン，松枝 直人
愛媛大学

非放射性の Cs^+を天然のモルデナイトに部分吸着させ、加熱によるセシウムの固定化を試みた。1000℃およびより高い温度での焼成では、ガラス相に固定化されるため Cs^+の溶出は検出されなかった。炭酸ナトリウムをモルデナイトに添加したところ、より低温で固定化し溶出が無くなり、Cs の気化についても著しく抑制されることがわかった。

キーワード：Cs 除染，ゼオライト， 固定化，モルデナイト，加熱操作

1. 緒言

放射性物質の除去の方法としてゼオライトによる吸着除去が用いられてきている。特にモルデナイト($Na_8Al_8Si_{40}O_{96}$・$24H_2O$)は Cs に対する選択的吸着性能が優れており、本研究では少量 Cs 吸着させた後、熱処理することによる Na_2O-Al_2O_3-SiO_2 ガラスへの Cs の固定化の評価を行った。また状態図を基に融点を低下させるために Na_2CO_3 を添加し固定化温度の低下および Cs 気化の抑制についての検討を行った。[1]

2. 実験

安価な天然モルデナイトを使用し、100 mL の非放射性 Cs (100 ppm)溶液と 1.0 g のゼオライトを 3 h 振とうさせ、遠心分離・乾燥を行ったものを使用した。Cs 吸着後のゼオライト（全てのアルカリイオンサイトの 4.0%程度）を 600～1100 ℃で焼成し固定化試料を作製した。放射性物質の固定化の評価として溶出試験を行った。溶出試験は、0.1 g の焼成試料を 10 mL の純水中で 24 h 振とうさせ、遠心分離した溶液に溶出した Cs 濃度を測定した。その後、新たに純水を加えて再度振とうさせ、これを 14 日間繰り返し、溶液中に溶出した Cs の総量を算出した。Na_2CO_3 を添加した試料については、モルデナイトと Na_2CO_3 の重量比を 9:1, 8:1, 7:3 とし検討を行なった。

3. 結論

天然モルデナイトの XRD 結果は、Cs の吸着の有無にかかわりなく同じ結果であり、モルデナイト相は 800℃焼成でも壊れず、900 ℃焼成で結晶構造が壊れ非晶質となり、1000 ℃以上では Cristobalite（SiO_2）を生成した。何も焼成しないモルデナイトでは１４日間の純水による溶出実験により吸着したセシウムのうち 3.6%が溶出した。この溶出は 600℃の焼成によってもかなり低下し、1000℃およびより高い温度での焼成では、ガラス相に固定化されるため Cs 溶出が検出されなかった。

炭酸ナトリウムをモルデナイトに添加し同様の実験を行ったところ、添加量の増大に伴い溶融温度が低下した。炭酸ナトリウム添加試料は 9:1 混合試料でも、900 ℃焼成を行なうことにより Cs の溶出が検出されなくなり、非晶質となる温度が強く影響していることがわかった。また、天然モルデナイトのみでは 1000℃の焼成により約１%のセシウムの気化が起こるが、炭酸ナトリウムの添加によりセシウムの気化が著しく抑制されることがわかった。

参考文献

[1] H.Aono et al, *Journal of Nuclear Materials*, **508**, 20-25 (2018).

*Hiromichi Aono, Ryuitchiro Takahashi, Yoshiteru Itagaki, Erni Johan and Naoto Matsue
Ehime Univ.

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

Wed. Sep 5, 2018 10:00 AM - 12:00 PM JST | Wed. Sep 5, 2018 1:00 AM - 3:00 AM UTC | Room H B32 -B Building

[1H01-08] Melt Behavior 1

Chair:Masahiro Furuya(CRIEPI)

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

[1H01] Advanced Multi-Scale Modeling and Experimental Tests on Fuel Degradation in Severe Accident Conditions (1)

（その１）全体概要

*Yuji Nagae[1], Masaki Kurata[1] (1. JAEA)

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

[1H02] Advanced Multi-Scale Modeling and Experimental Tests on Fuel Degradation in Severe Accident Conditions (1)

(No.2) Development of a numerical simulation method of melt relocation behavior for core internals

*Susumu Yamashita[1], Yuji Nagae[1], Masaki Kurata[1], Hiroyuki Yoshida[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

[1H03] Advanced Multi-Scale Modeling and Experimental Tests on Fuel Degradation in Severe Accident Conditions (1)

(No.3) Development of an element process model of melting for core internals

*Masaki Kurata[1], Takehiko Tou[2], Masahiro Tanaka[3], Susumu Yamashita[1], Yuji Nagae[1] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. NIPPON STEEL & SUMIKIN TECHNOLOGY, 3. Nippon Steel & Sumitomo Metal)

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

[1H04] Advanced Multi-Scale Modeling and Experimental Tests on Fuel Degradation in Severe Accident Conditions (1)

(No.4) Development of modeling for oxidation and hydrogen uptake of Zircaloy

*Saishun YAMAZAKI[1], Anton PSHENICHNIKOV[1], Yuji NAGAE[1], Masaki KURATA[1], Kan SAKAMOTO[2], Kazuyuki TOKUSHIMA[3], Masaki AOMI[3] (1. JAEA, 2. NFD, 3. GNF-J)

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

[1H05] Advanced Multi-Scale Modeling and Experimental Tests on Fuel Degradation in Severe Accident Conditions (1)

(No.5) Model of reaction between control rod and channel box

*Hai Vu Pham[1], Suguru Matsuura[2], Shotaro Nakajima[2], Makoto Nanko[2], Yuji Nagae[1], Masaki Kurata[1] (1. JAEA, 2. Nagaoka Univ. Tech.)

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

[1H06] Advanced Multi-Scale Modeling and Experimental Tests on Fuel Degradation in Severe Accident Conditions (1)

(No.6) Effect of Oxygen and other element on BWR control blade and zirconium

*Yuji Ohishi[1], Toshiki Kondo[1], Hiroaki Muta[1], Ken Kurosaki[1] (1. Osaka University)

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

[1H07] Advanced Multi-Scale Modeling and Experimental Tests on Fuel Degradation in Severe Accident Conditions (1)

(No.7) Development of solidification model

*Takumi Sato[1], Naoya Hirata[2], Katsunari Oikawa[2], Yuji Nagae[1], Masaki Kurata[1] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Tohoku university)

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

[1H08] Advanced Multi-Scale Modeling and Experimental Tests on Fuel Degradation in Severe Accident Conditions (1)

(No.8)Acquisition of experimental data for verification of solidification modeling

*Ayako Sudo[1], Fumiki Mizusako[2], Kuniyoshi Hoshino[3], Takumi Sato[1], Yuji Nagae[1], Masaki Kurata[1] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Nippon Nuclear Fuel Development, 3. Hitachi-GE)

シビアアクシデント時の燃料破損・溶融過程解析手法の高度化（１）
（その１）全体概要

Advanced Multi-Scale Modeling and Experimental Tests on Fuel Degradation in Severe Accident Conditions (1)
(No.1) Project outline

*永江　勇二[1], 倉田　正輝[1]
[1]日本原子力研究開発機構

「原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業(シビアアクシデント時の燃料破損・溶融過程解析手法の高度化)」に係る成果について、8 件のシリーズ発表を実施する。本件はそのうちの全体概要を発表するものである。

キーワード：シビアアクシデント(SA)、燃料破損・溶融現象、材料科学的モデル、非典型的な事故条件

1. はじめに

軽水炉安全技術・人材ロードマップ(平成 27 年 6 月策定、平成 29 年 3 月改訂)では、安全解析技術の高度化に関して、産官学連携による SA に関する模擬試験や解析手法の高度化に基づく知見の体系的な深化、及びその継続実施の重要性を指摘している。その中で、SA 解析の一部である燃料破損・溶融現象については、複雑な物理・化学反応が温度急変する非均質体系で重畳して発生することから、従来は TMI 事故等を参考に典型的な事故シナリオを想定し、極めて単純化した溶融進展モデルを整備し、それを SA 解析コードに組み込んでいる。しかし、1F 事故の事故進展解析により、2 号機では典型的でない条件(極短時間での冷却水喪失と水蒸気枯渇条件での燃料溶融)で事故が進展した可能性が高いこと、また、BWR 体系では制御棒ブレードやチャンネルボックスの存在等により、PWR と異なる事故進展を引き起こす可能性があること、などが指摘された。このような従来想定されていない条件での燃料破損・溶融現象を適切に解析し、アクシデントマネージメントに向けた課題を抽出するには、機構論的に燃料破損・溶融事象を解析・評価できる詳細解析コードの開発が必要となる。炉心全体の溶融・崩落事象を機構論的に解析する必要はなく、燃料集合体レベルの解析コードを整備し、その解析結果を加味して、従来 SA 解析コードの解析を行う手法が妥当と考えられる。

2. 実施概要

図 1 に実施概要を示す。(1)燃料破損・溶融の要素過程解析モデルとデータベースの高度化（BWR/PWR 双方の体系）、(2)解析モデルの連成（multi-scale/physics）、(3)解析モデルの V&V に向けた必要知見の拡充により、集合体規模で、様々な事故進展条件を想定して詳細解析できる解析手法を整備する。平成 30 年度末までに、解析コードのベータ版を整備し、部分的な公開に着手する計画である。また、整備する要素過程解析モデルや、材料科学的検討に不可欠となる熱力学データベースについても随時公開し、人材育成・教育支援などにも活用していただく方針である。

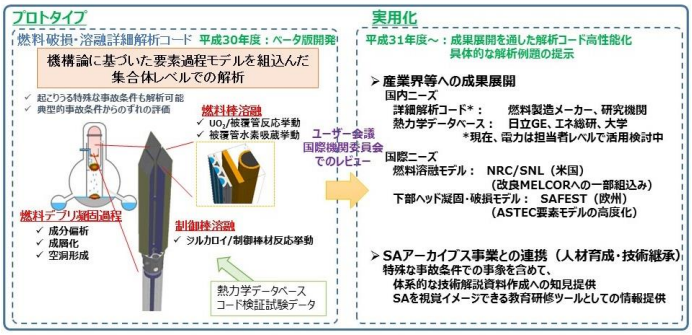


図 1　実施概要

8 件のシリーズ発表では、BWR 体系解析コードのベータ版整備に向けた進捗について報告する。

*本研究の成果は、平成 28 年度から平成 29 年度 原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業(シビアアクシデント時の燃料破損・溶融過程解析手法の高度化)の一部である。

---

*Yuji Nagae[1] and Masaki Kurata[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

シビアアクシデント時の燃料破損・溶融過程解析手法の高度化（1）
（その２）炉内構造物の溶融移行挙動詳細解析コード整備

Advanced multi-scale modeling and experimental tests on fuel degradation in severe accident conditions (1)
(No.2) Development of a numerical simulation method of melt relocation behavior for core internals

*山下 晋[1]，永江 勇二[1]，倉田 正輝[1]，吉田 啓之[1]
[1]日本原子力研究開発機構

物理化学的･材料科学的知見に基づいて溶融移行挙動を推定するため、多相多成分熱流動解析コード JUPITER に対し、炉内構造物構成材成分（B_4C、SUS など）の溶質拡散手法と熱力学データベースを新たに組込んだ。燃料集合体内構造物の溶融挙動解析に適用し、共晶溶融物の生成などを考慮した評価が可能な見通しを得た。
キーワード：計算流体力学，溶融・凝固，移行挙動，多成分流

1. 緒言

原子力機構では、過酷事故時の炉心溶融挙動に関する現象把握のため、炉内溶融物移行挙動等を現象論的に解析できる多相多成分熱流動解析コード JUPITER [1]を開発している。本報では、より現実に則して燃料集合体構成材の溶融開始時の挙動を解析するため、JUPITER に構造材の溶質拡散と熱力学データベースを導入し、制御棒などで発生する液相化現象に対し直接的に数値予測へ適用した結果を報告する。

2. 燃料集合体溶融挙動解析

図 1 左に計算体系を示す。CAD データより、BWR の制御棒、チャンネルボックス、燃料棒の一部を入力データとして作成し、中性子吸収材（B_4C）と制御棒シース（SUS）界面での液相化過程解析を行った。領域は縦横高さが、45、17.5、100mm で、格子解像度は、120×320×690 である。B と C の初期溶質濃度を標準的な B_4C の重量比である 78.3%, 21.7%と設定し、拡散方程式により求めた各溶質濃度と熱力学データベースから融点を評価した。図 1 右より、拡散により溶質濃度が変わることで融点が低下し、制御棒シースと中性子吸収材被覆管界面で共晶溶融物が生じている。

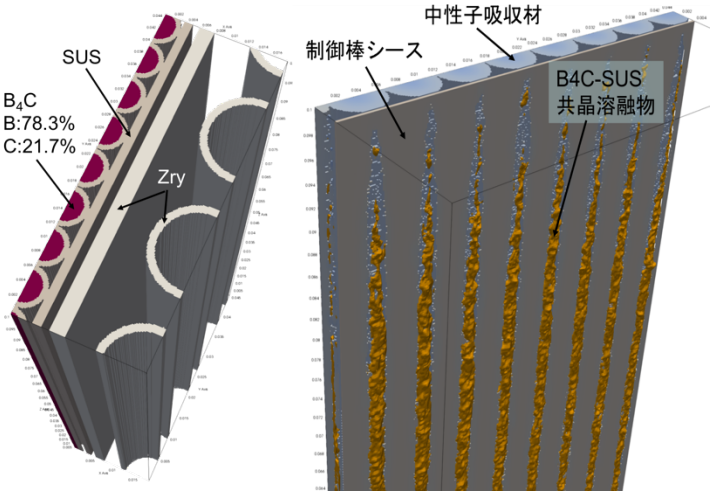


図１　計算体系（左）と制御棒内部の液相化（右）

3. 結論

炉内構成材の溶質拡散による濃度と熱力学データベースによる融点を用いることで、共晶溶融物の生成と液相化などの、物理化学的･材料科学的知見に基づいた溶融物移行挙動が予測できることを確認した。今後、本手法の検証等を進め、炉内溶融物の移行進展挙動の機構論的把握を進める。

謝辞　本研究の成果は、平成 29 年度原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業(シビアアクシデント時の燃料破損・溶融過程解析手法の高度化)の一部である。本研究は、日本原子力研究開発機構の大型計算機 ICE-X を用いた成果である。

参考文献　[1] S. Yamashita, et al., Nucl. Eng. and Design, vol. 322, pp. 301-312 (2017).

---

*Susumu Yamashita[1], Yuji Nagae[1], Masaki Kurata[1] and Hiroyuki Yoshida[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

シビアアクシデント時の燃料破損・溶融過程解析手法の高度化（１）
（その３）炉内構造物の溶融要素過程解析モデル整備

Advanced multi-scale modeling and experimental tests on fuel degradation in severe accident conditions (1)
(No.3) Development of elementary degradation process model of internal structure

*倉田正輝[3]、藤 健彦[1]、田中正博[2]、山下 晋[3]、永江勇二[3]
[1]日鉄住金テクノロジー株式会社、[2]新日鐵住金株式会社、[3]日本原子力研究開発機構

燃料集合体と制御棒の初期段階における崩壊挙動について、共晶反応と水蒸気反応を考慮した有限体積法による解析モデルを検討した。模擬燃料棒・制御棒を雰囲気中の水蒸気量を調整した環境下で誘導加熱する実験結果と比較し、モデルの妥当性を検証した。

キーワード：計算流体力学，溶融・凝固，多成分流，水蒸気反応

1. 緒言

シビアアクシデントにより生成するデブリの状況予測に際しては、崩壊手順の理解が重要である。受託事業では、崩落現象を支配する共晶反応と水蒸気反応の２つの要因について、実験・解析両面から検討を加えている。本報では、解析モデルの概要と実験比較検証結果を述べる。

2. 解析モデルと検証

気 - 固液 2 相の混相流で、固液内で複数の溶質成分を持たせる有限体積法のモデルとした。制御棒中の Fe と減速材中の B 間の反応(共晶温度 1573K)、ジルカロイ中の Zr と制御棒中の Fe 間の反応(共晶温度 1210K)を考慮した。溶融・凝固解析は VOF(Volume of Fluid)-埋込境界法に依った。水蒸気反応は界面に垂直な方向の酸化膜成長速度を実験式に従って簡易モデル化し、発生水素も算出する文献[1]の方法を導入し、水蒸気有無の影響を評価した。9 本で構成される模擬燃料棒の、水蒸気量を調整した雰囲気下での誘導加熱実験の結果と比較し、定性的な現象の一致を確認した。図 1,2 に解析系と結果例を示す。

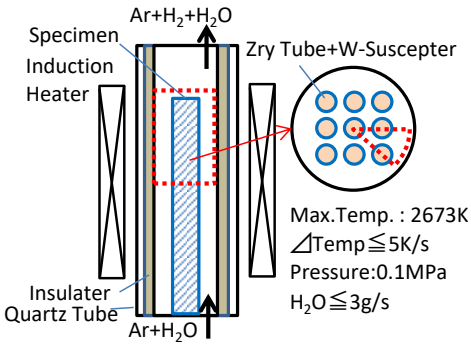


図 1 解析の系と加熱温度履歴例

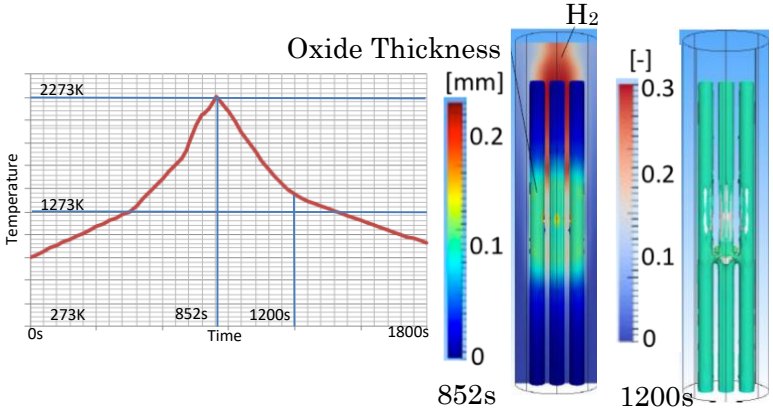


図 2 解析結果例

3. 結論

共晶反応と水蒸気反応の２つのシビアアクシデント初期段階の現象を支配する要因を組み込んだモデルを作成し、基礎実験結果との比較で検証した。手法は大規模モデル JUPITER への組み込みを進めている。

謝辞　本研究の成果は、平成 29 年度原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業(シビアアクシデント時の燃料破損・溶融過程解析手法の高度化)の一部である。

参考文献　[1] H.T.Kim, B.W.Rhee and J.H.Park; Journal of Nuclear Science and Technology, (2007) 44:11, 1385-1394

*Masaki Kurata[3], Takehiko Toh[1], Masahiro Tanaka[2], Susumu Yamashita[3], and Yuji Nagae[3]
[1] Nippon Steel & Sumikin Technology [2], Nippon Steel & Sumitomo Metal Corporation, [3]Japan Atomic Energy Agency

シビアアクシデント時の燃料破損・溶融過程解析手法の高度化(1)
(その 4)ジルカロイ酸化/水素化モデルの整備

Advanced Multi-Scale Modeling and Experimental Tests on Fuel Degradation in Severe Accident Conditions (1)

(4) Development of modeling for oxidation and hydrogen uptake of Zircaloy

*山崎　宰春[1]，プシェニチコフ　アントン[1]，永江　勇二[1]，倉田　正輝[1]，
坂本　寛[2]，徳島　二之[3]，　青見　雅樹[3]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]日本核燃料開発株式会社，[3]グローバル・ニュークリア・フュエル・ジャパン

BWR 燃料集合体における水蒸気枯渇条件での被覆管の酸化、及び水素吸蔵現象をモデル化することを目的とし、被覆管 4 本の周囲にチャンネルボックスを配置した試験体体系にて、異なる 2 つの水蒸気供給速度による酸化/水素吸蔵挙動の違いに係るデータを取得した。

キーワード：BWR 燃料集合体，酸化，水素化，水蒸気枯渇

1. 緒言　チャンネルボックスで燃料被覆管が囲われた燃料集合体体系を有する BWR では、PWR と体系が異なることから、シビアアクシデント時の酸化/水素吸蔵挙動はこのチャンネルボックスの酸化/水素化を考慮する必要がある。本研究では、BWR での燃料集合体規模での被覆管の酸化、及び水素吸蔵現象をモデル化することを目的とし、被覆管 4 本の周囲にチャンネルボックスを配置した試験体を用い、異なる 2 つの水蒸気供給速度による酸化/水素吸蔵挙動の違いに係るデータを取得するため、1300℃で酸化/水素吸蔵挙動試験を実施した。

2. 結果と考察　水蒸気供給量が少ない場合、試験体チャンネルボックス内部では、試験体被覆管上部にて酸化膜が減少する（図 1）とともに水素吸収量が増加した（図 2）。これはこれまでに行なった被覆管 1 本での試験で認められた酸化/水素吸蔵挙動と同じ傾向である。水蒸気供給量と、酸化反応に係る試験体断面の外周および水蒸気流路面積で表される等価直径を用いて、酸化の進展程度を評価する規格化された水蒸気量を提案した。

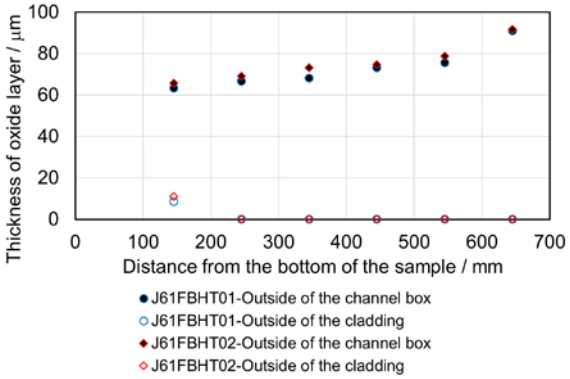


図 1 試験体軸方向の酸化膜厚変化

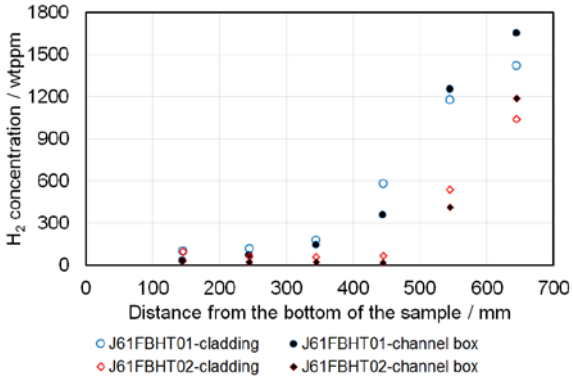


図 2 試験体軸方向の水素吸収量変化

謝辞　本研究の成果は、平成 29 年度原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業（シビアアクシデント時の燃料破損・溶融過程解析手法の高度化）の一部である。

---

*Saishun Yamazaki[1], Anton Pshenichnikov[1], Yuji Nagae[1], Masaki Kurata[1], Kan Sakamoto[2], Kazuyuki Tokushima[3] and Masaki Aomi[3]

[1]JAEA, [2]NFD, [3]GNF-J

Advanced Multi-Scale Modeling and Experimental Tests on Fuel Degradation in Severe Accident Conditions
(5) Model of Reaction between Control Rod and Channel Box

*Hai Vu Pham[1], Suguru Matsuura[2], Shotaro Nakajima[2], Makoto Nanko[2], Yuji Nagae[1] and Masaki Kurata[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Nagaoka University of Technology.

Abstract. In this study, soaking experiments of pre-oxidized zry plates in molten mixture of stainless steel and 5 mol% boron carbide were conducted at 1200-1250°C. Thickness of oxide layer, ZrO_2 was measured before and after the soaking test to investigate the ZrO_2 thickness recession in the molten mixture. Results of the study indicated that the thickness recession of ZrO_2 was mainly caused by the diffusion of oxygen from oxide layer to metallic-Zr region.

Keywords: loss-of-coolant accident, zircaloy, control blade, fuel assembly degradation

1. Introduction

Loss-of-coolant accidents in nuclear energy industry have attracted much attention since the Fukushima dai-ichi incident in March 2011. The control blade composed of stainless steel and B_4C (hereafter referred as SS-B_4C) could be the first component liquefied at approximately 1200ºC. The molten mixture of SS- B_4C then attacks the channel box and fuel cladding which are made of Zircaloy (Zry). To understand the relocation behavior of the molten materials toward nuclear decommissioning, interactions between the components such as channel box and control blade in early stage of the accident must be investigated. In this study, soaking experiments of pre-oxidized zry plates in molten mixture of SS-B_4C were conducted at 1200-1250°C.

2. Experimental procedure

Zry plates were pre-oxidized at 600°C for 12 h in Ar-10%H_2O to create 50 μm of ZrO_2 scale. The molten mixture of SS-5 mol%B_4C was prepared by heat-treatment at 1400°C in Ar gas. The temperature of the molten mixture was then lowered to 1200-1250°C of testing temperatures. After introducing Ar-1%H_2-0.6%H_2O gas mixture to test vessel, zry plate was soaked into the melt for 5-1200 s. Thickness of oxide layer, ZrO_2 was measured before and after the soaking test to investigate the ZrO_2 thickness reduction. Heat treatments of pre-oxidized zry plates in Ar gas at the same conditions were also carried out to clarify the reduction mechanism.

3. Results

Fig. 1 plots the thickness reduction of oxide scale in SS-B_4C melt (solid lines). After soaking in molten SS-B_4C at 1200ºC for 20 min, the ZrO_2 layer (50 μm) almost disappeared completely. Heat treatment in Ar gas (dashed lines) at 1200ºC for 20 min also resulted in thickness reduction of ZrO_2 layer from 50 μm to 35 μm. In conclusion, ZrO_2 layer formed on zry plate can be declined at high temperatures in environments with low oxygen potential such as in Ar gas or when ZrO_2 surface covered by the molten mixture.

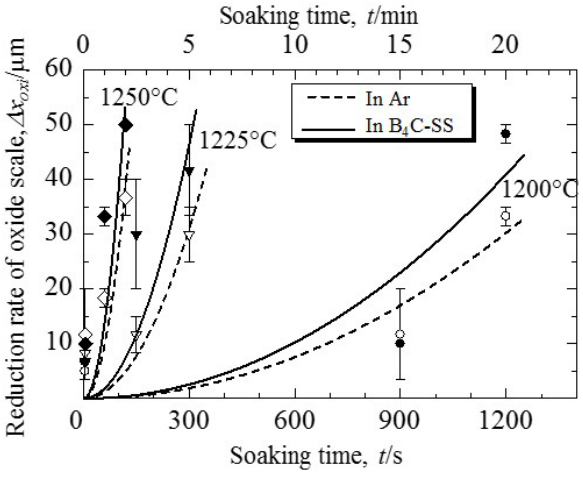


Fig. 1 Reduction rate of oxide scale of zry plate by soaking in SS-B_4C melt or heat-treatment in Ar gas.

Acknowlegdment

This study is performed in the framework of "Advanced Multi-scale Modeling and Experimental Tests on Fuel Degradation in Severe Accident Conditions" supported by Ministry of Economy, Trade and Industry, Japan.

シビアアクシデント時の燃料破損・溶融過程解析手法の高度化（１）（その６）ＢＷＲ制御棒材とジルコニウムに対する酸素等の影響評価

Advanced Multi-Scale Modeling and Experimental Tests on Fuel Degradation in Severe Accident Conditions (1)

(No.6) Effect of Oxygen and other element on BWR control blade and zirconium

*大石 佑治[1]，近藤俊樹[1]，牟田 浩明[1]，黒崎 健[1,2,3]

[1]大阪大学, [2]福井大学, [3]JST さきがけ

BWR 制御棒材とジルコニウムに関する熱力学データベースの高性能化のため、Zr-Fe 系をベースに熱力学データを拡充している。本発表では、文献データと実験結果を元に酸素と水素の影響を評価できるように熱力学データを拡充した結果について報告する。

キーワード：Zr-Fe-O-H，熱力学平衡計算

1. 緒言

BWR 制御棒材とジルカロイの高温での挙動を熱力学平衡計算によって予測するためには、計算対象となる系の熱力学データが必要となる。計算対象となる系として、それぞれの主成分である Fe と Zr、及び水の構成元素である H と O からなる Zr-Fe-O-H の 4 元系を考えた。Zr-Fe の 2 元系については、熱力学データは既に報告されているものの、Zr-Fe 系の金属間化合物の一つである Zr_2Fe が 800 ℃以下で安定なのか、Zr_3Fe と $ZrFe_2$ へ分解するのかが文献によって異なっているという問題点がある。そこで、実験的に Zr_2Fe の 800 ℃以下における安定性を評価した上でその結果を用いて Zr-Fe の 2 元系熱力学データを更新し、さらに文献を元に熱力学データを拡充して Zr-Fe-O-H 熱力学データベースを構築することを目的とした。

2. 実験方法

アーク溶解によって $Zr_{0.5}Fe_{0.5}$ の組成のインゴットを作製し、液体急冷法によって急冷した。得られたリボン状試料を放電プラズマ焼結法によって焼結温度 850 ℃、圧力 350 MPa の条件で焼結し、石英管中に真空封入した上で 600-800 ℃の温度で 400 時間熱処理した。試料の相状態は、X 線回折(XRD)測定により評価した。

3. 結果と考察

図 1 に、熱処理前及び 600-800 ℃で熱処理した後の試料の XRD パターンを示す。熱処理前には Zr_2Fe と $ZrFe_2$ が存在して Zr_3Fe は存在していないが、熱処理後には Zr_3Fe が生成していることが分かる。このことから、Zr_2Fe は 800 ℃以下で Zr_3Fe と $ZrFe_2$ へ分解すると考えられる。この結果を元に Thermo-Calc を用いて Zr-Fe 熱力学データを更新し、さらに文献データを元に Zr-Fe-O-H 熱力学データベースを構築した。

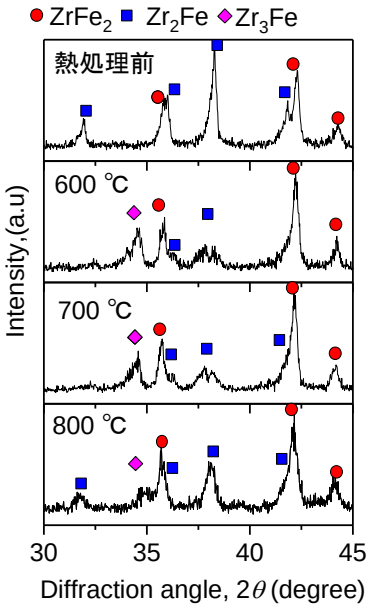


図 1 熱処理前及び熱処理後の試料の XRD パターン

—謝辞—

本研究の成果は、平成 27 年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業(シビアアクシデント時の燃料破損・溶融過程解析手法の高度化)、及び平成 29 年度原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業(シビアアクシデント時の燃料破損・溶融過程解析手法の高度化)の一部である。

---

*Yuji Ohishi[1], Toshiki Kondo[1], Hiroaki Muta[1], Ken Kurosaki[1,2,3]

[1]Osaka Univ., [2]Univ. of Fukui, [3]JST PRESTO.

シビアアクシデント時の燃料破損・溶融過程解析手法の高度化（１）（その７）凝固モデル整備

Advanced Multi-Scale Modeling and Experimental Tests on Fuel Degradation in Severe Accident Conditions (1)

(No.7) Development of solidification model

*佐藤 拓未[1]，平田 直哉[2]，及川 勝成[2]，永江 勇二[1]，倉田 正輝[1]

[1] 日本原子力研究開発機構，[2] 東北大学

本研究では、シビアアクシデント後期フェーズでの重要課題である溶融酸化物燃料の凝固時の成分偏析、マクロ偏析に関して、溶融物の凝固時界面での溶質元素の固相・液相間の分配に Scheil モデルを導入し、溶融酸化物燃料におけるマクロ偏析挙動を数値解析により評価できる手法を整備し、予備解析を行った。

キーワード：溶融燃料、凝固，マクロ偏析，計算流体力学,シビアアクシデント

1. 緒言

現行 SA 解析コードでは、熱水力・流動解析が中心であり、溶融燃料の凝固現象については、成分均質下での熱バランスによるクラスト成長といった簡易モデルが使用されている。しかし、一般に多成分系の溶融物では、凝固時に成分偏析・マクロ偏析を起こすことが知られており、凝固した燃料デブリについて、特に遅い凝固過程では成分の成層化や偏析[1]が発生すると考えられる。本研究では溶融酸化物燃料の凝固時の成分偏析に関して、凝固時の冷却速度と溶融物流れを考慮した解析モデル整備を目標とした。

2. 溶融酸化物燃料の凝固及びミクロ偏析計算

本研究では、材料科学的なマクロ偏析発生メカニズムの手順を模擬し計算を行った。まず、冷却による溶融物の凝固と同時に発生する溶質の再分配・ミクロ偏析による液相部溶質濃度の変化を算出し、次に、温度・溶質対流に基づく溶質の移流及び最終的な凝固物中の分布を予測した。ミクロ偏析計算には Scheil モデルを導入した。液相線温度や分配係数については、機構の開発した熱力学データベースを用いて熱力学経産ソフトウェア（Thermo-calc）で計算を行い、その結果を近似関数として実装することにより、凝固・ミクロ偏析挙動を解析にて再現した（図１）。予備解析として、模擬溶融酸化物燃料の組成（UO_2-30wt%ZrO_2-10wt%FeO）を設定し、上下左右 4 方向からの冷却の簡易的な 2 次元解析を行った。

3. 結論

凝固進行に伴い残存液相部での FeO 濃度が上昇し、また FeO は相対的に密度が低いため、液相上部へと移流する様子が見られた。凝固後の最終的な濃度分布では、FeO は UO_2、ZrO_2 に固溶しないため、凝固後期部・中心部に著しく濃化する傾向が得られた。一方で、UO_2、ZrO_2 は凝固初期部、外側壁面部に濃化する傾向が見られた。種々の冷却条件を変更し、解析を行った結果、凝固速度が遅く、凝固界面での対流が大きいほど全体の偏析が起きやすいことがわかった。1 F で予測される 1K/min 以下という遅い凝固速度下では、十分に成分偏析が起こりえうると考えられる。

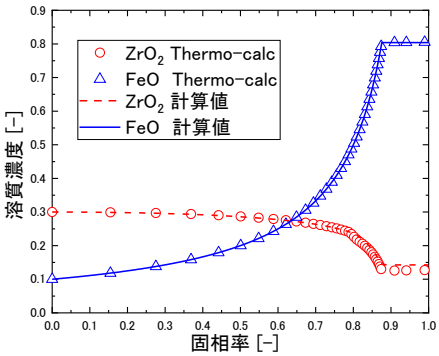


図１　ミクロ偏析挙動

*本研究の成果は、平成 29 年度原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業(シビアアクシデント時の燃料破損・溶融過程解析手法の高度化)の一部である。

参考文献

[1] Main Results of the First Phase of MASCA Project, RRC Kurchatov Institute, OECD MASCA Project integrated report, (2004).

---

*Takumi Sato[1], Katsunari Oikawa[2], Naoya Hirata[2], Yuji Nagae[1] and Masaki Kurata[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency., [2]Tohoku Univ.

シビアアクシデント時の燃料破損・溶融過程解析手法の高度化（１）（その 8）凝固モデル検証データの取得

Advanced Multi-Scale Modeling and Experiment Tests on Fuel Degradation in Severe Accident Conditions (1)
(No.8) Acquisition of Experimental Data for Verification of Solidification Modeling

*須藤　彩子[1]，水迫　文樹[2]，星野　国義[3]，佐藤　拓未[1]，永江　勇二[1]，倉田　正輝[1]
[1]原子力機構，[2]日本核燃料開発，[3]日立 GE

原子力機構で開発している溶融燃料凝固過程の解析モデルの検証のため、模擬溶融燃料の凝固試験を実施した。核燃料、燃料被覆管およびその他の炉内構成材料を模擬した試験体を高周波加熱炉で溶融させた後、冷却速度を変えた凝固試験を実施し、試験後試料の分析を行うことによって凝固時の冷却温度の違いが相状態に与える影響に関する情報を取得した。

キーワード：シビアアクシデント，凝固試験，溶融燃料，高周波加熱炉、冷却速度

1. 緒言　過酷事故時に圧力容器（RPV）内で形成される溶融燃料（コリウム）は、RPV 下部ヘッドにおいて溶融金属層と溶融酸化物層の 2～3 層からなる成層化を起こし、それぞれ凝固すると考えられる。冷却速度は、凝固後の燃料デブリ中の相状態（成分偏析）に大きく影響すると考えられるが、その知見は未だ十分ではない。本試験では、燃料デブリの凝固過程解析モデルの開発に向け、高周波誘導加熱による酸化物模擬デブリの溶融・凝固試験を行い、冷却速度の違いが相形成や成層化へ与える影響に係る知見を取得した。

2. 実験　酸化物系模擬デブリの調製には、UO_2、ZrO_2、模擬 FP 酸化物(Cs_2CO_3、$SrCO_3$、Gd_2O_3、CeO_2)、FeO 及び B_4C の粉末試薬を用いた。まず、UO_2、ZrO_2、模擬 FP 酸化物粉末を混合し、ペレット状に焼結した後に破砕し、次に、この破砕物と FeO、B_4C の粉末を混合してタングステンるつぼに装荷（試料重量：30g）し加熱試験に供試した。高周波誘導加熱炉内で、Ar 雰囲気中で 2600℃まで昇温、5 分間保持した後、炉冷(No.1)、徐冷(5℃/min、No.2)の 2 条件で冷却固化を行った。固化後、試料を垂直方向に切断・研磨し、金相観察および SEM/EDX 分析を行った。

3. 結果・考察　加熱後試料を垂直方向に切断したところ、No.1、No.2 ともに酸化物層と金属層に分かれていることがわかった。No.1 の固化後の試料断面金相写真を図 1（上）に示す。酸化物層を SEM/EDX 分析した結果、$(U,Zr)O_2$ (U リッチ)、$(Zr,U)O_2$ (Zr リッチ)、ZrO_2、Fe の 4 相が同定された（図 1（下））。一方、金属層は W-Fe、Fe、W の 3 相から構成されていた。2 つの条件で生成された相の組成はおおよそ一致していたが、$(Zr,U)O_2$ 相の形成領域に相違が見られた（No.2 で、酸化物層下部での成長を観測）。凝固解析で重要となる$(U,Zr)O_2$、$(Zr,U)O_2$ 中への FeO の溶解度については、本試験の結果は Bechta らの状態図[1]から予想される値とおおよそ一致しており、$(U,Zr)O_2$、$(Zr,U)O_2$ への FeO の固溶度が確認できた。本試験で得られた凝固組織のサイズや組成の情報により凝固解析モデルを検証することができる。

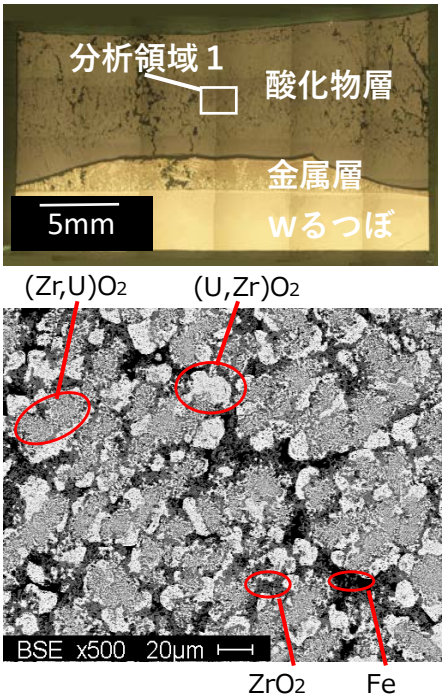


図 1 (上)金属顕微鏡断面写真(No.1)
(下)分析領域 1 SEM 像

本研究の成果は、平成 29 年度原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業（シビアアクシデント時の燃料破損・溶融過程解析手法の高度化）の一部である。

参考文献

[1] ISSN 1066-3622, Radiochemistry, 2011, Vol. 53, No. 1, pp. 13–18. (2011)

*Ayako Sudo[1], Fumiki Mizusako[2], Kuniyoshi Hoshino[3], Takumi Sato[1], Yuji Nagae[1] and Masaki Kurata[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Nippon Nuclear Fuel Development, [3]Hitachi-GE.

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

Wed. Sep 5, 2018 2:45 PM - 3:50 PM JST | Wed. Sep 5, 2018 5:45 AM - 6:50 AM UTC | Room H B32 - B Building

[1H09-12] Melt Behavior 2

Chair:Kei Ito(Kyoto Univ.)

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

[1H09] Deepening Understanding of Ex-Vessel Corium Behavior by Multi-Physics Modeling
(4) Overview and Progress on Spreading Analysis by MPS Method(2)

*Akifumi Yamaji[1], Masahiro Furuya[2], Yuji Ohishi[3], Guangtao Duan[1] (1. Waseda University, 2. Central Research Institute of Electric Power Industry, 3. Osaka University)

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

[1H10] Deepening Understanding of Ex-Vessel Corium Behavior by Multi-Physics Modeling
(5) Three-Dimensional Melt Spreading behavior in Complex Structure of Pedestal Floor

*Masahiro Furuya[1], Akifumi Yamaji[2], Yuji Ohishi[3] (1. CRIEPI, 2. Waseda Univ., 3. Osaka Univ.)

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

[1H11] Development of Numerical Simulation Method for Relocation Behavior of Molten Materials in Nuclear Reactors
(13)流下液膜挙動および表面波速度計測

*Yutaro Hihara[1], Hideaki Monji[1], Yutaka Abe[1], Hiroyuki Yoshida[2], Susumu Yamashita[2] (1. University of Tsukuba, 2. Japan Atomic Energy Agency)

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

[1H12] Experimental Investigation of Hydrodynamic Effect on Eutectic Melting of Sn-Bi Binary System

*Shota Ueda[1], Kenta Inagaki[2], Kondo Masahiro[3], Koji Okamoto[1] (1. The University of Tokyo, 2. Central Research Institute of Electric Power Industry, 3. National Institute of Advanced Industrial Science and Technology)

3:45 PM - 3:50 PM JST | 6:45 AM - 6:50 AM UTC

Time reserved for Chair

Multi-physics モデリングによる Ex-Vessel 溶融物挙動理解の深化 （4）全体概要と MPS 法による Spreading 解析の高度化(2)

Deepening Understanding of Ex-Vessel Corium Behavior by Multi-Physics Modeling
(2) Overview and Progress on Spreading Analysis by MPS Method (2)

*山路 哲史[1]，古谷 正裕[2]，大石 佑治[3]，段 広涛[1]
[1]早稲田大学，[2]電力中央研究所，[3]大阪大学

粒子法の一つである MPS 法による計算機実験、模擬溶融物流下試験、UO_2 流下試験により、原子炉過酷事故時の Ex-Vessel 溶融物挙動の機構論的な予測に取り組んでいる。

キーワード：原子炉過酷事故、MPS 法，粒子法，spreading，MCCI，ex-vessel，コリウム

1. 緒言

既存の解析手法では原子炉過酷事故時に格納容器床面の sump pit 等の凹部にデブリが集中して安定冷却が困難となる問題の正確な評価や対応策の検討が困難である。本研究では、伝熱・流動・相変化を伴う原子炉容器外（Ex-Vessel）溶融物挙動の理解の深化に取り組む。MPS 法による計算機実験、模擬溶融物流下試験、UO_2 流下試験により、機構論的な Ex-Vessel 溶融物挙動の予測を目標とする。本発表では全体概要と MPS 法による spreading 解析の高度化の過程で開発した新クラストモデルとその応用について報告する。

2. 研究内容

2-1. MPS 法による Ex-Vessel 溶融物挙動の理解の深化（早稲田大学）

MPS 法による解析により、溶融物の広がり（spreading）停止機構および MCCI によるコンクリートの非等方浸食機構の解明に取り組んでいる。MPS 法の新たなクラストモデルを開発した。同モデルでは、クラストの生成を溶融物の粘性の極大化でモデル化し、クラスト形成後のクラストの歪をクラスト粒子の相対的な変位で評価する。これらにより、従来の spreading 解析では不可能であった、クラストの生成に伴う流動停止の後のクラストの機械的な破断に伴う再流動（Stop & Go）を解析することに初めて成功した。

電力中央研究所で実施された BWR の Mark-I 型格納容器ペデスタル部を模した 1/100 スケール体系の spreading 実験を MPS 法により解析し、溶融物の spreading に伴うサンプへの流下やドライウェル床への流出を妥当に予測できることを確認した。

2-2. 模擬デブリ流下試験による MPS 解析結果の妥当性の検証（電力中央研究所）

BWR Mark-I 型格納容器を模した実験体系を用いて模擬デブリ流下試験を実施する。試験パラメータに、デブリ滴下位置、流量、流体粘性係数等を選定し、デブリの三次元流下挙動を可視化すると共に、サンプピットや搬出口流出量の時間変化を計測する。異なる縮尺で試験し、スケール効果を定量化する。

2-3. UO_2 流下試験による基礎データ取得（大阪大学）

ガス浮遊させた UO_2 試料を CO_2 レーザーで照射加熱し、落下する溶融 UO_2 試料の挙動をハイスピードカメラで撮影することで可視化する。試料の組成や温度等をパラメータに系統的なデータを取得する。

3. 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「Multi-physics モデリングによる Ex-Vessel 溶融物挙動理解の深化」の成果である。

---

*Akifumi Yamaji[1], Masahiro Furuya[2], Yuji Ohishi[3] and Guangtao Duan[1]
[1]Waseda Univ., [2]Central Research Institute of Electric Power Industry, [3]Osaka Univ.,

Multi-physics モデリングによる Ex-Vessel 溶融物挙動理解の深化
(5) ペデスタル床複雑構造に拡がる溶融物の三次元流動

Deepening Understanding of Ex-Vessel Corium Behavior by Multi-Physics Modeling

(5) Three-Dimensional Melt Spreading behavior in Complex Structure of Pedestal Floor

*古谷 正裕[1], 山路 哲史[2], 大石 佑治[3]
[1]一般財団法人 電力中央研究所, [2]早稲田大学, [3]大阪大学

BWR 格納容器床のサンプピットや搬出口の複雑構造を付加造形技術によりスケーラブルに三次元造形し、模擬溶融炉心としてシリコーン油を流下させて三次元流動を三方向から可視化した。VOF 法による数値混相流体力学解析では三次元流動や液膜厚さ分布、流出重量の時系列が精度良く再現できることを確認した。

キーワード：原子炉過酷事故、炉容器外コリウム挙動、コリウム広がり挙動、可視化、VOF 法

1. 緒言 BWR の過酷事故において炉容器から流出した溶融炉心が格納容器床のサンプピットに流下すると効率的な冷却が困難となり、コンクリートの浸食が顕著となる可能性がある。格納容器床上での三次元流動挙動を正確に把握することはコリウムシールドの配置計画など安全対策の有効性を把握することや福島第一原子力発電所の溶融炉心の状態推定のためにも重要である。本研究では格納容器床面に模擬溶融炉心を流下させ、実験と解析により三次元流動挙動を把握することを目的としている。

2. 実験装置及び方法 BWR Mark-I 格納容器床の 2 箇所の矩形サンプピットおよび搬出口を三次元造形により再現した付加造形技術を用いて縮尺率 1/50 と 1/100 にて三次元造形した。円筒床面には矩形サンプピットを 2 箇所、搬出口を 1 箇所配置した。試験溶液は粘性率が異なる 4 種類のシリコーン油とした。試験条件は構造縮尺率、シリコーン油粘性率、流下位置、流下流量、構造体表面濡れ性である。シリコーン油の三次元流動を三方向からビデオ撮影し、サンプピットと搬出口への流出量を重量計測し、同時にレーザーで厚さ分布を時系列計測した。数値混相流体力学(CMFD)計算には商用コード StarCCM+ v13.02 を用い、Volume of Fluid (VOF)法で計算して得られる流出形状や重量を実験結果と対比した。

3. 実験結果及び考察 Fig. 1 に縮尺率 1/100 における動粘性係数 5000 mm^2/s のシリコーン油を中心から 15 mm 南側に流量 40 ml/min で流下させた可視化画像を示す。三方向からの流動様相を比較した結果、床面衝突後のシリコーン油の広がりや厚さ分布、サンプピットへの流下形状、搬出口への流出流量が実験と解析で精度良く一致することが確認された。

4. 結論 BWR ペデスタルのサンプピットや搬出口の複雑構造を付加造形技術によりスケーラブルに三次元造形し、模擬溶融炉心を流下させて三次元流動を三方向から可視化した。縮尺やシリコーン油の粘性率、流下位置、流量をパラメータに実験を行い、流出重量や床面上の液膜厚さ分布を時系列計測した。VOF 法による数値混相流体力学シミュレーション結果は実験結果を精度良く再現できることを確認した。

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「Multi-physics モデリングによる Ex-Vessel 溶融物挙動理解の深化」の成果である。

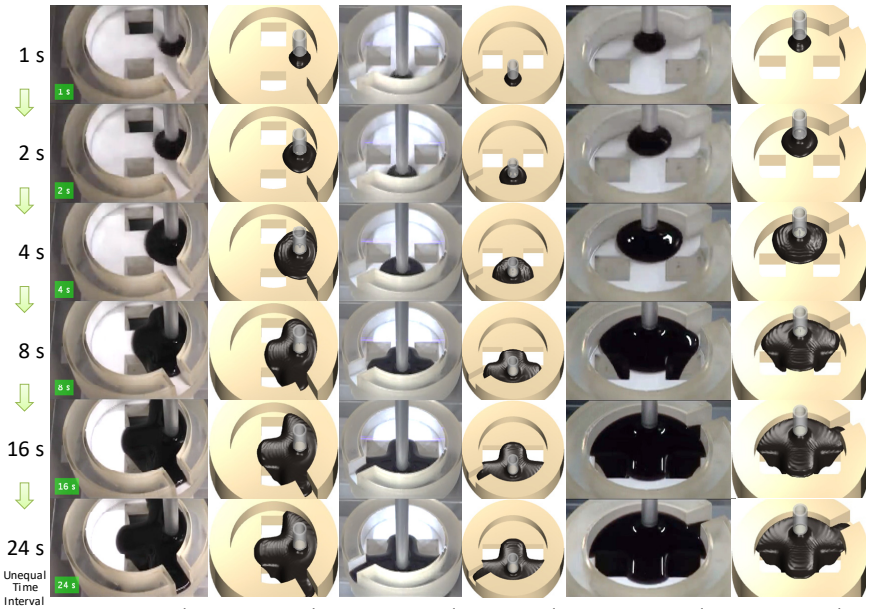


Fig. 1 Spreading behavior on pedestal floor with wo sump pits and doorway

*Masahiro Furuya[1], Akifumi Yamaji[2] and Yuji Ohishi[3]
[1]CRIEPI, [2]Waseda Univ., [3]Osaka Univ.

原子炉内溶融物移行挙動数値解析手法の開発
(13) 流下液膜挙動および表面波速度計測

Development of Numerical Simulation Method for Relocation Behavior of Molten Materials in Nuclear Reactors
(13) The behavior of liquid film and the velocity of surface wave

*日原 由太郎[1]、文字 秀明[1]、阿部 豊[1]、金子 暁子[1]、山下 晋[2]、吉田 啓之[2]
[1]筑波大学, [2]日本原子力研究開発機構

シビアアクシデント時の事象解明に資することを目的として、炉内溶融物移行挙動等を評価するための多相流解析手法を開発している。本報では、検証データを得ることを目的として行った実験について報告する。実験では炉心下部の一部を模擬した装置を製作し、流路内部の挙動を調べ、表面波速度を計測した。

キーワード：移行挙動， 可視化計測， 液膜

1. 緒言

シビアアクシデント時の事象解明を目的として、炉内溶融物移行挙動等を評価する多相流解析手法（JUPITER）を開発している[1][2]。本報では、解析手法の信頼性向上のための検証データ取得を目的として炉心下部構造を模擬した装置を用い流下液膜挙動を計測し、数値計算結果との比較、検討を行なった。

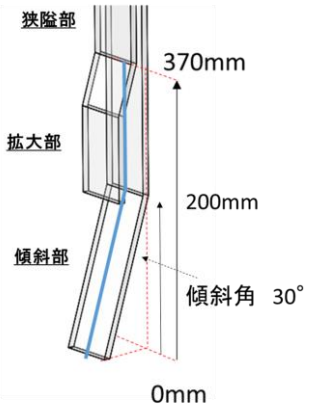


図 1　流速計測部

2. 実験

本研究では、制御棒の溶融挙動に注目し、制御棒が溶融した際に流下すると考えられる、燃料集合体と制御棒間の狭隘流路や燃料支持機構、制御棒速度リミッタ等をモデル化して実験装置を製作し、可視化計測を行った。また、可視化実験で高温溶融物を用いるのは困難であるため、本実験では常温の水を作動流体とし、PIV や LIF で取得した画像を処理することによって流速や表面波速度を計測した。

3. 結果

図 2 は液膜中央（壁面から 3mm）の流速、液膜厚さから求めた断面平均流速、断面画像より求めた表面波速度、断面平均流速の解析値を示す。狭隘流路下端から液膜は 2.5m/s 程度で流下し始め、そこから拡大部をなだらかに加速して流下することが分かる。また、傾斜部から下端にかけては一定の流速で流下することが実験結果に現れたが傾斜部での傾向は解析と異なっている。拡大部での表面波速度は解析、実験それぞれの液膜厚さ方向中央の流速に比べてやや小さい値が得られた。

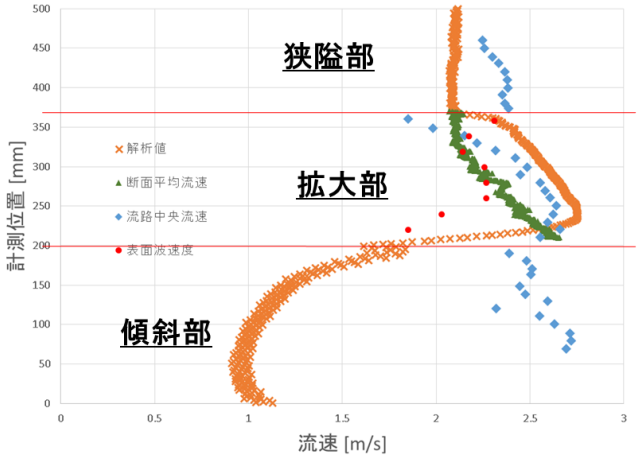


図 2　液膜流速

4. 結言

狭隘流路の拡大部及び傾斜部において、拡大部では液膜流速が増加し、傾斜部では一定の値を示した。また数値計算結果との比較より、傾斜部で特に異なる結果が得られた。これは出口条件が適切に計算できていないこと、気液界面の挙動が詳細に再現されていないことが考えられる。また、画像処理により表面波速度を計測した結果、中央流速よりやや低い値が得られた。今後はより詳細な液膜流速、表面波速度、厚さの計測を行い、3 次元的な分布を調べる予定である。

参考文献

[1] Yamashita, S., et al., ICONE-22-30972, (2014).
[2] Yamashita, S., et al., ICONE-23-1581, (2015).
[3] 松浦，他，日本原子力学会 2016 年春の年会，2C19，(2016).

*Yutaro Hihara[1], Hideaki Monji[1], Yutaka Abe[1], Akiko Kaneko[1], Susumu Yamashita[2], Hiroyuki Yoshida[2]
[1]Tsukuba Univ., [2]Japan Atomic Energy Agency.

Sn-Bi 二元系の共晶溶融に流動が及ぼす影響の実験的検討

Experimental Investigation of Hydrodynamic Effect on Eutectic Melting of Sn-Bi Binary System

*植田 翔多[1]，稲垣 健太[2]，近藤 雅裕[3]，岡本 孝司[1]

[1]東京大学大学院，[2]電力中央研究所，[3]産業技術総合研究所

福島第一原子力発電所の事故を受けて、事故進展解析などの観点から共晶溶融は注目されている。本研究では、融液内の流動が共晶溶融進展に与える影響を調査している。本稿では、流動が比較的低速な条件における共晶溶融の進展について報告する。

キーワード：共晶溶融，過酷事故，多成分流体，流体力学的影響

1. 緒言

過酷事故の初期に生じるとされている共晶溶融は、その重要性から欧米を中心に研究が行われてきた。従来研究では、金属組織学的側面が広く研究されてきたが、融液の流体力学的な挙動が共晶溶融進展に与える影響は調査されてこなかった。本研究では、融液内の流動が共晶溶融進展に与える影響を調査する。本稿では、流動が比較的低速な条件における共晶溶融の進展について報告する。

2. 実験方法

Fig. 1 は開発した実験装置の概略図である。るつぼ内を共晶融液（Bi:Sn=43:57 [at%]）で満たし、先端をスズ円柱とした試験体を融液内に挿入する。実験では、固液界面から固体のスズ円柱が共晶溶融によって融けていく。融け残ったスズに働く浮力と重力の和の変化を電子天秤によって時間発展データとして取得する。実験中に任意の試験体回転数を与えることで融液内の流れを制御し、そのときの溶融進展速度を評価する。温度はフィードバック制御によって170 ℃程度にコントロールした。

3. 結果と考察

Fig. 2 は、時間経過によるスズ円柱の重量変化をプロットしたものである。150 rpm 未満の回転数では回転数の増加に伴う顕著な溶融速度の変化は見られない。本研究における低回転数領域ではリチャードソン数Riが$Ri \gg 1$であり自然対流が支配的となる。そのため、るつぼ内の流れに大きな差が出なかったためと考えられる。150 rpm では他の試験よりも溶融速度が著しく増加した。150 rpm では$Ri < 1$となり強制対流が支配的になりはじめるため、融液の撹拌とせん断応力増大の影響が顕著に見られたと考えられる。

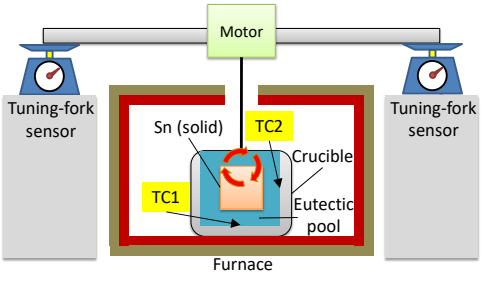


Fig. 1 実験装置の概略図

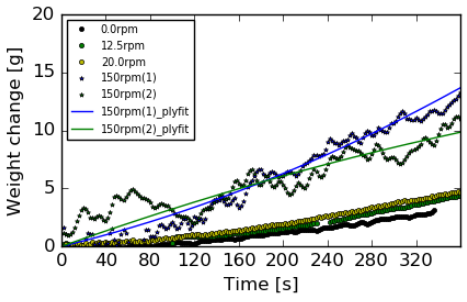


Fig.2 共晶溶融による試験体重量の時間変化

参考文献

[1] 植田翔多ほか，日本原子力学会 2017 年秋の大会，3E14.

*Shota Ueda[1], Kenta Inagaki[2], Masahiro Kondo[3], Koji Okamoto[1]

[1]The University of Tokyo, [2]Central Research Institute of Electric Power Industry, [3]National Institute of Advanced Industrial Science and Technology.

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

Wed. Sep 5, 2018 3:50 PM - 4:55 PM JST | Wed. Sep 5, 2018 6:50 AM - 7:55 AM UTC | Room H B32 - B Building

[1H13-16] Droplet and Liquid Film

Chair:Hide Okada(IAE)

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

[1H13] Countercurrent Flow Limitation in a Pressurizer Surge Line

*Michio Murase[1], Koji Nishida[1], Takayoshi Kusunoki[1], Raito Goda[2], Akio Tomiyama[2] (1. Institute of Nuclear Safety System, Inc., 2. Kobe University)

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

[1H14] Droplet-Entrainment Behavior at the Interface of High-Speed Gas Jet into a Liquid Pool

*Taro Sugimoto[1], Shimpei Saito[1], Akiko Kaneko[1], Yutaka Abe[1], Akihiro Uchibori[2], Takashi Takata[2], Hiroyuki Ohshima[2] (1. Univ. of Tsukuba, 2. JAEA)

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

[1H15] Study on secondary droplet during liquid jet collision onto solid surface
飛散量と飛散液滴径の計測

*Yi Zhan[1], Yusuke Kuwata[1], Kiyotaka Maruyama[1], Koji Enoki[1], Tomio Okawa[1], Mitsuhiro Aoyagi[2], Takashi Takata[2] (1. The University of Electro-Communications, 2. Japan Atomic Energy Agency)

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

[1H16] Ultrasound measurement of liquid film on pipe inner surface

*Yuki Wada[1], Jun Sagawa[2], Akira Satou[1], Yasuteru Sibamoto[1], Taisuke Yonomoto[1] (1. JAEA, 2. MES)

4:50 PM - 4:55 PM JST | 7:50 AM - 7:55 AM UTC

Time reserved for Chair

加圧器サージ管での気液対向流制限

Countercurrent Flow Limitation in a Pressurizer Surge Line

*村瀬 道雄[1]，西田 浩二[1]，楠木 貴世志[1]，合田 頼人[2]，冨山 明男[2]
[1]原子力安全システム研究所，[2]神戸大学

鉛直管上端と加圧器サージ管での気液対向流制限（CCFL）に対する最近の測定値を含めて分析し、対象データを広げると相関式の不確かさが大きくなるが、提案済みの相関式への影響は小さいことを確認した。

キーワード：加圧器サージ管，鉛直管上端，気液対向流制限

1. 緒言　著者ら[1]は、加圧器サージ管での気液対向流制限 (CCFL) は鉛直管のシャープエッジ上端で生じることを示し、鉛直管上端での CCFL-U 相関式を導出し、加圧器サージ管の縮小モデルでの CCFL は CCFL-U と異なるため別の CCFL-SL 相関式を導出した。また、CCFL-U に関して神戸大データと Wallis 研データとの相違を確認するために直径 D = 20 mm での測定を追加した[2]。西安交通大学で行われた AP1000 の加圧器サージ管の縮小モデル（D = 90 mm）での測定値が最近公開された[3,4]。そこで本報では、CCFL-SL の再検討を行ない、CCFL-U との関係について検討した。

2. 評価の方法と結果　流体物性値の影響として、D = 20 mm の鉛直管の上端での CCFL-U を Kutateladze パラメータ K^* で整理して図 1 に示す。空気・水系（A-W [2]）では $D \geq 30$ mm より Wallis 型相関式の定数 C_K が小さい。蒸気・水系[5]では高圧になるほど定数 C_K が大きくなる。これらの全データは相関式（$C_K = 1.4 \pm 0.2$, $m = 0.90$ [1]）の不確かさの範囲内にある。Yu ら（西安交通大学）による AP1000 の加圧器サージ管の縮小モデル（D = 90 mm）での空気・水データ[3]と蒸気・水データ[4]を図 2 に示す。上部タンク水位 h_{ut} を 0.9 m まで変更しており、h_{ut} が高いほど勾配 m が大きくなる傾向がある。これらの測定値を含む Wallis 型相関式は $C_K = 1.24 \pm 0.18$, $m = 0.82$ になり、提案済みの相関式（$C_K = 1.24 \pm 0.1$, $m = 0.94$ [1]）より m が小さく C_K の不確かさが大きくなった。

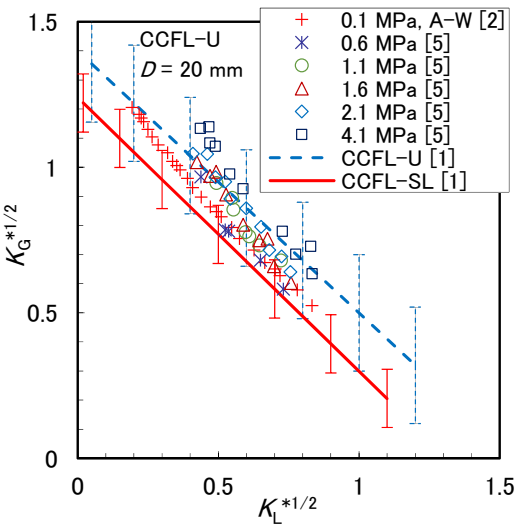


図 1　鉛直管上端での CCFL-U

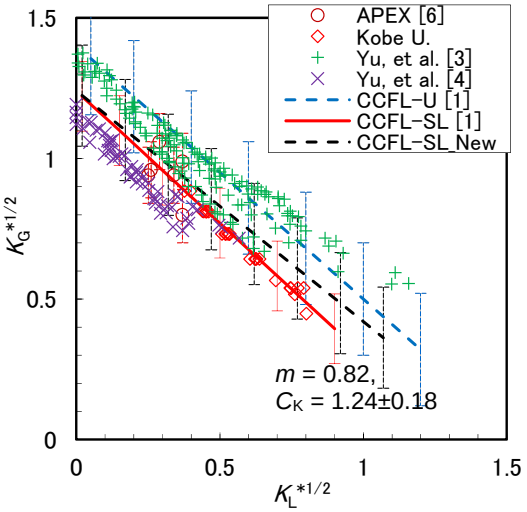


図 2　加圧器サージ管での CCFL-SL

3. 結論　加圧器サージ管での CCFL において、西安交通大学でのデータを評価に含めると提案済みの Wallis 型相関式より勾配 m が小さく定数 C_K の不確かさが大きくなった。

参考文献　[1] Y. Yamamoto, et al., Nucl. Eng. Des. 326, 175-182 (2018). [2] 島村長幸ほか, 混相流シンポジウム 2018 (2018). [3] J. Yu, et al., Nucl. Technol. 196, 614-640 (2016). [4] J. Yu, et al., Exp. Thermal Fluid Sci. 96, 180-191 (2018). [5] Yu. N. Ilyukhin, et al., Teplofiz Vys. Temp. 26(5), 923-931 (1988). [6] K. Takeuchi, et al., Nucl. Eng. Des. 192, 45-58 (1999).

* Michio Murase[1], Koji Nishida[1], Takayoshi Kusunoki[1], Raito Goda[2], Akio Tomiyama[2]　[1]Institute of Nuclear Safety System, Inc., [2]Kobe University

液相内高速気相噴流界面における液滴エントレインメント挙動

Droplet-Entrainment Behavior at the Interface of High-Speed Gas Jet into a Liquid Pool

*杉本 太郎[1]，齋藤 慎平[1]，金子 暁子[1]，阿部 豊[1]，内堀 昭寛[2]，高田 孝[2]，大島 宏之[2]
[1]筑波大学，[2]日本原子力研究開発機構

Na 冷却高速炉の蒸気発生器内伝熱管破損時 Na-水反応現象に対する数値解析コードの妥当性評価に資する実験データ取得のため，水中に高速で空気を噴出させて噴流の気液界面から噴流内部へと液滴がエントレインメントされる様子を可視化し，その挙動について調べた．

キーワード：Na 冷却高速炉，蒸気発生器，Na-水反応現象，液滴エントレインメント，可視化

1. 緒言

Na 冷却高速炉の蒸気発生器内伝熱管破損時に水蒸気が液体 Na 中へと噴出する際，噴流の気液界面から噴流内部へと液滴がエントレインメントされ，隣接伝熱管において液滴衝突エロージョンが発生する可能性がある．日本原子力研究開発機構で開発された多次元 Na-水反応現象数値解析コードには，液滴エントレインメント現象に対する解析モデルが含まれている[1]．本研究では，水中に空気を高速で噴出させた際の液滴エントレインメント挙動を可視化し，解析モデルの妥当性評価に資する実験データ取得を目的とする．

2. 実験方法

横幅 600 mm，高さ 300 mm，奥行き幅 3 mm の薄型水槽に溜めた水深 30 mm の水中に空気を j_g = 300 m/s で噴出させ，1 辺 3 mm の矩形出口直上における噴流界面の状態を高速度ビデオカメラで撮影した．図 1 に撮影された画像を示す．界面が変形してちぎれ，噴流中に液滴がエントレインメントされる様子を確認した．これら液滴の移動量とそれに要する時間から，液滴速度を算出した．

3. 実験結果

図 2 に，ノズル中心からの位置 x [mm]における液滴の水平方向速度 v_x [m/s]を示す．x [mm]と v_x [m/s]はおおよそ異符号になることから，エントレインメントされた液滴はノズルの中心方向へと向かう傾向を確認できる．図 3 に，ノズル中心からの位置 x [mm]における液滴の鉛直方向速度 v_y [m/s]を示す．鉛直方向速度 v_y [m/s]はノズル中心に近づくほど大きくなる傾向を確認できる．また，図 2 と図 3 を比較すると，v_x [m/s]に比べて v_y [m/s]の方が大きな値を示すことから，液滴の速度は鉛直方向成分が支配的であることが確認できる．

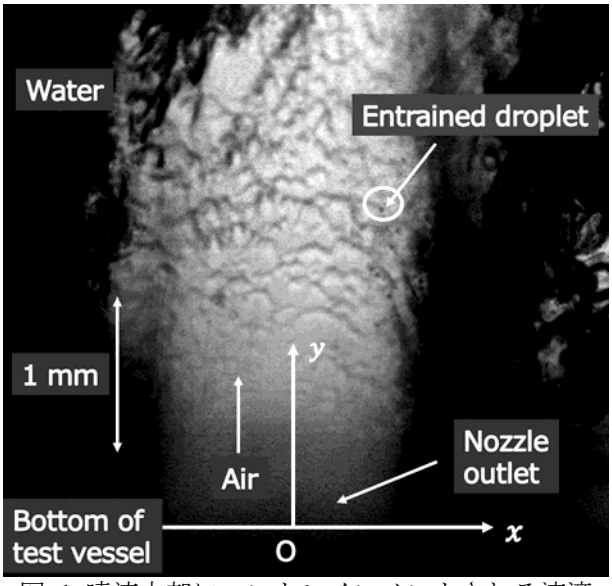


図 1 噴流内部にエントレインメントされる液滴

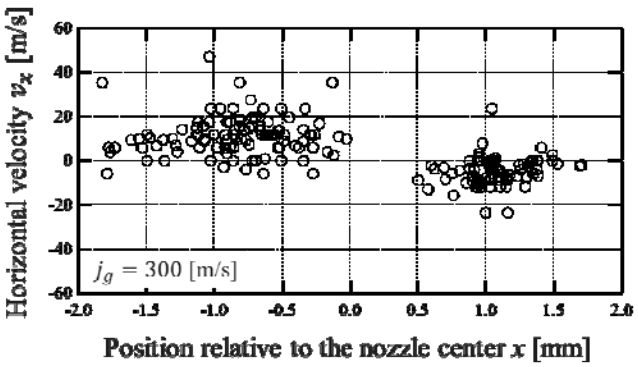


図 2 ノズル中心からの位置と液滴の水平方向速度

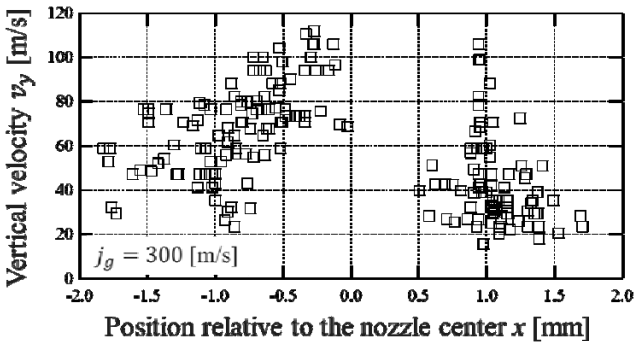


図 3 ノズル中心からの位置と液滴の鉛直方向速度

参考文献
[1] A. Uchibori and H. Ohshima, Proc. of NTHAS-9, N9P0050, 2014.

*Taro Sugimoto[1], Shimpei Saito[1], Akiko Kaneko[1], Yutaka Abe[1], Akihiro Uchibori[2], Takashi Takata[2], Hiroyuki Ohshima[2]
[1]Univ. of Tsukuba, [2]JAEA

液噴流の固体面衝突時における二次液滴に関する研究

Splashing droplets during liquid jet collision onto solid surface

*Zhan Yi[1]，桑田裕介[1]，丸山清嵩[1]，榎木光治[1]，大川富雄[1]，青柳光裕[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(Na)冷却高速炉における Na 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へ衝突する際の，二次液滴径について検討した．

キーワード：液体噴流，飛散液滴量，二次液滴径

1. 緒言

Na 冷却高速炉の冷却材 Na が漏えい・燃焼する場合の熱影響解析評価を高度化する上では，漏えい Na が構造物等へ衝突し，液滴となって飛散する際における飛散液滴量，二次液滴径の把握が重要となる．

このため，鉛直下方に噴出させた液体噴流の固体面衝突時の現象を観測する実験研究を実施している[1,2]．本報では，二次液滴径の計測を行ったので報告する．

2. 実験方法

本実験では，文献[1,2]と同様な実験を行う．図 1 に示すように，液噴流の固体面衝突時における二次液滴を高速度カメラより撮影する．カメラの解像度 30μm/pixel．ピントを合わせるため，噴流衝突点の横に防水板を設置してある．そして，動画を画像解析することで，二次液滴径を計測する．

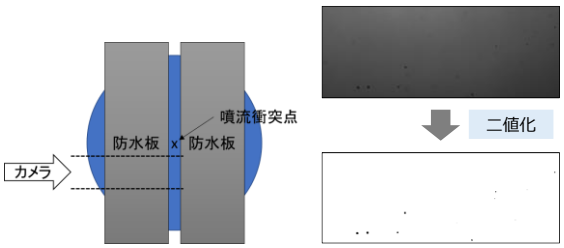


図 1　二次液滴径の計測方法

3. 結果・考察

二次液滴径 d_2 の確率密度分布を図 2 に示す．実験条件は，ノズル径 d_0＝2mm，流量 Q=1600ml/min，衝突高さ L=500 mm である．フリードマン＝ダイアコニスの法則よりヒストグラムのビン幅を決めた．同じ条件の累積分布は図 3 に示す．本報では，対数正規関数，ガウス関数，ガンマ関数を用いてフィティングした．対数正規関数が二次液滴径に対して，最も良好なフィッティングを示した．

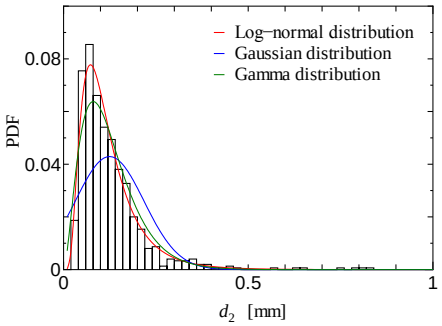


図 2　二次液滴径の確率密度分布

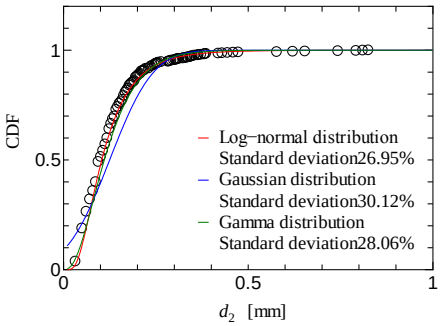


図 3　二次液滴径の累積分布

4. 結論

液噴流の固体面衝突による二次液滴径の分布を把握するため，高速度カメラの映像を画像解析することで、二次液滴径分布を計測した．その結果に基づき，対数正規関数を用いて実験結果を良好にフィティングできることを示した．

参考文献 [1] Y. Zhan, et al., Exp. Therm. Fluid Sci. 98, 86-94 (2018).
[2] Y. Zhan, et al.，日本原子力学会 2017 年秋の大会，2E13 (2017).

*Yi Zhan[1], Yusuke Kuwata[1], Kiyotaka Maruyama[1], Koji Enoki[1], Tomio Okawa[1], Mitsuhiro Aoyagi[2], Takashi Takata[2]
[1]The University of Electro-Communications, [2]Japan Atomic Energy Agency

管内面に形成される液膜の超音波測定

Ultrasound Measurement of Liquid Film on Pipe Inner Surface

*和田 裕貴[1]，佐川 淳[2]，佐藤 聡[1]，柴本 泰照[1]，与能本 泰介[1]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]水戸電子ソリューション株式会社

本研究では、測定可能液膜厚さをより小さくするために共振周波数 15MHz の圧電素子と独自の駆動回路を用いた超音波液膜厚さ測定装置を製作した。本装置を水-空気系における垂直管内上昇環状液膜流に適用した結果、良質な受信波形を取得でき、受信波形に基づいて推算した液膜厚さは概ね妥当な結果となった。

キーワード：超音波，液膜

1. 緒言：超音波を用いた液膜計測において 0.1 mm 以下の薄い液膜を高精度で測定するためには、信号の立ち上がりが大きい、高周波数、高減衰、高 SN 比の高品質な超音波パルスの利用が要求される。従来研究では、これらの信号品質と測定結果の不確かさについての考察が不十分なままに、極めて薄い液膜厚さの定量性を論じているものが多くある。本研究では、高品質な超音波パルス波形を独自回路で生成･利用することにより、0.1 mm 以下の薄い液膜厚さを高精度で計測する技術開発を進めている。

2. 測定体系：共振周波数 15 MHz の圧電素子（素子サイズ：5 mm × 5 mm）を厚さ約 6 mm のアクリル製配管外側に貼付け、配管内を流れる環状液膜流を測定した（図 1 参照）。

3. 結果：図 2 に垂直円管内上昇環状流の液膜厚さの測定とその評価結果を示す。本評価では、流路内壁での単独の反射波を実験とシミュレーションから求め（緑線）、これをベースとしてある液膜厚さ δ を仮定した合成反射波を媒質の音響インピーダンスと液膜内多重反射も考慮して計算し（赤線）、実測値（青線）に最小自乗フィットさせることで δ を求める。薄い δ では、キャリア信号周期に近接した反射波を検出する必要があり、これを可能とするには立ち上がりが大きい高減衰のパルス波形が必要である。図 2 から、本計測では極めて高い分解能の超音波パルスが得られ、これは先行研究との大きな違いであり、独自の駆動回路を用いることで実現した。これにより、多重反射波を考慮した合成波形は実験結果と良好に一致した。このときの液膜厚さは 50 μm である。

4. 結論：本研究では、従来実施されてきた超音波液膜測定装置よりも高い共振周波数 15 MHz の圧電素子と独自の駆動回路を用いて円管内液膜流を測定した結果、先行研究に比べて良質な波形が得られ、それに起因して高い信頼性の下、液膜厚さ測定が実現された。

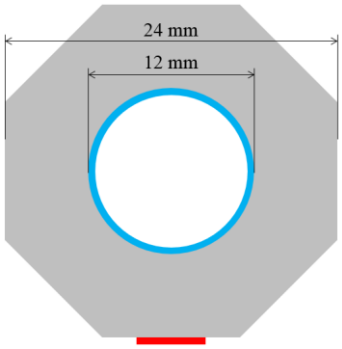


図 1　測定体系
（■：圧電素子、■：母材、■：液膜）

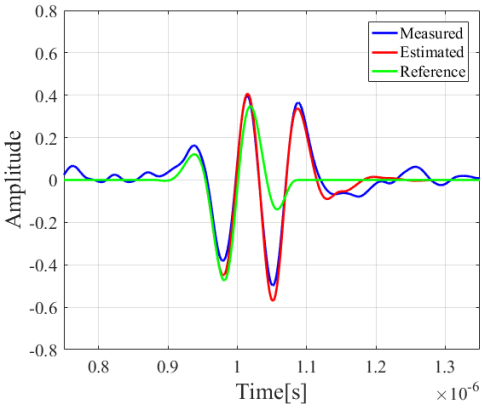


図 2　液膜測定時の受信波形
（青色：測定値、赤色と緑色：固気界面反射波の測定値に基づくシミュレーション）

*Yuki Wada[1], Jun Sagawa[2], Akira Satou[1], Yasuteru Sibamoto[1] and Taisuke Yonomoto[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Mito Electronic Solution

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

Wed. Sep 5, 2018 10:00 AM - 11:55 AM JST | Wed. Sep 5, 2018 1:00 AM - 2:55 AM UTC | Room I B33 -B Building

[1I01-07] Thermal-Hydraulic Numerical Simulation

Chair:Masaaki Tanaka(JAEA)

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

[1I01] Numerical simulation of two-phase flow in 4x4 simulated fuel bundle using TPFIT

*Ayako Ono[1], Taku Nagatake[1], Takayuki Suzuki[1], Hiroyuki Yoshida[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

[1I02] Numerical simulation of reverse flow to the branch line of a mixing tee pipe

*Yoichi Utanohara[1], Koji Miyoshi[1], Masayuki Kamaya[1] (1. INSS)

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

[1I03] Modeling of Bathtub Vortex

*Kei Ito[1], Daisuke Ito[1], Yasushi Saito[1], Toshiki Ezure[2], Masaaki Tanaka[2] (1. Kyoto University, 2. Japan Atomic Energy Agency)

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

[1I04] Numerical simulations of phase-change heat transfer by lattice Boltzmann method

*Shimpei Saito[1], Kota Kawasaki[1], Ken-ichi Ebihara[2], Akiko Kaneko[1], Yutaka Abe[1], Kazuya Koyama[3] (1. Univ. Tsukuba, 2. JAEA, 3. MFBR)

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

[1I05] Preliminary CFD simulation of critical heat flux for subcooled water flow boiling in vertical heated tubes

*KAI WANG[1], Nejdet Erkan[1], Koji Okamoto[2] (1. Department of Nuclear Engineering and Management, School of Engineering, The University of Tokyo, 7-3-1 Hongo, Bunkyo-ku, Tokyo 113-8654, Japan, 2. Nuclear Professional School, School of Engineering, The University of Tokyo, 2-22 Shirakata, Tokai-mura, Ibaraki, 319-1188, Japan)

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

[1I06] Heat Transfer Coefficient of Liquid Metal under Low Peclet Number Conditions

*Hiroyasu MOCHIZUKI[1] (1. Tokyo Institute of Technology, Institute of Innovative Research, LANE)

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

[1I07] Investigation of the Fluctuating Force Characteristics due to Internal Two-phase Flow

*Shuichiro Miwa[1], Takashi HIBIKI[2] (1. Hokkaido University, 2. Purdue University)

11:45 AM - 11:55 AM JST | 2:45 AM - 2:55 AM UTC

Time reserved for Chair

TPFIT による４×４模擬燃料集合体内二相流動解析

Numerical simulation of two-phase flow in 4×4 simulated fuel bundle using TPFIT

*小野　綾子[1]，永武　拓[1]、鈴木　貴行[1]，吉田　啓之[1]

[1]日本原子力研究開発機構

軽水炉燃料集合体における機構論的限界熱流束予測評価手法への詳細二相流動解析コード TPFIT の適用を目的とし、原子力機構で実施している4×4模擬燃料集合体二相流試験対象とした数値シミュレーションを実施した。

キーワード：界面追跡法、詳細二相流解析、軽水炉、ボイド率分布

1. 緒言　軽水炉燃料の最適設計及び安全性評価では、機構論的限界熱流束（Critical Heat Flux：CHF）予測評価手法の確立が望まれる。原子力機構では、機構論的 CHF 予測に必要となる燃料集合体内の沸騰気泡流動挙動を予測するための詳細二相流解析手法の構築を目指している。本研究では、界面追跡法による詳細二相流解析コード TPFIT を用いたバンドル内二相流挙動に関する解析手法を整備するために、原子力機構で実施している 4×4 バンドル試験体（以下「試験体」という）内の気泡流を対象とした数値解析を実施した。

2. 解析条件　図 1 に、試験体と本研究における計算領域を赤点線で示す。56mm×56mm の矩形流路内に、直径 10mm の模擬燃料ロッド径が 13mm ピッチで 4×4 に正方配列されている。模擬ロッドは非発熱であり、断熱条件で試験が実施された。入口から 1500mm、2000mm の位置にワイヤメッシュセンサ（WMS）が配置されており、サブチャンネル内の空間平均ボイド率を計測した。入口から1段目の WMS までの間の 3 箇所にスペーサグリッドが設置されている。試験では、圧力、温度、液相および気相流速を変化させた。本研究では、スペーサグリッドから1段目の WMS までの 345mm を含む高さ方向 400mm を解析対象とする。メッシュ幅は 0.5mm、総格子数は約 1200 万である。図2に示すように入口においてバッファを設置し、複数のノズルから蒸気を注入することにより実験条件を模擬した。

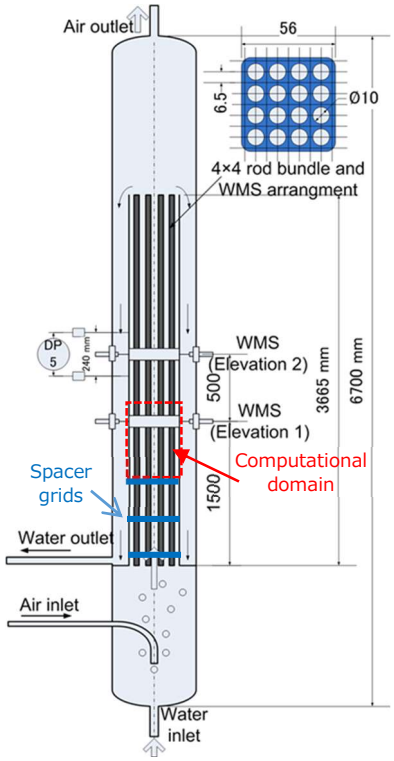


図 1　試験体と計算領域

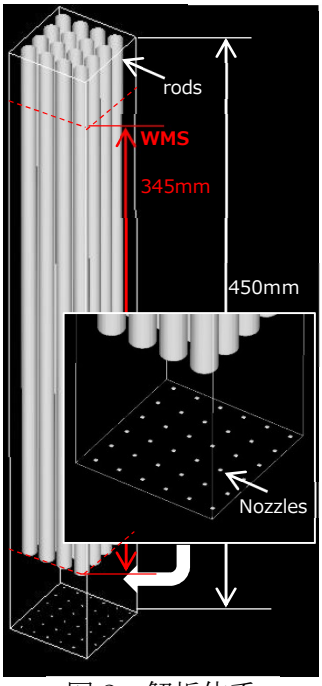


図 2　解析体系

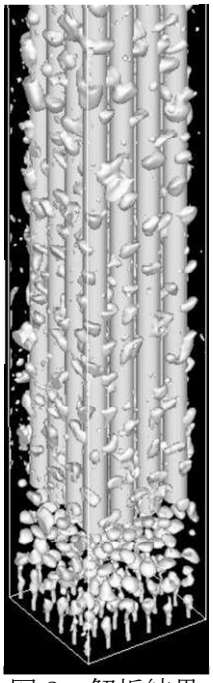


図 3　解析結果

3. 解析結果　図 3 に、大気圧下、蒸気流量 10L/min および液相流量 186L/min における解析結果を示す。バンドル部の入口において気泡流となるように、ノズルの数、径や各ノズルでの気相流速を調整した。サブチャンネル内を上昇する気泡流がシミュレーションされていることが確認できる。

4. 結言　4×4 バンドル内の気泡流挙動について TPFIT により詳細二相流動解析を実施した。今後は、解析結果を詳細に分析するとともに、バンドル内のボイド率分布などについて実験データと比較し妥当性を確認する。

*Ayako Ono[1], Taku Nagatake[1], Takayuki Suzuki[1] and Hiroyuki Yoshida[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

T字配管合流部枝管上流への逆流現象の数値シミュレーション

Numerical simulation of reverse flow to the branch line of a mixing tee pipe

*歌野原 陽一[1]，三好 弘二[1]，釜谷 昌幸[1]
[1]（株）原子力安全システム研究所

T 字合流配管下流での熱疲労現象はよく知られているが、近年、合流部から枝管上流へ遡った地点での熱疲労配管損傷事例が報告されている。また、T 字合流配管における流れ場の可視化実験では、主管・枝管の流量比を調整すると枝管への間欠的な逆流が観察された。本報告では可視化実験を対象に数値シミュレーションを実施し、逆流現象の再現を試みた。

キーワード：熱疲労，T 字配管，温度変動，数値シミュレーション

1. 緒言

高低温流体が混合する T 字配管では温度変動に起因する配管熱疲労が課題である。配管合流部下流での熱疲労はよく知られているが、近年米国の発電所で枝管上流へ遡った地点での熱疲労事例が報告されている。よって、筆者らは可視化実験で T 字合流配管の流れ場を確認し、主管・枝管の運動量比によっては主管の流れが枝管上流へ間欠的に逆流することを明らかにした[1]。本稿では、可視化実験を対象に数値シミュレーションを実施し、逆流現象の再現を試みた。

2. 実験および数値計算

原子力安全システム研究所の T-Cubic 実験装置に、透明なアクリル試験体（主管内径 D_m = 150mm、枝管内径 D_b = 50 mm）を設置し、室温の水に粒径 30 μm のナイロン粒子を混ぜて通水し、シート状のレーザーを照射して流れ場を可視化した。主管流速 U_m = 3.1 m/s、枝管流速 U_b = 0.9 m/s とした際、図 1 に示すように枝管を逆流するような流れ場が観察された[1]。

数値計算には FLUENT17.2 を用い、LES Dynamic で計算を行った。主管、枝管の流体を区別し、主管流体の質量分率を描画すると、主管流体の枝管側への潜り込み・逆流が現れた。逆流は可視化実験と同様、間欠的に現れた。この現象は、枝管の噴流が主管流れと合流する際に揺動し、枝管内で壁面からはく離するタイミングで、主管の流れが潜り込むことで生じるものと考えられる。

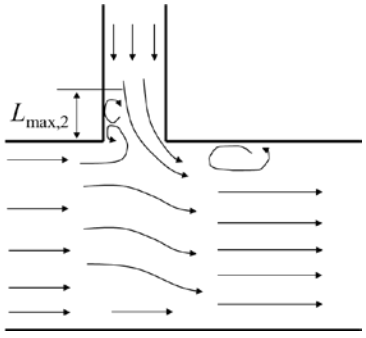


図 1 観測された逆流の模式図[1]

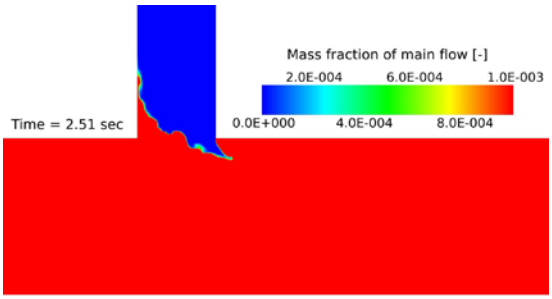


図 2 主管流体の質量分率分布（0.1%以上で赤色）

参考文献

[1] 三好、釜谷、プラント配管の熱疲労防止に向けた流動挙動の検討、日本機械学会年次大会、J0310201、2017

*Yoichi Utanohara[1], Koji Miyoshi[1] and Masayuki Kamaya[1]
[1]Institute of Nuclear Safety System, Inc.

バスタブ渦のモデル化に関する研究

Modeling of Bathtub Vortex

*伊藤 啓[1]，伊藤 大介[1]，齊藤 泰司[1]，江連 俊樹[2]，田中 正暁[2]
[1]京都大学，[2]原子力機構

高速炉の安全研究において，自由液面におけるくぼみ渦（バスタブ渦）によって引き起こされるガス巻込み現象の評価が非常に重要である．本研究では，バスタブ渦によるガス巻込み現象に関する理解を深めるため，下降流速分布を考慮した渦モデルについて，液面形状の評価精度の検証を行う．

キーワード：ガス巻込み，バスタブ渦，高速炉

1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉の安全性研究の一環として，バスタブ渦によるガス巻込み現象を評価する手法の整備を進めている[1]．本評価手法では，一様な下降流速分布の仮定に基づく Burgers 渦モデルを用いて渦流れの計算を行っており，実際の自由表面渦が有する染料コア（渦中心における死水領域）などの影響が考慮されていない．本研究では，より高精度な評価手法の検討として，下降流速分布を考慮した渦モデルによるバスタブ渦の評価精度に関する調査を行う．

2. バスタブ渦のモデル化

2-1. 下降流速分布を考慮した渦モデル

下降流速分布を考慮するため，著者らは，Bohling の渦モデル[2]を一般化したモデルを提案している[3]．

$$u_z(r,z)=\sum_{k=1}^{n}\frac{\gamma_k\left(p_k+1\right)r^{p_k-1}}{\left(r^{p_k+1}+\beta_k^{p_k+1}\right)^2}\left(z-h_\infty\right) \tag{1}$$

ただし，β_k，γ_k，p_kは下降流速分布を設定するためのパラメーターであり，渦中心において下降流速が 0 となることから $p^k>1$ である．

2-2. バスタブ渦の評価精度

提案する渦モデルによるバスタブ渦の評価精度について検討するため，β_k，γ_k，p_kに関して様々な値を設定して計算を行い，実験結果[4]の液面形状の再現性を調査した．図 1 に，下降流速分布の一致度（実験結果と式(1)の一致度）に対するガスコア長さ（液面窪み深さ）の評価誤差をプロットした結果を示す．明らかに，一致度の上昇とともに誤差が減少しており，下降流速分布を正確に模擬することにより，液面形状を再現できることが分かった．

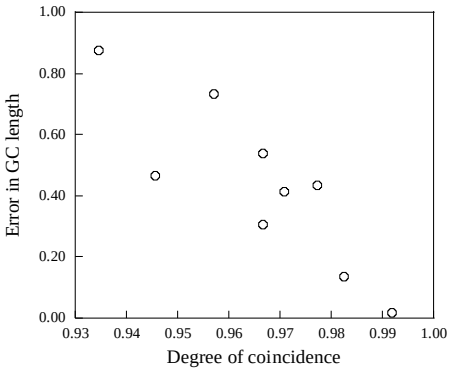


図 1　ガスコア長さの評価誤差

3. 結論

下降流速分布を模擬した渦モデルを用いてバスタブ渦の評価を行い，下降流速分布の模擬性向上とともに液面形状の評価誤差が減少することを確認した．

参考文献

[1] 大島他，日本原子力学会和文論文誌, Vol. 11, No. 4, pp. 329-339, 2012.

[2] L. Bohling *et al*, *Journal of Fluid Mechanics*, Vol. 656, 2010,

[3] 伊藤他，日本機械学会論文集, Vol. 80, No. 818, 2014.

[4] S. Moriya, Technical Reports of Central Research Institute of Electric Power Industry, U97072, 1998.

*Kei Ito[1], Daisuke Ito[1], Yasushi Saito[1], Toshiki Ezure[2] and Masaaki Tanaka[2]

[1]Kyoto Univ., [2]JAEA

格子ボルツマン法による相変化伝熱の数値解析

Numerical simulations of phase-change heat transfer by a lattice Boltzmann method

*齋藤 慎平[1]，川崎 皓太[1]，海老原 健一[2]，金子 暁子[1]，阿部 豊[1]，小山 和也[3]

[1]筑波大学，[2]原子力機構，[3]三菱 FBR システムズ

高速増殖炉の炉心溶融事故時には，溶融物から冷却材への伝熱量の把握が重要である．本研究では，二相系格子ボルツマン法に基づく相変化解析手法を構築し，強制対流沸騰による相変化伝熱挙動に適用した．

キーワード：Na 冷却高速炉，炉心溶融事故，格子ボルツマン法，相変化伝熱，強制対流沸騰

1. 緒言　Na 冷却高速炉において炉心溶融事故が発生した場合，炉心溶融物はジェット状に冷却材中を流下することが想定される．溶融ジェットから微粒化し生成した粒子が冷却材中を沈降する間の伝熱量を把握することは，溶融物冷却性の観点から極めて重要である．本研究では，数値解析により冷却材中を沈降する高温粒子を模擬し，その際の相変化伝熱挙動を調べることを目的とした．

2. 問題設定　溶融ジェットから微粒化し生成した単一の高温粒子を模擬した以下のような体系を設定した．体系は 2 次元とし，一様流速を与えられた飽和液中における，高温の静止円柱まわりの強制対流問題を考えた（Fig.1）．

3. 解析手法　本計算における支配方程式は，質量，運動量およびエネルギーの保存式である．質量および運動量の保存式を二相系格子ボルツマン法（LBM）[1]で解き，エネルギー保存式[2]を有限差分法で解いた[3]．本手法の利点のひとつは，初期蒸気泡核や人為的な相変化の項が不要な点である．高温粒子の表面を模した円柱（以下，粒子とよぶ）表面は，Interpolated Bounce-Back スキーム[4]を用いて 2 次精度で表現した．

4. 結果　Fig. 2 に計算結果の一例を示す．解析体系を 300 (x)×800 (y)とし，粒子の直径に 20 格子を与え粒子 Reynolds 数は 10 とした．Fig. 2 (a)より，粒子の上部に蒸気柱が発生し，下流側には離脱した蒸気泡が変形しながら上昇している．Fig. 2 (b)より，蒸気内部は液に比べて高温であることが見てとれる．計算開始直後，急激な相変化により粒子は蒸気泡に覆われた．その後，強制対流および重力の影響で蒸気泡は下流へ流れ，粒子の下流側は常に蒸気に接触し，上流側は断続的に液と接触していた．高温粒子の過熱度を変えることにより，沸騰様相が変わることを確認しており，今後は沸騰様相の遷移条件を明確化する必要がある．

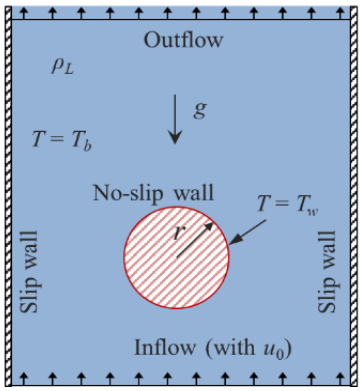


Fig. 1 Computational setup

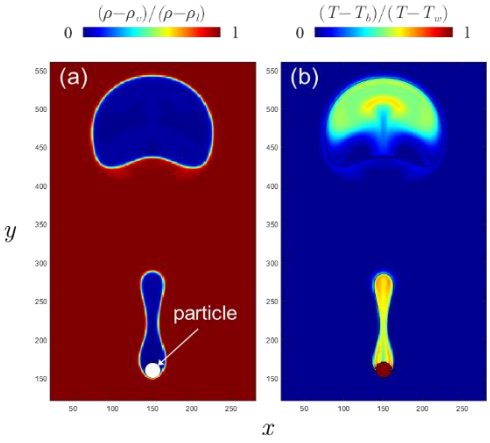


Fig. 2 Distributions of (a) density and (b) temperature

謝辞　本研究は三菱重工業株式会社の佐藤裕之氏，坂場弘氏の支援を受けて実施しました．数値解析の一部は海洋研究開発機構の地球シミュレータを利用しました．

参考文献

[1] D. Lycett-Brown and K. H. Luo, Phys. Rev. E **94**, 053313 (2016); [2] W. Gong et al., Int. Heat Mass Transfer **125**, 323 (2018); [3] S. Saito et al., Proc. Int. Heat Transfer Conf., IHTC16-22464 (2018); [4] M. Bouzidi et al., Phys. Fluids **13**, 3452 (2001).

*Shimpei Saito[1], Kota Kawasaki[1], Ken-ichi Ebihara[2], Akiko Kaneko[1], Yutaka Abe[1], Kazuya Koyama[3]

[1]University of Tsukuba, [2]Japan Atomic Energy Agency, [3]Mitsubishi FBR Systems, Inc.

Preliminary CFD simulation of critical heat flux for subcooled water flow boiling in vertical heated tubes

*Kai Wang[1], Nejdet Erkan[1], and Koji Okamoto[1]

[1]The University of Tokyo.

Eulerian two-fluid model coupled with an extended RPI wall boiling model was applied to simulate the departure from nucleate boiling (DNB) under ultra-high critical Heat Flux (CHF) in vertical heated tubes by using CFD.

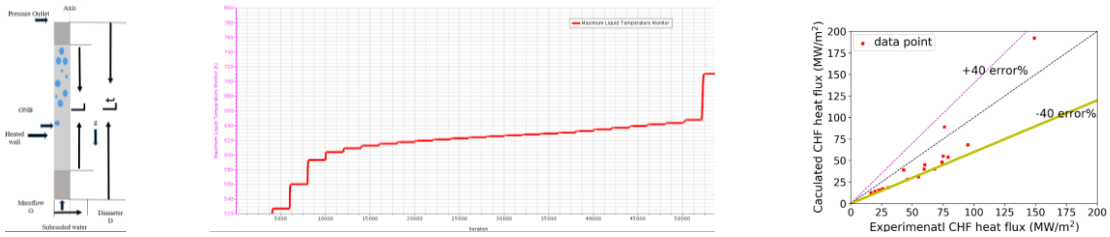
Keywords: Subcooled boiling; Ultra-high critical heat flux; DNB; Critical heat flux model

1. Introduction

One of the most important issues in the nuclear filed is the two-phase flow phenomena with boiling, and subcooled boiling has drawn much attention due to its high heat transfer coefficient. Li et al. [1] used Eulerian Two-fluid model coupled with extended wall boiling model was used to simulate the CHF in both uniform and non-uniform vertical heated tubes under high pressures by using STAR-CCM+.

2. Results

Eulerian multiphase model as well as interphase mass, momentum and energy transfer models is applied to consider the none-equilibrium between two phases. These models are calculated based on the interfacial area density model. Subcooled boiling at wall is modelled by the RPI wall boiling model proposed by Kurul and Podowski [2].



(a) Model (b) Maximum wall temperature change (c) Comparison of calculated CHF with experiment

Fig.1 Simulation results

The schematic image of the tube was shown in fig.1.(a), In the CFD simulation, the inlet subcooling and other boundary conditions are maintained throughout the simulation, only the wall heat flux is increased step by step, usually 2000 kW/m^2 at the beginning small heat flux, 1000 kW/m^2 when the heat flux comes to about 80% of the CHF. At each value of heat flux, the maximum wall temperature is monitored and the maximum wall temperature varying with integration shown in fig.1.(b). Fig. 1.(c) shows the comparison of all the predicted CHF with the experimental data. The prediction meets well with the experimental data. Most of the prediction errors are within 40%. It can be concluded that the boiling curves based on CFD approach can give a good prediction for CHF in a wide range of conditions. But further work can be done to improve the prediction accuracy.

3. Conclusion

Eulerian two-fluid model coupled with extended RPI wall boiling model can be used in the simulation of ultra-high CHF phenomena.

References

[1] Li Q, Avramova M, Jiao Y, et al. CFD prediction of critical heat flux in vertical heated tubes with uniform and non-uniform heat flux[J]. Nuclear Engineering and Design, 2018, 326: 403-412.

[2] Kurul N, Podowski M Z. Multidimensional effects in forced convection subcooled boiling[C]//Proceedings of the Ninth International Heat Transfer Conference. Hemisphere Publishing New York, 1990, 2: 19-24.

液体金属の低 Pe 数領域熱伝達率について

Heat Transfer Coefficient of Liquid Metal under Low Peclet Number Conditions

*望月 弘保[1]

[1]東京工業大学　科学技術創成研究院　先導原子力研究所

Johnson 等の液体金属の熱伝達率実験結果では、低流量域の計測値が理論値を大きく下回っている。彼らの計測データ処理式では、液体金属の熱伝達率と同程度以下の値を持つ実験体系に存在する接触コンダクタンスが考慮されておらず、伝熱面温度を過大評価し熱伝達率を過小評価してしまったとの結論である。

キーワード：液体金属、熱伝達率、低ペクレ数、円管内流れ、CFD 解析

1. 緒言：　Johnson 等の Pb-Bi の熱伝達率実験結果[2]では、低流量域の計測値が理論値を大きく下回っている。Lubarsky-Kaufman は、実験結果が正しいとして相関式を作成しているが、理論値に近い Skupinski 等[3]の実験結果もあり、Johnson 等を含め多くの研究者が理論値より低い熱伝達率に疑問を持ってきた。実験結果を見る限り、どこかに問題があるようには思えない。そこで、実験体系を FLUENT コードでモデル化して実験条件を解析し、何に問題があったかを明確にする。

2. 実験のシミュレーション：　Johnson 等の実験で用いられた装置のテスト部（管内径：16.56 ㎜、管外径：19.05 ㎜、アルミジャケット外径：31.75 ㎜、全長：1219 ㎜）を FLUENT コードで図 1 のようにモデル化した。実験結果で問題になっているのは、層流と遷移流域であり、流況に適したモデルを選択して解析した。彼らの乱流域実験結果は、多くの実験結果と一致している。

解析結果を実験と比較した結果、伝熱面と流体の温度差が両者で大きく異なっていることが分かり、このような差が出た理由を検討した。Johnson 等の実験では、熱伝達率を計測温度から導出する際に、液体金属の熱抵抗と同程度か大きな値となる接触熱抵抗を無視している[1]ことが判明した。このため、伝熱面温度を過大評価し、熱伝達率を過少評価したとの結論に至った。CDF 解析結果は、Skupinski 等が実施した NaK での実験結果にほぼ一致する結果となった。

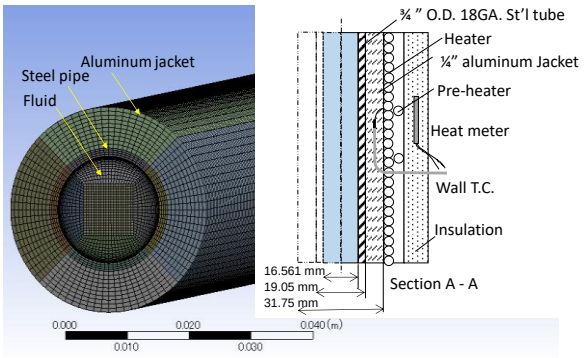


図 1　テスト部の FLUENT モデル

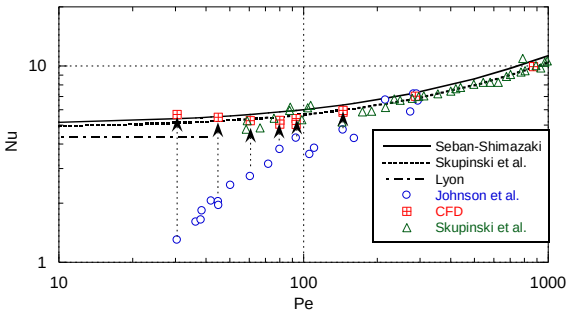


図 2　Johnson らの試験結果の解析

3. 結論：　Johnson 等の実験で用いられた熱伝達率計測結果には、不備がある。接触熱抵抗は、接触材質と圧力に依存するため、Skupinski 等のように伝熱面近傍に熱電対を配置しなかったことに原因がある。

参考文献：　[1] Johnson, H.A., et al., Heat transfer to mercury in turbulent pipe flow, AECU-2627, (1953). [2] Johnson, H.A., et al., Heat transfer to lead-bismuth and mercury in laminar and transitor pipe flow, AECU-2637, (1953). [3] Skupinski et al., Determination des coefficients de convection d'un alliage sodium-potassium dans un tube circulaire, Int. J. Heat Mass Transfer, 8, (1965), 937-951.

*Hiroyasu Mochizuki[1]

[1] Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology

管内気液二相流による励振力予測手法の高度化に関する研究

Investigation of the Fluctuating Force Characteristics due to Internal Two-phase Flow

*三輪 修一郎[1]，日引 俊詞[2]
[1]北海道大学，[2]Purdue 大学

抄録　本研究では窒素－水系における 1 インチ径管内気液二相流実験装置を使用し、ステンレス配管曲がり部にて生じる流体励振力と、二相流パラメータの同時計測を実施した。得られたデータベースより、二流体モデルと界面積濃度を基として導出された励振力予測モデルとの比較検証を行った。
キーワード：気液二相流，熱流動，FIV，流体構造関連問題

1. 緒言

気液二相流が構造物と干渉する際に生じる気液二相流体励起振動（Two-phase FIV）は、原子力プラントや熱交換機器系にて頻繁に生じる流体構造関連問題の一つである。FIV は配管系の安全性に悪影響をもたらすことで知られており、構造物破断事故や、正常運転の阻害事例がこれまで数多く報告されてきた。筆者らは、管内気液二相流にて生じる FIV 問題として配管曲がり部に着目し、これまでに 2 インチ径ループにおける FIV 実験や、励振力評価モデル構築を行ってきた[1]。本研究においては、窒素－水系における 1 インチ径管内気液二相流実験装置を使用した実験を実施し、励振力予測の検討を行った

2. FIV 実験

2-1. 実験装置概要

北海道大学にて設置された窒素－水系 FIV ループ写真を**図 1** に示す。ステンレス製配管曲がり部に、x, y, z 方向の流体励振力の計測を可能とする三軸力覚センサを設置した。流れ方向には局所圧力を計測するための圧力センサ、エルボー部入口・出口においては断面平均ボイド率を電気伝導差により瞬時計測するためのインピーダンスセンサが搭載されている。

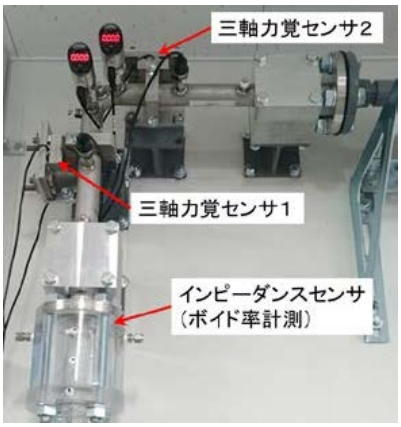


図 1　Two-phase FIV Loop

2-2. 実験

1 インチ径配管での気液二相流による Two-phase FIV 特性を検証するため、気泡流から環状流までの全流動様式を網羅する試験範囲においてデータベース構築を行った。二相流による励振力振動は、混合密度変動と圧力変動に加え、気液相対速度が著しい流動様式においては液相スラグによる衝撃力による影響が大きくなることが示唆された。

3. 結論

本発表においては、Two-phase FIV 実験による各流動様式における実験結果ならびに二流体モデルと界面積濃度項を用いた機構論的アプローチによるモデル構築手法について紹介する。

参考文献

[1] S. Miwa, T. Hibiki, and M. Mori　“Two-phase flow induced vibration in piping systems”, Progress in Nuclear Energy (2015) Vol. 78, 270-284

---

*Shuichiro MIWA[1] and Takashi HIBIKI[2]
[1]Hokkaido Univ., [2]Purdue Univ.

General Meeting

Wed. Sep 5, 2018 12:00 PM - 1:00 PM JST | Wed. Sep 5, 2018 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room I B33 - B Building

[1I_GM] 「熱流動部会」第51回全体会議

[1I_GM] General Meeting

General Meeting

[1I_GM] 「熱流動部会」第51回全体会議

Wed. Sep 5, 2018 12:00 PM - 1:00 PM Room I (B33 -B Building)

[1I_GM]General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Board and Committee：Standards Committee

Wed. Sep 5, 2018 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 5, 2018 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room I B33 -B Building

[1I_PL] Toward revitalization of establishment and utilization of academic societies standards

Chair:Naoto Sekimura(Univ. of Tokyo)

[1I_PL01] Role and concept of the academic societies standards

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

[1I_PL02] Tasks for enhancement in activities of establishment of academic societies standards

*Yoshiyuki Narumiya[1] (1. JANSI)

[1I_PL03] Action of Safety Improvement and Expectations for academic societies standard

*Kenji Murano[1] (1. TEPCO)

[1I_PL04] Potential of academic societies standards in risk-informed and performance-based nuclear oversight program

*Shuichi Kaneko[1] (1. NRA)

[1I_PL05] Discussion

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

2018年秋の大会

標準委員会セッション

学協会規格の策定と活用の活性化に向けて

Toward revitalization of establishment and utilization of academic societies standards

（1）学協会規格とあり方

(1) Role and concept of the academic societies standards

*関村 直人[1]

[1]東京大学

1. 標準委員会の活動とその基盤

標準委員会は，原子力安全の確保を目指して公平，公正，公開の原則のもと，学術界，産業界及び国の機関等に広く所属する幅広い分野の専門家の参加を得て，活動を進めている。東京電力福島第一原子力発電所の事故からの多くの教訓を踏まえて，原子力安全の向上を最も重要な目標として，国際的なエクセレンスに学び，我が国の社会経済的環境，国民性，産業構造の変化や技術の発達等を十分勘案し，原子力発電所など原子力に係るシステムや製品，仕組みに関連する基準を原子力標準として随時制定し，それを新たな知見を随時反映して改定していくことが，標準委員会の使命である。

原子力標準は安全性向上に資する最新の知恵の体系であり，真摯な議論を踏まえて，国民が最新の知見を迅速に活用することを可能としている。また原子力安全を最優先として市場競争を行っている産業界は，当該技術が標準化されたことを前提として，比較優位性を生み出す技術開発等に努力を傾け，ひいては原子力安全をより確実にする活動に注力することが可能となる。

2. 学会における標準の策定活動の役割

我が国においてはこれまで，国民の生活の質を確保し，経済社会の安定な発展を支えるため，国の規制機関が要の基準を国家標準として制定し，行政判断に使用してきた。さらに近年では，機能性化として標準策定の活動を学会に委ねる方向が進展してきている。しかしながら今後は，早期に標準の体系を整えることに加えて，新知見の取入れをより迅速に行うようにすることで，技術やニーズの変化に合わせて標準を適正化していく作業を加速し，原子力安全の確保の観点で決して陳腐化が起こらないように努めなければならない。学会における標準の策定活動を通じて，福島第一原子力発電所事故の再発を防ぐことはもちろんのこと，いわゆる安全神話が復活することがないように努めていきたいと考えている。標準委員会としては，原子力安全を担う原子力規制委員会とも緊密な協働の下で，学会が中核となって，全てのステークホルダーから専門家が参画して真摯に議論を深め，優先度を明らかにしつつ，原子力安全の目標を達成するため適正な標準を迅速に策定する役割を担っていく。

3. 学協会規格のあり方

以上のような精神に則り，標準委員会においては構成する委員一人ひとりが専門家として学会の倫理規程を遵守し，公平，公正，公開の原則のもとに原子力安全の向上に資する原子力標準を策定していく。公衆審査を経て制定される標準が，安全性向上を図るために規制機関と産業界において利用されれば，新しい技術的知見を迅速に，また国民の利用に供することにつながる。さらに，これらを国際的な標準として提示していく努力を行うことも学会の役割であり，その実現は我が国の国際技術戦略に加え，福島第一原子力発電所事故後の国際社会における原子力安全に対して重要な貢献となると考えている。

---

*Naoto Sekimura[1]

[1]The University of Tokyo

2018年秋の大会

標準委員会セッション

学協会規格の策定と活用の活性化に向けて

Toward revitalization of establishment and utilization of academic societies standards

（2）学協会規格策定活動の充実，強化のための課題

(2) Tasks for enhancement in activities of establishment of academic societies standards

*成宮 祥介[1]

[1]原子力安全推進協会

1. 学協会規格策定活動の状況

1-1. 経緯

我が国の学協会規格は，機械学会，電気協会，そして原子力学会においてそれぞれ規格策定の委員会を組織し，20 年以上にわたり多くの規格を発行してきた。そのうち原子力学会では，1999 年に標準委員会が設置され本年で 20 年目を迎える。標準委員会は，原子力安全の確保を目指して，公平，公正，公開の原則の遵守のもとに活動を進めている。産業界と学術界および国に広く所属する各分野の専門家が協働して，我が国の経済的，社会的環境，国民性，産業構造，技術の発達等を十分勘案し，原子力発電所など原子力に係る製品やシステム，仕組みが健全であると識別する基準を，上述のステークホールダーのみならず広く国民に提供することを目指して，合意できるところを原子力標準として制定し，それを最新の知見を反映して改定していくことを使命としている。

2011 年 3 月 11 日の福島第一原子力発電所において発生した過酷事故（以下，福島第一事故）を未然に防げなかったことを標準委員会は反省し，従来，わが国では明確に文書としてはなかった原子力安全の基本的な考え方や，新たに必要となる標準の策定に尽力してきた。特に，深層防護の理解深化，リスク評価の促進，リスクマネジメントの進め方などについて，技術レポートを発行するとともに，公開の意見交換の場を提供し，多角的な活動を積極的に展開してきた。

1-2. 成果（原子力学会標準委員会）

現在までに，延べ 73 件の標準と 12 件の技術レポートを発行し，原子力施設の安全性向上に役立っている。規制審査や規制基準対応として，原子力学会標準に基づく，あるいは参照した申請や報告が行われている。

福島第一事故の教訓と新たに作成された規制基準を受けて学協会規格類協議会では，外的事象やシビアアクシデントなどに関係する規格・標準の策定を優先して取り組んだ。原子力学会では，津波 PRA 標準，PSR＋指針，SAM 標準などを策定した。加えて，2011 年度に原子力安全検討会を設置した。具体的内容については，原子力安全分科会，リスク活用分科会，SS（セーフティー&セキュリティー）分科会を設置し，原子力安全の基本的考え方，深層防護の考え方，リスクの理解と活用の進め方，原子力安全から見たセキュリティーの在り方等について検討し技術レポートとして発行した。

福島第一事故後，7 年が経過し，14 基が改正炉規法適合性審査に適合し，7 基が再稼働を果たし，今後，原子力発電所の再稼動が本格化する段階に入っていく。また，国は IRRS 対応(Integrated Regulatory Review Service)に関連して 2017 年 4 月に再度炉規法を改正し，大きく規制環境が変りつつある。さらに，事業者が原子力発電所の安全性を自ら評価し安全性の向上を図る安全性向上評価届出書が, 3 基から提出されている。これらを踏まえた標準として，次の整備に取り組んでいる。

・IRDIM(Integrated Risk-Informed Decision Making)標準
・PRA 関係標準（地震従属事象などへの拡張）
・廃止措置，再処理や処理・処分等に関する標準

2. 次の展開への課題

2-1. 学協会規格の意義とその具現化

3 学協会（原子力学会，機械学会，電気協会）の規格策定委員会（原子力学会では標準委員会）は，公平，構成，公開の原則で行う規格策定プロセスにより，委員のコンセンサス及び公衆審査を経て学協会規格を策定する。これは原子力施設の安全性向上に役立つものである。原子力施設の安全性向上に関係する諸分野の専門家の集団が学協会の規格策定委員会に集められており，国際的にも広い視野で収集した最新の技術的知見と技術を，適時かつ適切に規格に反映することが出来ることから，規格の策定には，学協会が適切である。学協会の場で，各関係組織が，それぞれの専門性を持ち寄ることで，多種多様な知恵が集合することが可能である。学協会規格は，事業者や施設メーカのものだけではなく，規制にとっても，規制基準や審査の高度化が図れる点で，十分な意義がある。

このような意義を具現化するためには，規格・標準を整備する仕組み，運営体制，専門家人材育成，最新知見の収集・分析・採用の仕組み，関係者の規格・標準への要望の取り込みの仕組み，必要な財政基盤，が存在し,継続して改良されていることが必要と考える。学協会規格の策定活動が開始され20余年の間に，これらのことは構築され確保されてきている。しかし，福島第一事故以降，十分なリソースが向けられてこなかったこと，事故以前とは異なる組織関係（規制と事業者）の時代にあること，国際的に優れた成果を上げている海外の規格の表面的ではなく実行性があるように反映すべきこと，から，学協会規格の整備も，将来に向けて継続していくため，いくつかの課題を解決することに取り組む必要がある。

2-2. 役割を実現していくための課題

課題として，次のことが挙げられる。本年 3 月 8 日に原子力関連学協会規格類協議会，3 学協会規格策定委員会から，連名で発行されたステートメント「原子力安全の向上に向けた学協会活動の強化」で挙げられている強化策から，運営組織にかかる事項を追加して抜粋した。ここでは標準委員会が扱う標準を例にして，まとめているが，他の学協会とその規格においても，同様のことが課題である。矢印に，現時点で標準委員会が取組みを進めている内容を記載する。

1) ステークホルダーとのインターフェイスの改善：
   - 標準委員会の，原子力安全の更なる向上に関する責任，役割，義務についてさらに明確化する。そして，委員会，専門部会，分科会，作業会の委員で共有し認識を深める。
     →標準委員会活動 5 か年計画を制定し，その進捗管理を適宜行うことにより，目標の達成を目指す。
   - 原子力の学協会規格に関連する国内外の民間団体や関係機関との意見交換や連携の充実。
     →学協会協議会を活用し，電気事業者，電気工業会との意見交換を行う。特に，一義的な原子力安全の責務を有する電気事業者の規格標準に関する要望，期待，批判，は各分野において共有できる意見交換とする。
   - 国の規制基準と学協会規格の相互補完関係の構築が重要であることから，規制との意見交換や連携の充実を図る。
     →規制委員会と 3 学協会規格策定委員会委員長との意見交換実施。学協会協議会と連携し，規制庁からの学協会規格策定委員会への委員としての参画を提言，要請。さらに規制庁，エネ庁，学協会協議会との意見交換を検討中。
   - ステークホルダー間の情報共有，信頼醸成を図り，公平，公正，公開の原則の下で機能する学協会規格の場の活用を強く働きかけ，学協会規格の活性化，高度化を図る。
     →標準委員会における標準策定状況を WEB，学会誌などを用いて発信し，各ステークホルダーからの意見交換も活発に出来るように，検討中。

2) 緊急度や重要度に応じた優先度に基づく学協会規格整備計画の見直しと策定活動の推進：
   - 標準委員会における策定審議プロセスの高度化。反対意見，審議の公開，などの審議要領の改善。
   - 既存規格については規制による技術評価に迅速・適切に対応すると共に，要件等のタイムリーな反

映など規格の維持・改善に努める。

・安全性向上諸対策，その達成に関して得られた新知見の学協会規格への反映を，安全重要度や学協会規格へのユーザーの要望等を基に優先度を見極めながら推進する。
→学協会協議会傘下に，3 学協会から委員を募り，規格標準の体系構造，優先度の検討を開始している。

3) 規格の高度化と品質向上への取組み：

・ＩＡＥＡ等の国際安全基準に一層の目を向けて，これらとの調和を積極的に図る。
→海外の規格策定組織との連携の一環として，ASME/ANS の JCNRM(Joint Committee on Nuclear Risk Management)に JIWG(Japan International Working Group)を設置し PRA 標準の高度化をめざし意見交換を実施中。

・原子力学会標準も含めた学協会規格の体系構造とそれらの連関性を明確にした上で，適切な新知見を迅速に反映できる仕組みを強化して，学協会規格の策定・改定を進める。
→標準委員会では傘下の標準活動基本戦略タスクに，新知見収集・評価 WG を設置し，新知見反映判断指標設定，アンケートによるユーザー意見収集，有識者との意見交換などを検討。

・学協会規格策定の適正なプロセスに関するピアレビューの導入の検討，技術倫理の徹底などを進める。
→学協会協議会が各規格策定委員会（原子力学会では標準委員会）の策定プロセスを，3 件程度の規格標準を対象にしてピアレビューする仕組みを検討中。標準委員会は，毎年，倫理委員会から倫理教育を受け，傘下の専門部会，分科会，作業会へ展開教育も実施している。

4) 運営基盤の強化

・学協会規格策定委員会の運営事務局の適切な体制（人数，専門性）の構築。環境の変化に柔軟に対応できる体制の構築。

・標準策定に必要な知識を持つ人材確保のために，標準策定へ積極的な若手の人材の参画には，委員となることが組織において，あるいは社会から高く評価されることが必要。表彰制度，外部への発信の仕組みを構築。

・標準策定に必要な基本的な知識は，OJT だけでなく，説明資料を整備し説明会を行うなどの組織的な仕組みの構築。

・財政基盤の強化。必要十分な財源が確保でき，将来の変化（事務局人員の増加，標準販売量の減少，など）に柔軟に対応できるよう，収入の増加をはかる。専門部会ごとの標準販売量の比較などを示し，標準制定，講習会実施に積極的に取り組む動機付けとする。

*Yoshiyuki Narumiya[1]
[1]JANSI

2018年秋の大会

標準委員会セッション

学協会規格の策定と活用の活性化に向けて

Toward revitalization of establishment and utilization of academic societies standards

(3) 自主的安全性向上の取組と学協会規格への期待

(3) Action of Safety Improvement and Expectations for academic societies standard

*村野　兼司[1]

[1]東京電力ホールディングス（株）

1．緒言

2020 年 4 月に施行される原子力規制検査は、事業者はリスク情報を活用しつつ自らの主体性により継続的に安全性を向上させ、規制機関はリスク情報を活用しそれら事業者の活動を監視・評価することを基本理念としている。[1]

施行に先立ち、2018 年 10 月から全国の原子力発電所で試運用が行われることになっており、当社柏崎刈羽原子力発電所はパイロットプラントとして、試運用の中心的存在となる予定であり、各種取組を進めているところである。

本論文では、原子力規制検査の試運用に向けて、事業者の責務である自主的な安全性向上の各種取組について実施･改善状況及び今後の展望､及び関連する学協会規格へ期待することについて述べる。

2．事業者の自主的な安全性向上の活動

原子力発電所においては、運転、保全、放射線管理等の様々な活動を行っており、それら活動は是正措置プログラム、系統監視、構成管理、パフォーマンス指標測定、リスク評価などを通じて自主的に改善することで、より一層の安全性の向上に継続的に努めている。

3．当社の各種取組

3.1 是正措置プログラム

以前より是正措置プログラムを導入し、改善に活用しているが、従来の事象発生後の不適合情報にもとづく是正中心の活動から、事象発生前の劣化兆候や品質未達事項を特定し原因分析・是正する、予防・検知に重点をおいた活動に改善することで、より一層の安全性の向上の実現を目指している。

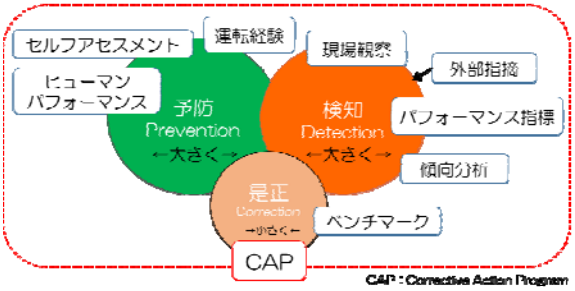


図１　是正措置プログラムの改善

そのため、現場観察、原子炉主任技術者の気付き、検査官や外部機関の指摘等のプログラムへのインプットを開始しており、2018 年 7 月以降、ニアミスや協力企業の気付きもインプットする予定である。

また、インプットの拡充と併せて、分析・評価の強化として、2016 年 10 月、パフォーマンス向上コーディネーターを発電所各部に配置し、毎日のピア会議を通じて、重要度判定、原因分析、傾向管理等をサポートしている。

3.2 系統監視

設備に精通したシステムエンジニアが、系統監視プログラムに基づき、主要系統の監視に着手している。

今後、システムエンジニアの育成を進め、各プラントにおいて重要な約 40 系統を監視することを目指している。

3.3 構成管理

設計要件、実機器、設備図書の３要素の整合を維持・管理することで、各種安全性評価、保全計画立案、改造等を適切に実施することを目指している。

現在、管理すべき設計・設備情報を抽出し、残留熱除去系、高圧代替注水系をモデルケースとして、設計基準文書を作成中であり、更なる整備計画も検討中である。

また、変更時の管理を行う関連図書支援システムを開発しており、今後試運用を行う予定である。

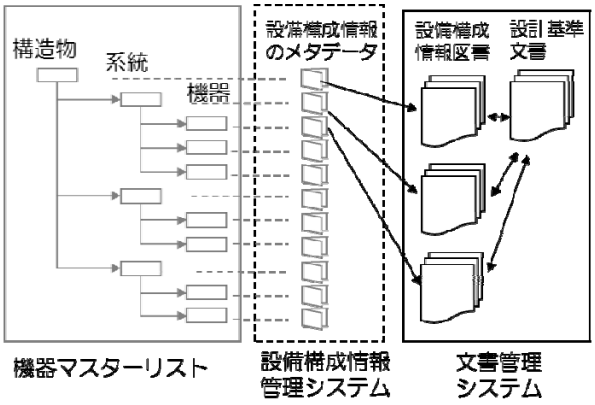


図２ 設計基準文書作成のイメージ

3.4 パフォーマンス指標の測定とレビュー

各種分野においてパフォーマンス指標を設定・採取し、毎月、所長、所内幹部、本社幹部が参加するレビュー会議において、目標値と結果を比較し、あるべき姿に到達するための改善の議論を行い、パフォーマンスの向上を目指している。

今後、原子力規制検査に対応した規制要求項目を採取するとともに、自主的な設定項目も拡充する予定。

図３ 福島第二パフォーマンスレビュー会議

3.5 リスク情報活用

2018 年 2 月、原子力発電事業者 11 社で「リスク情報活用の実現に向けた戦略プラン及びアクションプラン」を取りまとめている（図４参照）。[2] 実施内容の詳細については各社検討途上であるが、今後のリスク情報活用に向けて、現在日本原子力学会で制定準備中である実施基準の発行が待たれるところである。

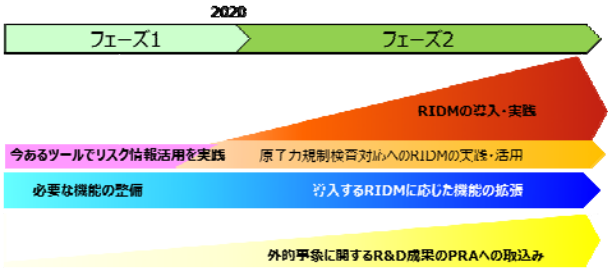


図４ リスク情報活用の実現に向けた戦略プラン及びアクションプラン

当社では、フェーズ１の取組として、工事等のリスクを評価した週間リスク予報をとりまとめて工事工程策定やバックアップ対策検討に利用する等、日々実践することで社員への意識定着に努めている。更に、設計管理や運転管理へのリスク情報活用の適用を検討中であり、ＰＲＡ高度化モデルの整備も進めている。このモデルは原子力規制検査でも活用することを想定している。高度化にあたり運転中内的事象モデルを先行しているが、将来的に停止時モデルや外的事象（地震・津波）モデルも整備していく。標準については、停止時モデルや外的事象モデルなどは、日本も独自に研究・検討を行っている部分もあり、今後日本と同様にＰＲＡに取組んでいる欧米各国と連携し、新知見やお互いの蓄積された経験などの情報が共有され、更に標準が高度化されていくことを期待したい。

４．結論

原子力規制検査の基本理念に従い、自主的な安全性向上の取組の拡充を進めている。

現在、原子力規制庁が原子力規制検査の制度検討を続けており、2018 年 10 月には試運用が開始される中で、当社は安全性向上の実績を着実に積み上げるとともに、原子力規制庁の制度検討および試運用に協力していく。

制度検討および試運用を経て、原子力規制検査が効率的でパフォーマンスベースの、より規範的でない、リスク情報を活用したものとなり、事業者の自主的安全性向上の取組をより活性化させることにつながることを期待している。

参考文献

[1] 原子力規制庁検査制度の見直しに関する検討チーム、“検査制度の見直しに関する中間とりまとめ”、2016、p.15.

[2] 原子力発電事業者 11 社、“リスク情報活用の実現に向けた戦略プラン及びアクションプラン”、2018.

*Kenji Murano[1]

[1]TEPCO

2018年秋の大会

標準委員会セッション

学協会規格の策定と活用の活性化に向けて
Toward revitalization of establishment and utilization of academic societies standards

（4）リスク情報活用と安全確保の実績を重視する検査制度における学協会規格の活用

(1) Potential of academic societies standards in risk-informed and performance-based nuclear oversight program

*金子　修一[1]
[1]原子力規制庁

1. 原子炉等規制法に基づく検査制度の改革

2017年4月に成立した原子炉等規制法等の改正法により、原子力施設等に対する検査制度については、大改革が行われることとなっている。新たな検査制度は、従来、安全確保上の影響の大小に関わらず、ともすると形式的な法令違反の確認になりがちであったものを改め、米国で運用されている原子炉監視プロセス（Reactor Oversight Process: ROP）をモデルとして、より安全上の重要性の高い事象に規制資源を集中するものとなるよう、2020年春の新制度の施行に向け、現在、その準備が進められているが、まず、特に学協会規格の活用に関連して重要な事項を挙げておきたい。

1-1. 事業者の主体的な活動の拡大

従来、原子炉等規制法に基づき規制機関が行ってきた使用前検査や施設定期検査などは、その主体が事業者となり、規制機関はその実施を確認する役割へと、安全確保に関する事業者の一義的な責任がより明確化されたものに変わる。これに伴い、事業者の実施する検査に関連する学協会規格の役割や活用方法にも変化が求められるであろうことに加え、事業者が主体的に行う様々な安全確保活動に関する規格・標準についても、その果たす役割が大きくなることが考えられる。

1-2. リスク情報の活用

英語の”risk-informed”は「リスク情報の活用」という訳語で表現されているが、これまで、あらかじめ定められた基準等に対する不適合、違反等を決められた手法で判断する規範的な検査が、定型的な確認に陥りやすかったことを改める際に、規制機関としての判断基準を明らかにする一つの方策がリスク情報の活用である。規制上の判断も含め、リスク情報を活用した意思決定においては、リスクの程度に係る様々な情報が用いられることとなる。例えば、確率論的リスク評価手法（いわゆるPRA）による計算の結果として得られる点推定値やリスクの大小に係る知見などは、その典型的なものであるが、それ以外にも事象の特徴、事業者による回復措置の有無、安全裕度への影響の大小など、定性的なリスクに係る情報も意思決定の重要な要素として用いられる。

このようなリスク情報活用に関しては、確率論的リスク評価を行う際のツールに係る標準、リスク評価のプロセスなどの意思決定に係る規格など、多様な視点での学協会規格の活用が期待される。

1-3. 安全確保の実績を反映する規制運用

今回の検査制度改革の大きな柱となるもう一つの価値観は、英語で”performance-based”と呼ばれる「安全確保の実績を反映する」規制の運用である。安全確保の実績を表す指標としての活用が予定されている安全実績指標（Performance Indicator: PI）の導出をはじめ、事業者において把握・整理する安全確保の実績をどのように共通化し、評価を可能とするかなどについても、学協会規格をはじめとした標準の整備・活用が期待される。

1-4. 品質管理に係る要求範囲の拡大

検査制度改革の法律改正の際には、同時に、保安のための業務に係る品質管理に必要な体制についても、その対象範囲が拡大されており、これに対応した技術基準の改正が準備されている。具体的な内容として

は、事業者の行う検査の独立性、調達管理の充実、設計・建設段階などへの適用など、より品質管理の質を高めていく必要のある事項や追加的に要求されることとなる事項などが含まれている。

こうした品質管理に係る事項については、日本電気協会が作成・管理している規格をはじめ、事業者の行動の規範となる学協会規格の策定・充実が期待される大きな領域である。

2. 学協会規格と新たな検査制度との関係

原子力規制委員会では、規制運用に学協会規格を活用する際に、技術評価を行った上でのエンドースを通じて、直接に該当規格が活用できるようにする手法を有しているが、必ずしもこのエンドースを受けたものだけが技術的に有効であるということを意味している訳ではない。事業者が学協会規格を活用しつつ、様々な安全確保のための活動を行っている場合に、規格の内容を参照しつつ、当該活動の妥当性を評価するという手法もあり得るであろうし、実質的な安全上の妥当性の一部を規格への適合性を通じて確認するという手法も採りうるものと考えられ、検査制度がこれまでより柔軟なものとなることとの関係で、様々な学協会規格の活用方法を追求することができる。

今後の学協会規格の検討・制定・改定については、このような視点も踏まえ、安全確保のための活動を行う事業者の現場において、より活用する意義の大きいものであるかどうか、すなわち規格・標準への適合が実質的な安全性の確保・向上につながる効果を有するものであるかどうかを、強く意識したものであることが期待される。規格・標準の活用が現場の安全性の向上をもたらし、それ自身が規格・標準の活用を促すとともに、原子力安全規制の運用においても評価され、安全確保の現場と規制、そして学協会規格のそれぞれが相乗的に安全性向上への効果を上げていく姿を理想とするならば、新たな検査制度は、まさにその実現をより身近にするものと受け止めることもできる。

3. 今後の取組

新たな検査制度が施行されるまでの約 1 年半の期間、そしてその後制度を運用しながら改善を進めていくことも含め、事業者、規制機関の双方において様々な活動の変更を行っていく。事業者においては、前述のような規制の変化に対応する一環として、改善措置活動（Corrective Action Program: CAP）の充実など、日々の事業活動の実務を大きく改善していくことも予定されており、これらに対応した学協会規格の検討も課題の一つであると言える。現在、事業者、規制機関、学協会間相互の対話を行う環境は整っており、今後、さらに現状や課題に対する認識の共有とこれに対応するための議論・検討を進めることが極めて重要である。

今回の日本原子力学会における議論も、その一助として機能し、継続的に建設的な議論・検討を行うことを自らに課したい。

---

*Shuichi Kaneko[1]

[1]Nuclear Regulation Authority, Japan

Planning Lecture | Board and Committee | Standards Committee

[1I_PL] Toward revitalization of establishment and utilization of academic societies standards

Chair:Naoto Sekimura(Univ. of Tokyo)

Wed. Sep 5, 2018 1:00 PM - 2:30 PM Room I (B33 -B Building)

[1I_PL05]Discussion

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

我が国の原子力安全の向上のための課題を最新の知見の活用と社会の理解を得て進めていくためには、規制、事業者、研究機関、メーカ等が共通に持つ技術基盤として、公正、公平、公開の原則で策定された学協会規格類（規格と原子力学会標準）の活性化が重要な役目を持つ。標準委員会は、学協会規格類の策定・活用の活性化・強化を関連組織が行うためのフレームワークとその中での原子力学会の役割について意見交換し、今後の課題解決への体制や方法などの実現に資してもらうことを目的とする企画セッションを開催する。

©Atomic Energy Society of Japan

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

Wed. Sep 5, 2018 2:45 PM - 4:05 PM JST | Wed. Sep 5, 2018 5:45 AM - 7:05 AM UTC | Room I B33 -B Building

[1I08-12] Fast Reactor Thermal Hydraulics 1

Chair:Koji Morita(Kyushu Univ.)

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

[1I08] Development of multi-level, multi-scenario simulation systems for sodium cooled fast reactor

(5)Development of basic module in multi-level simulation system

*norihiro doda[1], hideo araseki[1], kunihiko nabeshima[1], takashi takata[1], masaaki tanaka[1], hiroyuki ohshima[1] (1. JAEA)

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

[1I09] Development of multi-level, multi-scenario simulation systems for sodium cooled fast reactor

(6)Development of basic module in multi-scenario simulation system

*Akihiro Uchibori[1], Mitsuhiro Aoyagi[1], Kei Ito[2], Takashi Takata[1], Hiroyuki Ohshima[1] (1. JAEA, 2. Kyoto Univ.)

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

[1I10] Development of multi-level, multi-scenario simulation systems for sodium cooled fast reactor

(7) Experiments of combustion-generated aerosol mass transport using simulated particle

*Akikazu Kurihara[1], Shin Kikuchi[1], Ryota Umeda[1], Takashi Takata[1], Hiroyuki Ohshima[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

[1I11] Development of multi-level, multi-scenario simulation systems for sodium cooled fast reactor

(8) Particle size measurement of reaction product aerosol at reaction surface

*Yoshihiro Deguchi[1], Shin Kikuchi[2], Akikazu Kurihara[2], Takashi Takata[2], Hiroyuki Ohshima[2] (1. Tokushima University, 2. JAEA)

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

[1I12] Development of multi-level, multi-scenario simulation systems for sodium cooled fast reactor

(9)Fundamental experiment on sodium-concrete reaction

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

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
(5) マルチレベルシミュレーションシステムの基本モジュール構築

Development of multi-level, multi-scenario simulation systems for sodium cooled fast reactor

(5) Development of basic module in multi-level simulation system

*堂田 哲広，荒関 英夫，鍋島 邦彦，髙田 孝，田中 正暁，大島 宏之

原子力機構

ナトリウム冷却高速炉（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。本報では、SFR 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基本モジュールの構築結果を報告する。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉、連成解析、プラント動特性解析、CFD 解析

1. 緒言　マルチレベルシミュレーションシステムは、SFR の設計オプションに柔軟に応し、設計で想定される運転状態に対する高効率なプラント挙動解析と高精度な局所現象解析を統合して 1 つのシステムで実行することを目的としている。本件では、前報[1]に示した概念設計に基づき、Super-COPD（1D コード）と ANSYS Fluent（CFD コード）の連成手法を構築し、その妥当性を評価した。

2. 連成手法の構築と妥当性評価　解析領域を 1D コードと CFD コードで重複なく分割し、境界でのデータを 1D コードから CFD コードへシーケンシャルに時間ステップ内で受け渡す連成手法を構築した（図 1）。本連成手法の妥当性について、基本的な体系の解析を行い、評価を行った。流路幅を基準（H=0.01m）にした高さ 40H、幅 10Hの断熱壁で囲まれた 2 次元ループに対して、浮力の効果を考慮できるよう右側ループ上方に除熱領域、左側ループ下方に加熱領域を、また強制循環とする場合のポンプを左側ループ上方に設けた。連成解析では体系の上半分を 1D コード、下半分を CFD コードでモデル化した（図 2）。また妥当性確認としては、同体系を CFD コードのみ及び 1D コードのみで解析した結果との比較とした。図 3 に CFD コード、1D コード、1D-CFD 連成の解析結果を示す。本解析ケースでは、10～70 秒はループへの入熱及び除熱によって左右の中央高さで温度差が生じ、120 秒以降はポンプ停止に伴う流量低下によってその温度差が拡大する。図より、本連成手法の妥当性が確認された。

3. 結論　マルチレベルシミュレーションシステムのベースとなる 1D-CFD 連成手法を構築し、その妥当性を確認した。今後はプラント動特性解析コードと局所多次元解析コードを連成させた解析を行い、その妥当性を評価する。

＊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 29 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] 堂田他, 原学会 2017 年秋の大会, 2E16.

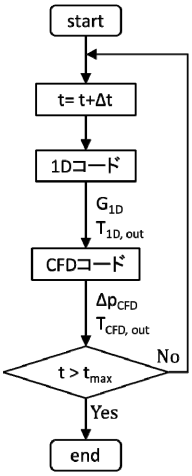


図 1 コード間のデータ受け渡し

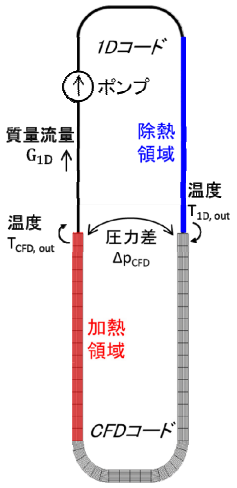
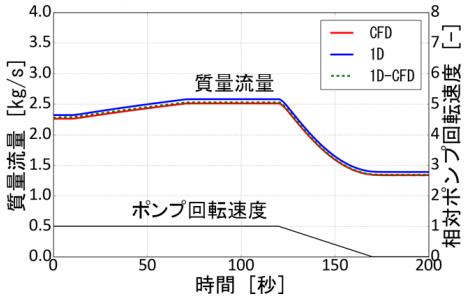
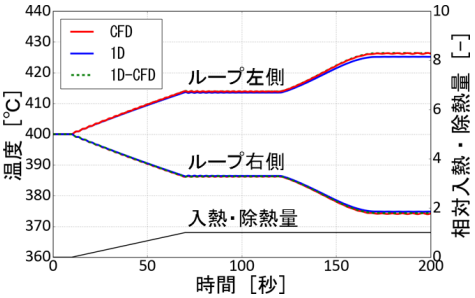


図 2 解析体系（連成）



(a) 質量流量



(b) ループ左右の中央高さの温度

図 3 1D-CFD 連成解析と CFD 解析及び 1D 解析の比較

*Norihiro Doda, Hideo Araseki, Kunihiko Nabeshima, Takashi Takata, Masaaki Tanaka and Hiroyuki Ohshima

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 （6）マルチシナリオシミュレーションシステムの基本モジュール構築

Development of multi-level, multi-scenario simulation systems for sodium cooled fast reactor
(6) Development of basic module in multi-scenario simulation system

*内堀 昭寛[1]，青柳 光裕[1]，伊藤 啓[2]，髙田 孝[1]，大島 宏之[1]
[1]原子力機構，[2]京都大学

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時の炉内／炉外事象を統一的に扱うマルチシナリオシミュレーションシステムの基本モジュール構築結果を報告する。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉、シビアアクシデント解析、炉内事象、炉外事象

1. 緒言　ナトリウム（Na）冷却高速炉（SFR）の設計最適化・革新技術開発を支える安全基盤技術の一つ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を開発している。このうちマルチシナリオシミュレーションシステムは、SFR シビアアクシデント（SA）時の様々な炉内／炉外事象を統一的に解析することを目的としている。本件では、前報に示した概念設計[1]に基づき、本システムのベースとなる炉内側及び炉外側それぞれの熱流動解析基本モジュールを構築すると共に、その機能検証や妥当性確認を行った。

2. 基本モジュールの構築及び妥当性確認

2-1. 炉内側　SA 時の 1 次主冷却系流動に対し、低マッハ数近似（圧縮性考慮）、Volume-of-fluid（VOF）法、完全陰解法を採用した多次元解析手法を構築した。その機能検証として、SFR の 1 次主冷却系を参考とした 2 次元体系において冷却材流出事象の解析を実施した。図 1 に示す通り、アルゴンと Na が存在する条件において、冷却材流出とともに気液界面位置が低下する基本的な事象を解析可能であることを確認した。

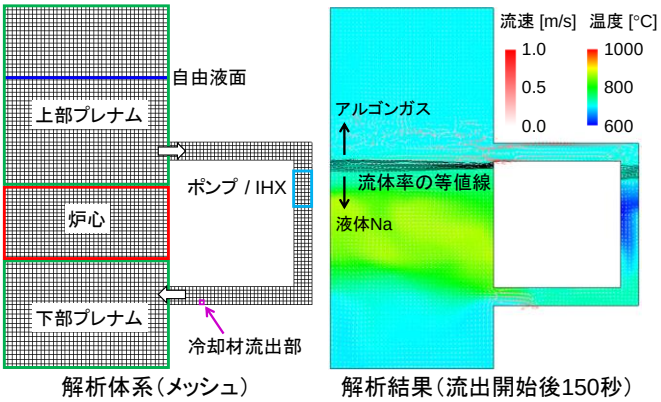


図 1 炉内基本モジュールによる冷却材流出事象の解析

2-2. 炉外側　複数の部屋が流路や構造部を介して連結した体系を質点系として扱い、完全陰解法により気相、気相成分、エアロゾルの輸送に関する基礎方程式を解くことで圧力、温度、気相成分質量分率、エアロゾル濃度、部屋間通気速度等を評価する解析手法を構築した。その妥当性確認として、2 部屋が接続された体系で部屋間の圧力差により気相が移行する問題を解析した。理想的な体系での理論解との一致に加え、既開発の質点系 Na 燃焼解析コード SPHINCS[2]による解析結果との一致（図 2）を確認した。また、完全陰解化による数値計算安定化の大幅な向上も併せて確認した。

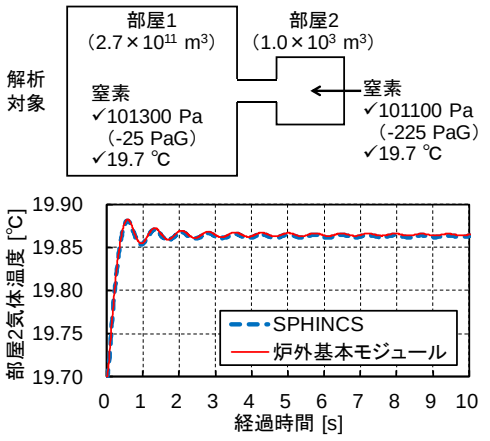


図 2 炉外基本モジュールによる解析の一例

3. 結論　炉内側基本モジュールについては冷却材流出事象を解析可能なこと、炉外側基本モジュールについては部屋間の気相やエアロゾル移行挙動について理論解との比較やコード間クロスチェックから解析手法の妥当性を確認した。＊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 29 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] 髙田他，原学会 2017 年秋の大会, 2E17.　[2] A. Yamaguchi, et al., Nuclear Engineering and Design, 219, pp.19-34, 2003.

* Akihiro Uchibori[1], Mitsuhiro Aoyagi[1], Kei Ito[2], Takashi Takata[1] and Hiroyuki Ohshima[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Kyoto Univ.

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 （7）模擬粒子を用いた燃焼生成エアロゾル物質移行実験

Development of multi-level, multi-scenario simulation systems for sodium cooled fast reactor
(7) Experiments of combustion-generated aerosol mass transport using simulated particle

*栗原　成計[1]，菊地　晋[1]，梅田　良太[1]，高田　孝[1]，大島　宏之[1]
[1]日本原子力研究開発機構

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、SFRの炉外固有事象であるNa漏えい燃焼挙動評価のコードV&Vを目的として実施した、模擬粒子を用いたセル間のエアロゾル物質移行実験装置の設計製作、試験計画の策定について報告する。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，ナトリウム漏えい，エアロゾル

1. 緒言　炉外構造物からの Na 漏えい時には、漏えいした Na のエアロゾルあるいは周囲雰囲気下で燃焼生成した Na 酸化物のエアロゾルが、区画化されたコンクリート構造物間を、構造物やケーブル敷設用の貫通孔を通して移行する。本報告では、Na 漏えい事象に係る既存知見整理及び模擬エアロゾル物質移行実験装置の設計製作、試験計画の策定について報告する。

2. 模擬粒子を用いたセル間のエアロゾル物質移行実験

2-1. Na 漏えい事象に係る既存知見の整理

Na 漏えい事象における重要度ランク評価、コード V&V の観点での既存実験の整理（評価マトリクスの作成）を実施するとともに、実験装置のスケールに対する検討を行った。

2-2. 実験装置　重要物理現象の知見整理でデータ不足が指摘された燃焼生成エアロゾルの伝熱流動や物質移行挙動を明らかにするため、模擬エアロゾル（微細粒子）を用いて、複数の貫通部で連結された多区画部内での温度や粒子移行挙動等を計測可能な多セル区画実験装置を設計製作した。図 1 に、実験装置の全体系統を示す。本装置は、2 つの区画部（セル）、貫通部、計測機器、エアロゾル生成器（図 2）及び計測室等で構成される。エアロゾル生成器は、噴出量の定量化精度を考慮し、固形微細粒子をピストンに封入し、一定速度で上昇させるとともにブラシで削り出し実験体系に送られる。試験計画では、本公募で計測された粒径[1]およびこれまでに計測された燃焼時のエアロゾル濃度から噴出量、実験時間の選定を行った。

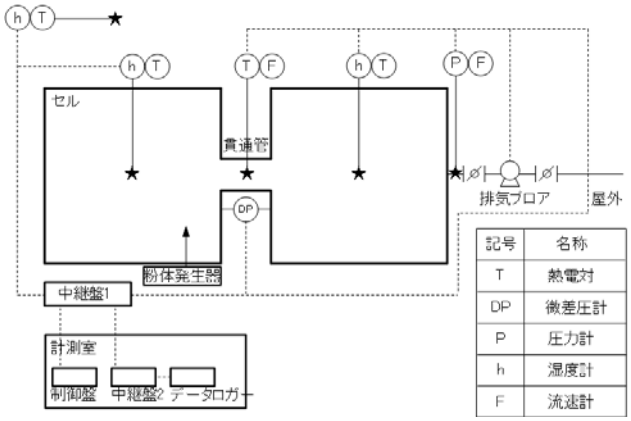


図 1　模擬エアロゾル物質移行実験装置全体系統

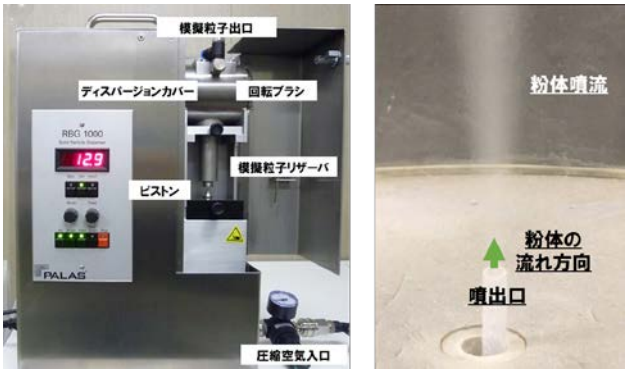


図 2 エアロゾル生成器（左）及び噴出の様子（右）

3. 結論　Na 漏えい事象に係る重要物理現象の知見整理に基づき、セル内及びセル間の燃焼生成エアロゾル移行挙動を把握するため、模擬粒子を用いた物質移行挙動試験装置の設計製作、試験計画の策定を行った。

＊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 29 年度までの成果です。

参考文献　[1] 出口他、原学会 2018 年秋の大会、第 8 報（次報）、2018.

*Akikazu Kurihara[1], Shin Kikuchi[1], Ryota Umeda[1], Takashi Takata[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 （8）反応界面における反応生成物エアロゾル粒径計測

Development of multi-level, multi-scenario simulation systems for sodium cooled fast reactor

(8) Particle size measurement of reaction product aerosol at reaction surface

*出口 祥啓[1]，菊地 晋[2]，栗原 成計[2]，高田 孝[2]，大島 宏之[2]

[1]徳島大学，[2]原子力機構

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、Na－酸素反応にて生成するエアロゾルに注目し、反応場の可視化とエアロゾル粒径に関する計測結果について報告する。

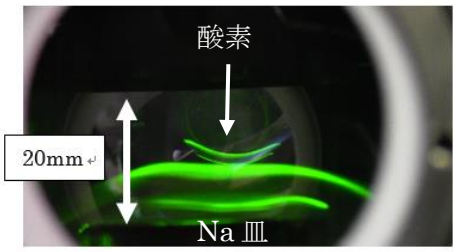
キーワード：ナトリウム冷却高速炉、ナトリウム燃焼、レーザー計測

1. 緒言

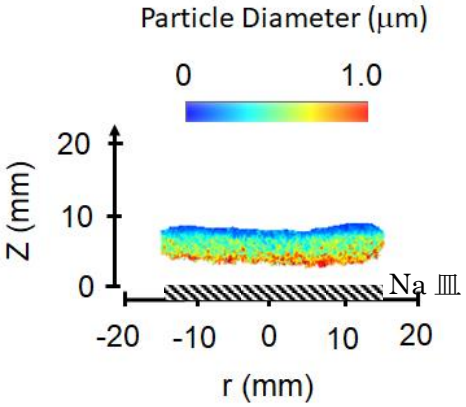
ナトリウム(Na)冷却高速炉(SFR)の安全基盤技術としてマルチレベル・シナリオシミュレーションシステムの開発を進めている。このシミュレーションシステムの V&V を適切に実施するには、信頼性を確保した実験知見やデータベースの構築が必要不可欠である。本報告では、Na－酸素反応にて生成するエアロゾルに注目し、反応場のふく射熱輸送解析などに資することを目的として、反応場の可視化とエアロゾル粒径に関する計測結果について報告する。

2. 実験方法

Na－酸素反応には、対向型 Na 反応装置を用いた[1]。本装置では、液体 Na プール上に酸素を導入し、一次元的に Na－酸素反応を持続できる。試験では、圧力 0.05MPa、Na 温度 820K、酸素濃度 2%及び 4%（バッファガス：Ar）の条件を用いた。反応場の可視化には 532nm のレーザ光を用いた。また、エアロゾル粒径計測では、波長の異なる複数のレーザ光（405nm、450nm、520nm、532nm、650nm、650nm、785nm）を用いたミー散乱法と LII（Laser Induced Incandescence）を用い、異なる 2 手法から粒径を求め、計測精度の向上を図った。



(a) 可視化結果



(b) 粒径分布(LII)

図 1 Na－酸素反応場の試験結果

3. 結果及び考察

図 1 に酸素濃度 2%における Na－酸素反応を対象とした反応場の可視化結果と LII を用いた粒径計測結果を示す。エアロゾルとして数百 nm～1μm の粒径が算出されており、ナトリウム皿に近づくに従い、粒径が大きくなっていることが分かる。これは、ナトリウム皿近傍で、流速が遅くなり、エアロゾルの成長、重合などの現象が顕著に表れるためである。本粒径計測結果は、同条件にてミー散乱法を用いた計測と良い一致を示すことが確認された。

4. 結言

Na－酸素反応現象を解明するための基礎試験として、ミー散乱法及び LII を用いた計測を実施した結果、数百 nm～1μm の粒径を有するエアロゾルが生成されることを確認した。また、両計測結果は良い一致を示すことが確認された。

＊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 29 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] Deguchi Y., Applied Thermal Engineering 114 (5) (2017) 1702-1706.

*Yoshihiro Deguchi[1], Shin Kikuchi[2],Akikazu Kurihara[2], Takashi Takata[2], Hiroyuki Ohshima[2]

[1] Tokushima University, [2] 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 （9）ナトリウムーコンクリート反応基礎試験

Development of multi-level, multi-scenario simulation systems for sodium cooled fast reactor

(9) Fundamental experiment on sodium-concrete reaction

*菊地　晋[1]，古賀　信吉[2]，栗原　成計[1]，高田　孝[1]，大島　宏之[1]

[1]原子力機構，[2]広島大学

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ーコンクリート反応に関する基礎試験の結果について述べる。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉、ナトリウムーコンクリート反応、熱分析

1. 緒言

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。このシミュレーションシステムの 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ーコンクリート反応現象を解明するため、高速炉構造コンクリート表層部に断熱材として敷設されるパーライトコンクリートの主成分であるカルシウム化合物と Na の反応に係る熱分析試験を実施した結果について述べる。

2. 実験方法

熱分析試験にはアルゴン(Ar)雰囲気で満たされたグローブボックス(GB)内に設置された SETARAM 社製の DSC（示差走査熱量測定）装置 DSC-111 を用いた。試料容器は Na との反応性を考慮して、SUS304L 製で内径 5mm、深さ 76mm のものを用いた。基準物質は融点の高いアルミナを、試料側には Ar 雰囲気の GB 内で調整した純度 99wt%の Na と炭酸カルシウム($CaCO_3$)を用いた。Na と $CaCO_3$ の割合は Naーコンクリート反応で想定される総括反応($4Na+3CaCO_3 \rightarrow 2Na_2CO_3+3CaO+C$)の量論比を参考に Na: $CaCO_3$=4:3 に設定した。試験は昇温速度 2.5～10K/min で室温から 1073K まで加熱し、反応温度を測定した。

3. 結果及び考察

図 1 に Na-$CaCO_3$ 反応を対象とした各昇温速度における DSC 曲線を示す。各昇温速度において、約 371K に Na の融点に対応する吸熱ピークが確認できる。その他、約 680～825K において 2 つの発熱ピークが確認でき、第 1 発熱ピークは昇温速度の上昇に伴い高温側へのシフトが見られ、速度論評価が可能な反応となっている。第 2 発熱ピークはピーク形状がシャープであるが、昇温速度による依存性はなく、出現温度にバラツキがあることが分かる。ここでは、第 1 発熱ピークが Na-$CaCO_3$ 反応に直接の寄与がある主要な反応（初期反応）であると考えられ、Kissinger 法[1]を用いた簡易的な速度論評価を実施した。評価の結果、活性化エネルギーや頻度因子の速度論パラメータについて、石灰岩系コンクリートの反応性評価において報告されている知見[2]と相違があるが、前述の反応温度領域では反応速度定数に有意な差がないことを確認した。

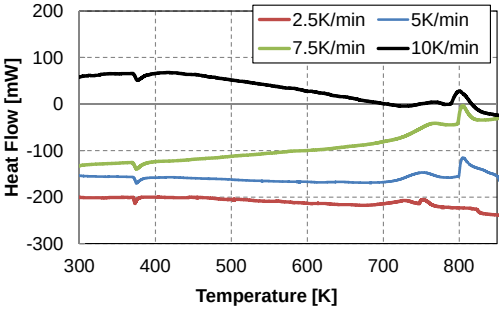


図 1　Na-$CaCO_3$ 反応の DSC 曲線

4. 結言

Naーコンクリート反応現象を解明するための基礎試験として、Na-$CaCO_3$ 反応を対象とした熱分析試験を実施した結果、約 680～825K において反応に伴う発熱ピークを確認した。また、簡易的な速度論評価を実施した結果、反応温度領域における反応速度定数は既往知見と同程度であることが分かった。

＊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 29 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] Kissinger HE. ,Anal Chem 29 (11) (1957) 1702-1706.　[2] Suo-Anttila AJ.;NUREG/CR-3379 (1983).

*Shin Kikuchi[1], Nobuyoshi Koga[2],Akikazu Kurihara[1], Takashi Takata[1], Hiroyuki Ohshima[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Hiroshima University,

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

Wed. Sep 5, 2018 4:05 PM - 5:40 PM JST | Wed. Sep 5, 2018 7:05 AM - 8:40 AM UTC | Room I B33 -B Building

[1I13-18] Fast Reactor Thermal Hydraulics 2

Chair:Mamoru Konomura(Univ. of Fukui)

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

[1I13] Mechanism of heat transfer from molten fuel pool to structural wall in EAGEL 1D1 test

*Koji Morita[1], Ryusei Ogawa[1], Xiaoxing Liu[1], Wei Liu[1], Kenji Kamiyama[2] (1. Kyushu University, 2. JAEA)

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

[1I14] PLANDTL-2 Experiment for Evaluation of Decay Heat Removal in Sodium-cooled Fast Reactors

- Multi Dimensional Cooling Behavior through Inter Wrapper Gap Reagion under Steady State Conditions -

*Toshiki Ezure[1], Jun Kobayashi[1], Takamitsu Onojima[1], Akikazu Kurihara[1], Masaaki Tanaka[1] (1. JAEA)

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

[1I15] Development of Simulation Code of Bubble and Dissolved Gas Behavior in Sodium-cooled Fast Reactor Primary Coolant System

(1)Study on Analytical Model for Tank Type Reactor

*Kentarou Matsushita[1], Kei Ito[2], Toshiki Ezure[1], Masaaki Tanaka[1] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Kyoto Univ.)

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

[1I16] Study on coolant behavior in damaged core of sodium-cooled fast reactor

(4) Evaluation of pressure drop through simulated debris bed in consideration of porosity distribution

*Tatsuya Kurisaki[1], Daisuke Ito[2], Kei Ito[2], Yasushi Saito[2], Yuya imaizumi[3], Ken-ichi Matsuba[3], Kenji Kamiyama[3] (1. Kyoto Univ., 2. KURNS, 3. JAEA)

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

[1I17] Self-leveling Behavior of Mixed Solid Particles in Cylindrical Bed Using Gas-injection Method

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

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

[1I18] Studies on Advanced Measurement and Control of Liquid Sodium Flow Field

*Yuta Akimoto[1], Yuma Michishita[1], Takeshi Fukuda[1] (1. Osaka Univ.)

5:35 PM - 5:40 PM JST | 8:35 AM - 8:40 AM UTC

Time reserved for Chair

EAGLE ID1 試験における溶融燃料プールから構造壁への熱伝達機構に関する検討

Mechanism of Heat Transfer from Molten Fuel Pool to Structural Wall in EAGEL 1D1 Test

*守田 幸路[1]，小川 竜聖[1]，劉 暁星[1]，劉 維[1]，神山 健司[2]

[1]九州大学，[2]日本原子力研究開発機構

EAGLE ID1 試験における燃料ピン束の崩壊から溶融燃料プール形成よる構造壁の熱伝達までの一連の挙動に関する粒子法シミュレーションの結果に基づき、構造壁の破損要因と推定される構造壁への高熱流束を生じさせる物理的なメカニズムについて検討した。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，炉心損傷事故，粒子法，溶融プール熱伝達，構造壁破損

1. 緒言　内部ダクト付燃料集合体（FAIDUS）からの溶融燃料の排出を実証するための炉内試験 EAGLE ID1 では、早期のダクト壁破損の要因となった非常に高い熱流束を伴う溶融プールからの熱伝達は、プール中の液体スティールによって促進されたものと推定されている[1]。本研究では、EAGLE ID1 試験における燃料ピン束の崩壊から溶融燃料プール形成までの一連の挙動を対象とした２次元多相流粒子法シミュレーション[2]を実施し、溶融プールから構造壁への熱伝達機構について解析的検討を行った。

2. 結果・考察　図１から分かるように、ダクト壁の破損（本解析では 4.92 s）直前に、溶融プールからダクト壁への熱流束は局所的に 10 MW/m^2 を超えており、試験後解析[2]と整合する結果が得られている。図２、図３に、それぞれ、熱流束が最大となる 4.75 s での体系内の物質分布、ダクト壁近傍での燃料・スティール体積率の軸方向分布を示す。本解析では、熱流束はダクト壁近傍の液体／固体燃料の割合に応じて増減する傾向を示しているが、液体スティールの影響は小さい。この結果は、試験後解析で得られた知見とは異なり、核発熱を伴う液体燃料がダクト壁に直接接触することでも高い熱流束が生じることを示唆している。

3. 結論　本粒子法シミュレーションでは、試験後解析で用いられた多流体モデルが依拠する流動様式マップ等の工学的経験モデルは用いておらず、局所的な熱流動挙動を直接的に模擬することで、従来の知見とは異なるダクト壁破損に関わる熱伝達機構の可能性を示した。

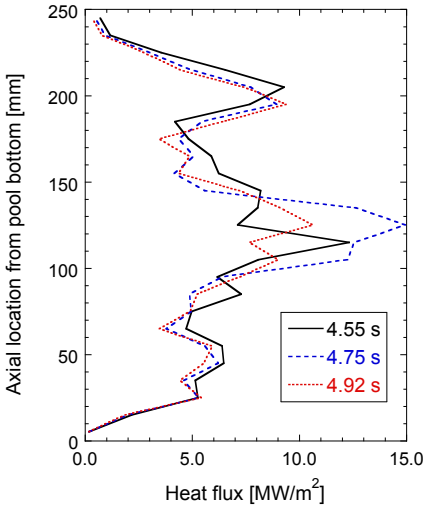


図１ 溶融プールからダクト壁への熱流束の軸方向分布の変化

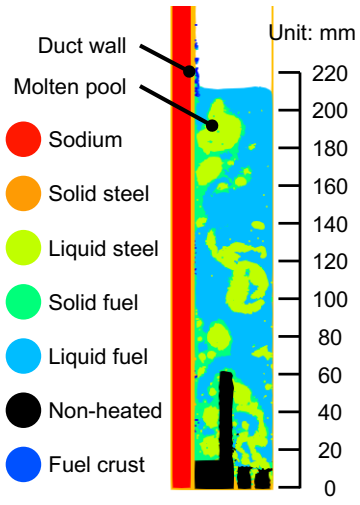


図２ 体系内物質分布（4.75 s）

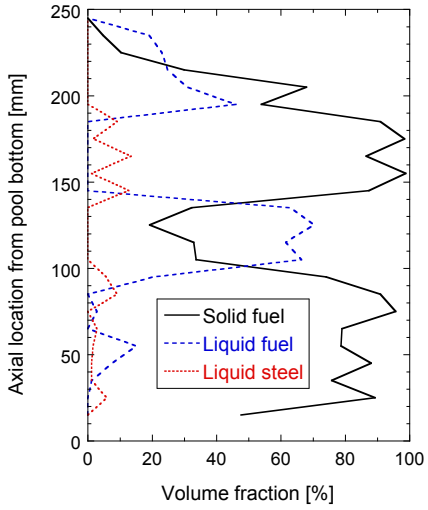


図３ ダクト壁近傍の燃料・スティール体積率の軸方向分布（4.75 s）

参考文献

[1] 豊岡ら，本会和文論文誌, 12(1), pp. 50-66 (2013) [2] X. Liu et al., Comput. Phys. Commun., 230, pp. 59-69 (2018)

*Koji Morita[1], Ryusei Ogawa[1], Xaoxing Liu[1], Wei Liu[1] and Kenji Kamiyama[2]; [1]Kyushu Univ., [2]Japan Atomic Energy Agency

高速炉崩壊熱除去特性に関する PLANDTL-2 試験
-定常時インターラッパ部冷却挙動の多次元性-

PLANDTL-2 Experiment for Evaluation of Decay Heat Removal in Sodium-cooled Fast Reactors
-Multi Dimensional Cooling Behavior through Inter Wrapper Gap Region under Steady State Conditions -

*江連俊樹[1]、小野島貴光[1]、小林順[1]、栗原成計[1]、田中正暁[1]
[1]原子力機構

ナトリウム高速炉の安全性強化の一環として、崩壊熱除去システム起動時の炉心部インターラッパ領域での多次元的な冷却挙動の把握を目的に模擬発熱集合体 30 体（電気ヒータによる発熱模擬）および非発熱集合体 25 体で炉心を構成するナトリウム試験装置（PLANDTL-2）を用いた定常試験を実施した。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉、ナトリウム試験、インターラッパフロー冷却、崩壊熱除去システム

1. 緒言　ナトリウム冷却高速炉の安全性強化に係る重要課題の一つとして、SA 時を含む様々なプラント条件に対応可能な崩壊熱壊熱除去システムの構築がある[1]。原子力機構では、有力なシステムとして浸漬型直接炉心冷却系熱交換器（浸漬型 DHX）に着目し、崩壊熱除去時の炉心部（インターラッパ領域に着目）における熱流動現象の把握に向け、PLANDTL-2 を用いたナトリウム試験を実施している[2]。本報では、浸漬型 DHX 等を用いた崩壊熱除去システム起動時の定常除熱状態におけるインターラッパ（IW）領域を含む炉心部での冷却挙動の把握を目的としたナトリウム試験結果を報告する。

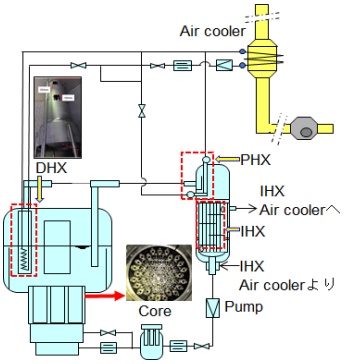


図 1 PLANDTL2 ループ構成

2. 試験装置・試験　図 1 に、PLANDTL-2 のループ構成を示す。試験体は、ループ型大型ナトリウム冷却高速炉の 1/5 縮尺規模（炉容器径）のナトリウム試験装置であり、模擬炉心の入口プレナム部、模擬炉心部および上部プレナム部により構成される。模擬炉心部は、模擬燃料集合体として、六角管流路内に電気ヒーターを有する発熱集合体 30 体および冷却材流路のみの非発熱集合体 25 体で構成される[2]。上部プレナム部は、シェルアンドチューブ・直管型 DHX（図 1 左上写真）1 基と模擬 UIS 等で構成される。また、1 次系ループは、試験体の他、電磁ポンプ、流量計、1 次系冷却器（PHX）および中間熱交換器（IHX）等を有する。試験では、炉心発熱量、1 次系流量および炉心入口温度を一定値とし、DHX または PHX（炉心発熱量に応じて IHX）冷却により系全体を定常状態とした。各熱交換器の 2 次側は空気冷却器による強制循環冷却（流量一定）とした。

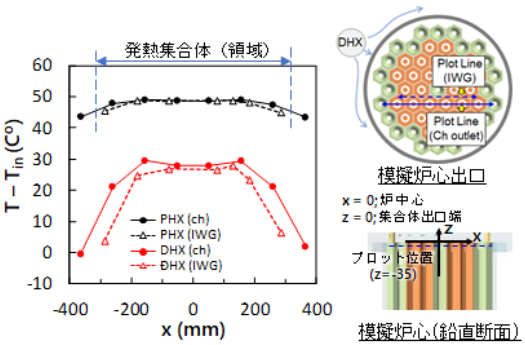


図 2　炉心出口温度分布

3. 試験結果　図 2 に、試験結果の一例として、炉心発熱量 100 kW 及び 1 次系流量 100 L/min における炉心出口部（z=-35mm、図 2 右参照）の時間平均温度分布を示す。横軸は水平方向位置（x）、縦軸は炉心入口温度を基準とした温度変化である。PHX による冷却時（黒印）では、外周部（非発熱集合体の領域）の集合体出口でわずかに温度低下が見られるが、集合体出口（●）、IW ギャップ（IWG）部（△）共に概ね一定温度となっている。一方、DHX による冷却時（赤印）では、発熱集合体領域を含む外周部の集合体出口部において温度低下している。さらに、IWG 部の温度も全体的に低下している。これは、DHX により冷却された低温のナトリウムが炉心部に潜り込むことで、炉心外周部から炉心を冷却したものと考えられる。

3. 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、崩壊熱除去システムを起動した定常状態において炉心領域の温度分布計測を実施し、DHX 冷却による炉心領域への低温ナトリウムの潜り込み挙動を含むインターラッパ領域の多次元的な冷却挙動を把握した。

参考文献　[1]H. Kamide, et al., NED, 312 (2017), p.30, [2]小林ら, 2018 秋の大会,J21

謝辞　本報告は経済産業省からの受託事業である「高速炉の国際協力等に関する技術開発」の一環として実施した成果を含む。

*Toshiki Ezure[1], Takamitsu Onojima[1], Jun Kobayashi[1], Akikazu Kurihara[1], Msaaki Tanaka[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency,

ナトリウム冷却高速炉 1 次冷却系における気泡・溶存ガス挙動解析手法の開発 - (1)タンク型炉の解析モデルの検討 -

Development of Simulation code of Bubble and Dissolved Gas Behavior in Sodium-cooled Fast Reactor Primary Coolant System
- (1)Study on Analytical Model for Tank Type Reactor -

*松下 健太郎[1]，伊藤 啓[2]，江連 俊樹[1]，田中 正暁[1]
[1]原子力機構，[2]京都大学

ナトリウム冷却高速炉におけるガス巻き込み影響評価に必要な解析ツールとして、高速炉 1 次系統内気泡・溶存ガス挙動解析コード SYRENA の開発を進めている。本報では、タンク型炉への適用性検討の一環として、気泡挙動特性に関する解析モデルを構築し、その適用解析を実施し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、ガス巻き込み、溶存ガス挙動評価、気泡挙動

1. 緒言　ナトリウム冷却高速炉の1次系統内気泡および溶存ガス挙動解析コードSYRENAの開発を進めている[1]。SYRENAはフローネットワークコードであり、評価対象となる各部をコンポーネントに分割し、その評価点および合流（分岐）点を設定することで高速炉プラントをモデル化する。各評価点では、冷却材流量、温度および圧力等を与えて、各コンポーネント内の溶存ガス挙動評価を行う。本報では、図1に示す典型的なタンク型炉（仮想タンク型炉）を設定してフローネットワークモデルを構築し、試解析を実施して、高速炉プラント内のAr、Heガス挙動特性についてループ型炉[1]との比較を含め、タンク型炉への適用性について検討した。

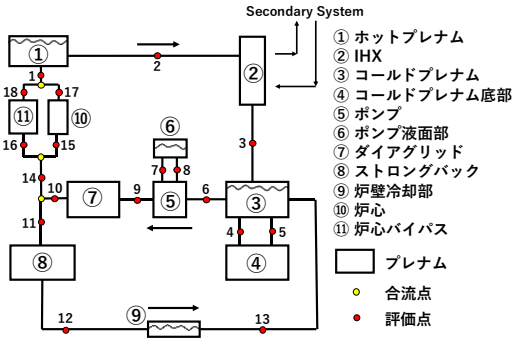


図 1　フローネットワークモデル（仮想タンク型炉）

2. 解析結果・考察　まずは、タンク型炉の解析結果に関する代表例として、Ar ガス挙動を説明する。図 2 に平衡状態までの Ar ガスの気泡モル数の時間変化について炉心出入口および IHX 出入口で示す。ホットプレナム液面でのガス巻込みにより気泡が供給されるため、いずれの評価点でも、気泡モル数は計算開始から 3.0x10^4 秒付近まで緩やかに増加している。3.0x10^4 秒以降の気泡モル数の急激な増加は、Na 中の Ar 溶解量が飽和状態に達し、ナトリウム温度が低下する IHX で気泡析出が開始したためである。その後、ホットプレナム液面での気泡供給と気泡放出および IHX での気泡析出がバランスし、平衡状態に至ったと考えられる。図 3 に炉心出入口および IHX 出入口での系統内における気泡数密度（平衡状態）を Ar ガスの気泡半径に対して示す。気泡半径が小さいピーク（第 1 ピーク）は主にホットプレナム液面からのガス巻込みによるもので、気泡半径が大きいピーク（第 2 ピーク）は IHX での気泡析出に起因するものである。第 2 ピークでは、ホットプレナム液面で Ar ガスの溶け込みや放出が発生するため、IHX 入口において気泡数密度が極端に少なくなっている。なお、He ガスについても同様の挙動を確認した。

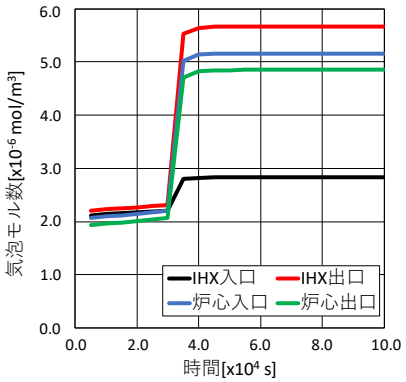


図 2　Ar ガスの気泡モル数時間変化

一方で、図 1 の仮想タンク型炉はホットプレナム液面を静定させる構造（ディッププレート）のない体系であるため、液面から Ar 気泡が抜けやすく、タンク型炉における 1 次系統内の総気泡モル数はループ型炉の半分ほどになった。

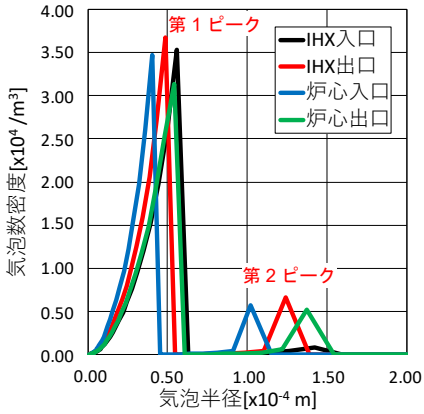


図 3　Ar ガスの気泡数密度

3. 結言　タンク型炉を対象として SYRENA 解析モデルを新たに構築し試解析を行って、タンク型炉の系統内におけるガス挙動特性を把握するとともに、ループ型炉の解析結果との相違点を明らかにした。今後、タンク炉型を対象とした解析モデルの整備を進めるとともに、更なる妥当性確認を実施していく。

参考文献　[1] K. Ito, et al., JAEA-Research 2014-023

*Kentarou Matsushita[1], Kei Ito[2] , Toshiki Ezure[1] and Masaaki Tanaka[1]
[1]JAEA., [2]Kyoto Univ.

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
（4）模擬デブリ内における空隙率分布を考慮した圧力損失評価

Study on coolant behavior in damaged core of sodium-cooled fast reactor

(4) Evaluation of pressure drop through simulated debris bed in consideration of porosity distribution

*栗﨑 達也[1]，伊藤 大介[1]，伊藤 啓[1]，齊藤 泰司[1]，今泉 悠也[2]，松場 賢一[2]，神山 健司[2]

[1]京都大学，[2]原子力機構

模擬デブリ体系における圧力損失評価に関して、空隙率分布の影響を考慮した評価手法を提案し、その予測精度について検討を行った。

キーワード：模擬デブリ，空隙率，ナトリウム冷却高速炉，気液二相流 ，シビアアクシデント

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、炉心部で形成される燃料デブリベッドの安定的な冷却（インプレース冷却）は、損傷炉心物質の原子炉容器内保持を達成するために重要である。インプレース冷却挙動を評価する一つの指標として、デブリベッド内の気液二相流圧力損失が挙げられる。その予測式としては Lipinski モデル[1]が提案されており、これまで様々な模擬デブリベッド体系（球充填体系）における実験値との比較が行われてきている。しかしながら Lipinski モデルは均一な空隙率分布を仮定しており、空隙率の空間分布がある場合に予測精度が低下すると考えられる。そこで本報では、空隙率分布が存在する気液二相流に対して Lipinski モデルを用いた圧力損失計算を行う手法を提案する。

2. 計算方法：中心領域と壁近傍で空隙率が異なる球充填円管内気液二相流を計算対象とした。従来のモデルによる計算においては流路断面で空隙率を一定としているが、今回提案する手法では図 1 のように、流路断面を中心と壁近傍の 2 領域に分割し、空隙率分布モデル[2]から両領域の空隙率を与えた。その上で、それぞれの領域において Lipinski モデルを用いた圧力損失算出を行い、壁面近傍と中心領域で同じ圧力損失になるようにボイド率比および気液相みかけ速度比を変化させ、繰り返し計算を行った。

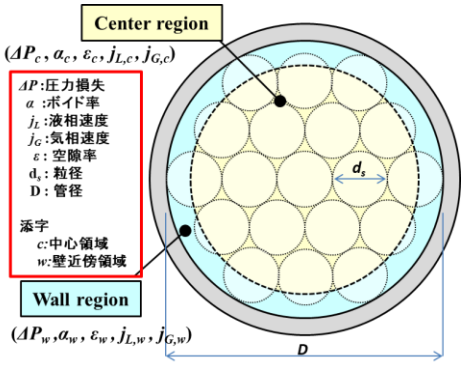


図 1　提案モデルの領域の分け方

3. 結果：提案した手法によって得られた圧力損失と実験値との比較結果を図 2 に示す。実験では内径 50mm の円管に直径 10mm の樹脂ビーズを充填した試験部を用い、気液相みかけ速度を変化させた際の圧力損失を計測した[3]。図 2 から、従来の Lipinski モデルから予測される値に比べて、提案した手法の計算結果は実験値に近づく傾向を示した。しかしながら、低液相速度では、誤差が大きくなる条件もあり、ボイド率や気液相速度の配分について、再検討が必要である。

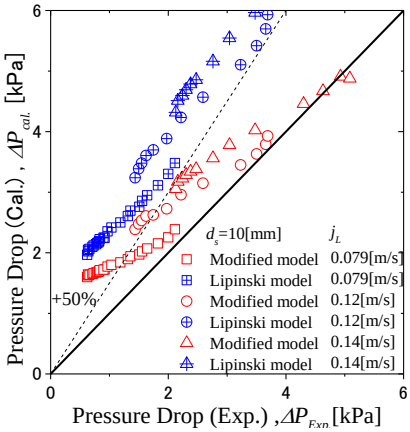


図 2　Lipinski モデルと提案モデルの比較

参考文献：[1] Lipinski, 1984, Nucl. Tech., 65-1, 53-66, [2] Mueller, 1991, Chem. Eng. Sci.,46-2, 706-708, [3] 栗﨑他　原子力学会 2018 春の大会

*Tatsuya Kurisaki[1], Daisuke Ito[1], Kei Ito[1], Yasushi Saito[1], Yuya Imaizumi[2], Ken-ichi Mastuba[2] and Kenji Kamiyama[2]

[1]Kyoto Univ., [2]JAEA.

Self-leveling Behavior of Mixed Solid Particles in Cylindrical Bed Using Gas-injection Method

*Le Hoang Sang Phan[1], Phi Manh Ngo[1], Ryo Miura[1], Yusuke Tasaki[1], Tatsuya Matsumoto[1], Wei Liu[1] and Koji Morita[1]

[1]Kyushu Univ.

Abstract

In the present study, we performed self-leveling experiments in cylindrical bed using binary mixture of solid particles with different properties. An empirical model was developed to predict variations of bed mound height during the self-leveling process for various particles mixtures and gas injection velocities.

Keywords: sodium-cooled fast reactor, core disruptive accident, debris bed, self-leveling, mixed particles

1. Introduction

In sodium cooled fast reactors, during a core disruptive accident, molten core material may discharge into the lower inlet plenum of the reactor vessel and form the debris beds over debris trays. However, coolant boiling that is caused by decay heat in the fuel debris could lead to a leveling-off of the debris bed. This phenomenon, which is termed self-leveling behavior, is of essential importance for the heat-removal capability from debris beds as well as the neutronic characteristics because it depends on bed shape or bed height strongly.

2. Methodology

In this study, several experimental cases of binary-mixed particles, which include two different components of particles (same-size different-density and same-density different-size), were performed. By using the dimensional-analysis approach, an improved empirical model was formulated to predict the behavior of binary-mixed particle beds.

3. Results

Over the 62 cases with 774 experimental data points, the present empirical model can predict all data points of the transient bed mound height $H_b(t)$ within a deviation of ±10.0% compared with the experimental results. Figure 1 shows the transient self-leveling behavior of mixtures of: (a) Al_2O_3 and SS particles with the same diameter d_p = 6.00 mm and (b) SS particles with diameter d_p = 2.00 mm and 4.00 mm predicted by our empirical model (lines) in comparison with experimental data (points). The proposed empirical model can predict the experimental data reasonably well for a wide range of experimental conditions.

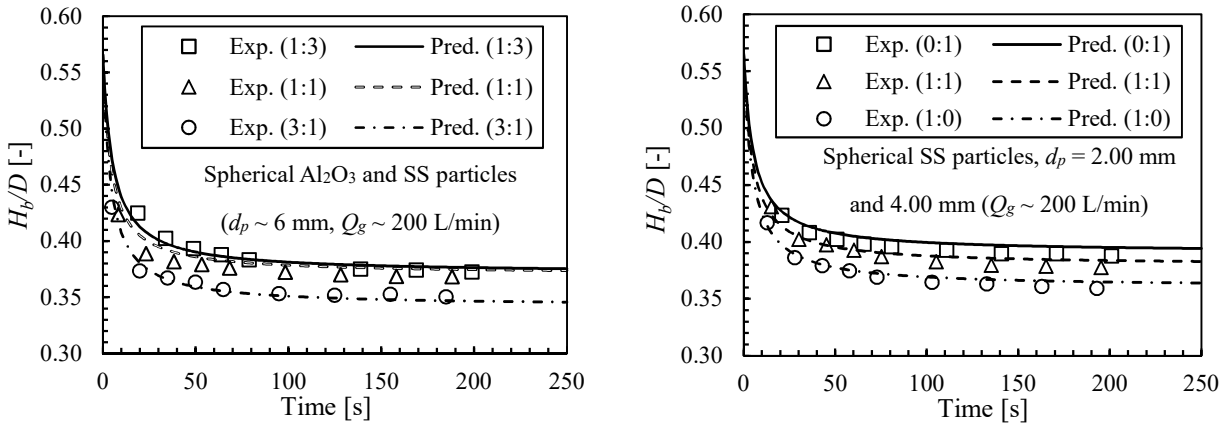


Figure 1. Transient bed mound height by prediction (Pred.) and experiment (Exp.)

References

[1] K. Morita et al., J. Nucl. Sci. Technol., 53(5), 713-725 (2016).

液体ナトリウム流動場の計測・制御手法の高度化に関する基礎研究

Studies on Advanced Measurement and Control of Liquid Sodium Flow Field

*秋元　雄太[1]，道下　裕真[1]，福田 武司[1]

[1]大阪大学

本研究ではナトリウム冷却高速炉におけるガス巻き込みや液中渦の発生等の伝熱流動に関する課題解決への寄与を目的として、ナトリウム可視化試験装置[1]を用いて液体ナトリウム可視化試験を行う。講演では液体ナトリウム流動場の計測手法及び制御手法の高度化について検討し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，真空紫外光，可視化，気液二相流

1. 緒言

現在第 4 世代原子炉の候補として研究開発が進められるナトリウム冷却高速炉では高出力・小型化に伴う流速増大が予測されており、炉心構造物の強度に影響を及ぼす渦や炉心出力に影響を及ぼすガス巻き込みの発生が懸念されており液体ナトリウム流動場の計測及び制御が必要である。そこで本研究では液体ナトリウム流動場の計測手法の高度化を目的として、真空紫外光を用いた液体ナトリウム可視化試験を試みた。

2. 実験

実験は大阪大学が保有するナトリウム可視化試験装置[1]を用いて行う。本試験装置は波長 157nm の F2 レーザーより成る可視化光学系と長さ 15m の水平試験部と鉛直試験部を有する液体ナトリウム循環装置から成る。

本研究では液体ナトリウム中に生じる気液二相流の計測のため 2 つの実験を行う。

始めに予備試験として固体ナトリウムサンプルを用いた固体ナトリウム一気相境界の可視化試験を行う。固体ナトリウム試験の結果を踏まえ、液体ナトリウム試験の実験条件を決定し、試験装置の鉛直試験部を用いて液体ナトリウム可視化試験を行う。

液体ナトリウム試験では液体ナトリウムをチャージした鉛直試験部の下方からアルゴンガスを注入した後、波長 157nm を透過する CaF2 窓を通じて試験部に F2 レーザーを照射し、透過光を ICCD カメラで撮影することで液体ナトリウム中の気液二相流計測を試みる。

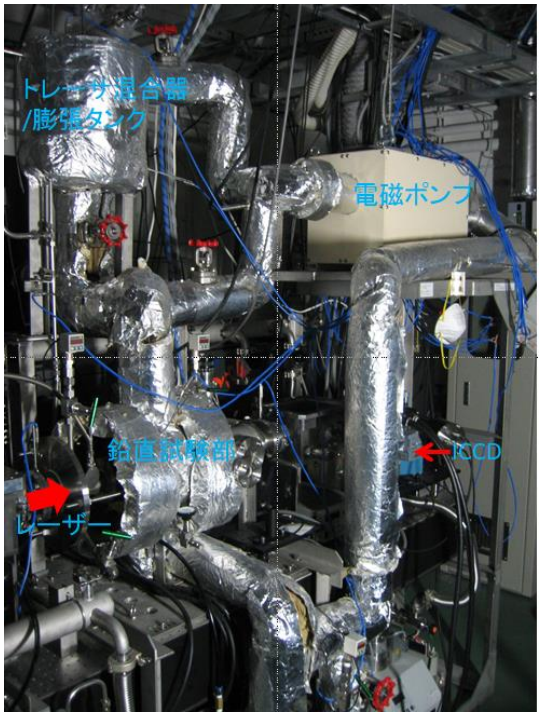


図　ナトリウム可視化試験装置[1]

3. 結論

現在実験中であり、講演で実験結果及び結論を報告する。

参考文献

[1] T.Fukuda,et al,Proc.ICONE18,29671

*Yuta Akimoto[1], Yuma Michishita[1] and Takeshi Fukuda[1]

[1]Osaka University.

Oral presentation | VII. Health Physics and Environmental Science：Health Physics and Environmental Science

Wed. Sep 5, 2018 2:45 PM - 4:20 PM JST | Wed. Sep 5, 2018 5:45 AM - 7:20 AM UTC | Room J A41 -A Building

[1J01-06] Dose Assessment 1

Chair:Yoshitaka Yoshida(JANSI)

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

[1J01] Evaluation of Radiation Dose by Recycling of Pd and Zr Recovered from High-level Radioactive Waste

(1) Radiation Protection in the Recycling of Useful Elements Recovered from High-level Radioactive Waste

*Sentaro Takahashi[1], Tomoyuki Takahashi[1], Satoshi Fukutani[1], Maiko Ikegami[1], Takumi Kubota[1], Sota Tanaka[2], Kayoko Iwata[2], Rui Akayama[2], Yuko Kinashi[1] (1. KURNS, 2. Kyoto Univ.)

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

[1J02] Evaluation of Radiation Dose by Recycling of Pd and Zr Recovered from High-level Radioactive Waste

(2) Production of Zr and Pd Tracers, and Application for Measurement of Root- or Intestinal-absorption Ratios

*Takumi Kubota[1], Kayoko Iwata[2], Maiko Ikegami[1], Satoshi Fukutani[1], Yuko Kinashi[1], Tomoyuki Takahashi[1], Sentaro Takahashi[1] (1. KURNS, 2. kyoto Univ.)

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

[1J03] Evaluation of Radiation Dose by Recycling of Pd and Zr Recovered from High-level Radioactive Waste

(3) Dissolution Characteristics and Soil-Liquid Distribution Coefficient of Zr and Pd in the Environment

*Satoshi Fukutani[1], Takumi Kubota[1], Maiko Ikegami[1], Kayoko Iwata[2], Sota Tanaka[2], Rui Akayama[2], Tomoyuki Takahashi[1] (1. KURNS, 2. Kyoto Univ.)

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

[1J04] Evaluation of Radiation Dose by Recycling of Pd and Zr Recovered from High-level Radioactive Waste

(4) Consideration of the Clearance Levels for the Reuse of Pd and Zr Recovered from High-level Radioactive Waste

*Tomoyuki Takahashi[1], Sota Tanaka[2], Kayoko Iwata[2], Rui Akayama[2], Takumi Kubota[1], Satoshi Fukutani[1], Maiko Ikegami[1], Yuko Kinashi[1], Sentaro Takahashi[1] (1. KURNS, 2. Kyoto Univ.)

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

[1J05] Study of the level 3PRA method using WinMACCS

(1) Parameter sensitivity study on early phase

*Masaharu Tsuzaki[1], Ryogo Kurokawa[1], Koichi Sada[1] (1. CRIEPI)

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

[1J06] Study of the level 3 PRA method using WinMACCS

(2) Global sensitivity analysis with meta-models

*Ryogo Kurokawa[1], Masaharu Tsuzaki[1], Koichi Sada[1] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry)

4:15 PM - 4:20 PM JST | 7:15 AM - 7:20 AM UTC

Time reserved for Chair

高レベル放射性廃棄物から回収した Pd ならびに Zr の再利用と被ばく線量評価 （1）高レベル放射性廃棄物からの有用資源の回収と放射線防護

Evaluation of Radiation Dose by Recycling of Pd and Zr Recovered from High-level Radioactive Waste

(1) Radiation Protection in the Recycling of Useful Elements Recovered from High-level Radioactive Waste

*高橋千太郎[1)]、高橋知之[1)]、福谷哲[1)]、池上麻衣子[1)]、窪田卓見[1)]、田中草太[2)]、岩田佳代子[2)]、赤山類[2)]、木梨友子[1)]

1)京都大学複合原子力科学研究所、2)京都大学農学研究科地域環境科学専攻

Development of recycle and reuse of valuable element from high-level radioactive waste are now progressed. When the recovered elements are reused, the contamination with long half-life radionuclides is concerned. Here, we describe the lifecycle of Pd and Zr,, and discuss the important issues to be considered for radiation protection.

Key words: High Level Waste, Zirconium, Palladium, Reuse, Lifecycle, Radiation Protection

1. 緒言

高レベル放射性廃棄物に含まれる核分裂生成物の分離・変換は、環境への負荷低減の観点から各国で研究開発が進んでいる。さらに近年我が国においては偶奇分離操作により有用元素を回収して再利用しようという研究開発が進展している。しかしながら、再利用される有用元素には微量ながら放射性核種が含まれることになり、その中でも長半減期核種による放射線被ばくが懸念される。

本研究の目的は、再利用の可能性が高いジルコニウム(Zr)ならびにパラジウム(Pd)を対象に、仮に無制限で一般生活環境に放出され、すべての製品が均一に単位濃度の長半減期核種 ^{127}Pd または ^{93}Zr を含有していた場合に一般公衆が受ける放射線量を評価し、最終的には原子炉の資材に設定されているようなクリアランスレベルを提示することを目的としている。ここでは Pd と Zr のライフサイクルに関する調査結果を報告するとともに、線量評価が必要な経路（人での曝露量が多い経路）について考察する。

2. 調査研究対象

政府ならびに関係機関の報告書、国連機関の報告書、ならびに関連する学術論文等を調査対象とした。特に、わが国における Pd および Zr の利用形態やその量、年度ごとの変動等については（独）石油天然ガス金属鉱物資源機構のマテリアルフローを、一般公衆における摂取量等については国際保健機関の調査報告書を中心に調査し、線量評価の観点から必要な情報を個別の学術論文から取得した。

3. 結果と考察

3.1 Pd のライフサイクルと人での曝露ばく経路

我が国における Pd の年間消費量は 64.5 トンで、その 60%以上が自動車用及び産業用触媒として利用され、リサイクル率はそれぞれ 60%および 100%と高い。地球環境レベルでは自動車排ガスからの放出が最も量的に大きいが、人への曝露という点では現時点では重要ではない。特徴的な利用は歯科補綴材であり、特に我が国において使用量が多く、いわゆる金パラ合金として年間 15 トンが使用されている。

3.1 Zr のライフサイクルと人での曝露経路

Zr の多くは酸化物や珪酸化物として使用され、特に耐熱レンガとしての利用が多く 2015 年の我が国での使用量の 58%、年間約 9000 トンがこの用途に使用さており、製造・取扱・廃棄が人での主要な曝露経路と考察される。金属 Zr の使用量は比較的少なく年間 170 トン程度で、主として原子力産業に使用されている。近年、Zr セラミックが医療用などで使用量が増えているが、化学的に極めて安定で、人への曝露は少ないものと考えられる。

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ある。

*S. Takahashi[1,2], T. Takahashi[1], S. Fukutani[1], M. Ikegami[1], T. Kubota[1], S. Tanaka[2], K. Iwata[2], R. Akayama[2], Y. Kinashi[1]

[1]Kyoto University, Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, [2]Kyoto University, Graduate School of Agriculture.

高レベル放射性廃棄物から回収したPdならびにZrの再利用と被ばく線量評価 （2）Pdならびに Zrのトレーサ作成と経根・消化管吸収率の測定

Evaluation of Radiation Dose by Recycling of Pd and Zr Recovered from High-level Radioactive Waste
(2) Production of Zr and Pd Tracers, and Application for Measurement of Root- or Intestinal-absorption Ratios

*窪田卓見[1]，岩田佳代子[2]，池上麻衣子[1]，福谷哲[1]，木梨友子[1]，高橋知之[1]，高橋千太郎[1]
[1]京大複合研，[2]京大院農

高レベル放射性廃棄物から回収したパラジウムならびにジルコニウムの利用による被ばく線量を評価するため、放射性トレーサの製造方法について検討するとともに、実際にリーフレタスにおける経根吸収率およびラットにおける消化管吸収率を求める実験に利用しその有用性を確認した。

キーワード：高レベル放射性廃棄物、放射性パラジウム、放射性ジルコニウム、電子ライナック、経根吸収、消化管吸収

1. 緒言

高レベル放射性廃棄物から回収したパラジウムならびにジルコニウムを再利用する場合には、共存する長半減期核種の ^{107}Pd（6.5x10^{6}年）ならびに ^{93}Zr（1.61x10^{6}年）による被ばく線量を知る必要があり、環境中や生体中での動態に関する知見が必須である。本研究では、短半減期の放射性トレーサ ^{103}Pd（17 日）ならびに ^{89}Zr（3.27 日）の製造方法について検討するとともに、植物（リーフレタス）の経根吸収率および動物（ラット）の消化管吸収率を求める実験に利用してその有用性を確認した。

2. 実験方法

^{103}Pd および ^{89}Zr は、京都大学複合原子力科学研究所の電子ライナックを用い、それぞれ $PdCl_2$ および ZrO_2[1]に光量子を照射して製造した、マクロ量の放射性トレーサである。照射後の $PdCl_2$ 中に生成する ^{101m}Rh は放射能測定を妨害するため、アスコルビン酸を用いて精製した $PdCl_2$ を使用した。一方、照射後の ZrO_2 は、特に精製せずに使用した。経根吸収率は、水耕栽培で育成したリーフレタスグリーン（*Lactuca sativa var. crispa*）の水耕液に $PdCl_2$ 溶液を添加し、9 日間の栽培後、水耕液、根および葉の放射能を測定し、液肥中の比放射能に対する植物中の比放射能から算出した。また、根の比放射能に対する葉の比放射能から転流率を算出した。消化管吸収率は、16 時間絶食させたウィスター系ラットの胃に ZrO_2 懸濁水溶液を直接投与し、ラット生体内の放射能の経時変化より算出した。

3. 結果

リーフレタスに対する ^{103}Pd および ^{101m}Rh の経根吸収率は、それぞれ 3.3x10^3 および 9.5x10^2 ((Bq/kg)/(Bq/L)) となり、転流率は、0 および 0.1 となった。^{103}Pd は、根に吸着もしくは吸収されるが、可食部位への転流は非常に少ないことが示唆された。ラットに投与した $^{89}ZrO_2$ は、排泄開始後、生物学的半減期 3 時間で指数関数的に減少し、消化管吸収率は 4x10^{-3} 以下と算出され、消化管からの吸収は非常に少ないことが示唆された。以上の結果から、今回開発した製造方法により、動植物実験に利用できるトレーサの製造が可能であることが確認された。

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ある。

参考文献

[1] 原子力学会 2018 春の年会：使用済燃料から回収されたジルコニウムの再利用による被ばく線量の試算　(1)ジルコニウムトレーサの作成

---

*Takumi Kubota[1], Kayoko Iwata[2], Maiko Ikegami[1], Satoshi Fukutani[1], Yuko Kinashi[1], Tomoyuki Takahashi[1], Sentaro Takahashi[1]
[1]Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto Univ., [2]Graduate School of Agriculture, Kyoto Univ.

高レベル放射性廃棄物から回収した Pd ならびに Zr の再利用と被ばく線量評価
(3) 環境中における Pd ならびに Zr の溶出特性と土壌分配係数

Evaluation of Radiation Dose by Recycling of Pd and Zr Recovered from High-level Radioactive Waste
(3) Dissolution Characteristics and Soil-Liquid Distribution Coefficient of Zr and Pd in the Environment

*福谷哲[1], 窪田卓見[1], 池上麻衣子[1], 岩田佳代子[2], 田中草太[2], 赤山 類[2], 高橋知之[1], 高橋千太郎[1]
[1]京都大学複合原子力科学研究所、[2]京都大学農学研究科

回収パラジウムならびにジルコニウムの再利用による被ばく線量の評価に資するため、評価上重要なパラメータとなる環境中での溶出特性や土壌-溶液系での分配係数を求めた。

キーワード：パラジウム、ジルコニウム、溶出特性、分配係数、耕作地土壌、森林土壌

1. 緒言

高レベル放射性廃棄物から回収されたパラジウム(Pd)やジルコニウム(Zr)が再利用された場合、使用中に飛散したり、廃棄過程において地中に埋設されたりすることにより環境中に付加されることが想定される。このような経路での被ばく線量を評価するには、当該元素の環境動態に関する知見が必須である。本研究では、ジルコニウム質レンガや金属パラジウムの溶出特性を実験的に明らかにするとともに、安定及び放射性元素を使い土壌-溶液系での分配係数を求めたので報告する。

2. 実験材料および方法

分配係数を求める実験において、土壌には京大原子力研敷地内の耕作地(畑)から採取した土壌と岩手大学演習林から採取した土壌を用いた。溶液には京大原子力研のライナックにおいて ^{104}Pd(γ, n)^{103}Pd 反応で作成した放射性の ^{103}Pd 溶液や定量用混合標準溶液(安定元素)などを用いた。土壌 4.0g と溶液 40mL を 50mL 容量の遠沈管に取り、約 200rpm で振とうさせながら固液接触を行った。固液接触開始から 2、4、6、…等、所定時間後に遠心分離し上澄み液を採取して測定試料とした。各測定試料採取後、遠沈管をよく振り、振とうに戻した。実験は各土壌それぞれ 2 系統で行った。試料中の放射性核種、安定元素の測定はそれぞれ Ge 半導体検出器、ICP−MS で行った。

3. 結果と考察

土壌に耕作地土壌、溶液に ^{103}Pd 溶液を用いて行った実験(A, B 2 系統)の ^{103}Pd のγ線(357keV)を測定した結果を、横軸に接触時間を縦軸に液中 ^{103}Pd 濃度(cps/mL)を取り図 1 に示す。0 時間の点は原液中の ^{103}Pd 濃度を示した。^{103}Pd の吸着量は初めの 2 時間で大きい値を取り、その後 6 時間でほぼ平衡状態に達すると考えられる。これより算出される分配係数は約 19.9(L/kg)であった。

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。

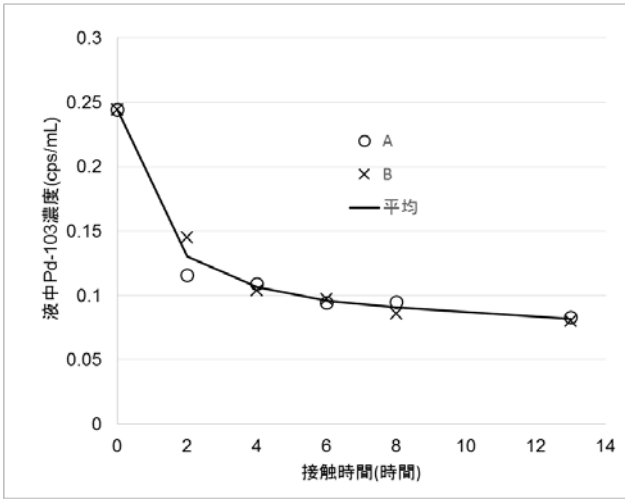


図 1.　液相中 ^{103}Pd 濃度の経時変化

* Satoshi Fukutani[1], Takumi Kubota[1], Maiko Ikegami[1], Kayoko Iwata[2], Sota Tanaka[2], Rui Akayama[2], Tomoyuki Takahashi[1] and Sentaro Takahashi[1]　1 Kyoto University, Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, 2Kyoto University, Graduate School of Agriculture.

高レベル放射性廃棄物から回収した Pd ならびに Zr の再利用と被ばく線量評価 （4）高レベル放射性廃棄物から回収された Pd ならびに Zr の再利用における クリアランスレベルの検討

Evaluation of Radiation Dose by Recycling of Pd and Zr Recovered from High-level Radioactive Waste (4) Consideration of the Clearance Levels for the Reuse of Pd and Zr Recovered from High-level Radioactive Waste

*高橋知之 [1)]、田中草太 [2)]、岩田佳代子 [2)]、赤山類 [2)]、窪田卓見 [1)]、福谷哲 [1)]、池上麻衣子 [1)]、木梨友子 [1)]、高橋千太郎 [1)]

1)京都大学複合原子力科学研究所、2)京都大学農学研究科地域環境科学専攻

Pd and Zr recovered from high-level radioactive waste may contain a small amount of long-lived radioactive nuclides. Here, using the data on environmental behavior and metabolism in human body, the radiation doses are determined in a few selected pass ways of utilization. In addition, the clearance level for these elements are discussed.
Key words: High Level Waste, Zirconium, Palladium, Reuse, Radiation Dose Estimation, Clearance Level

1. 緒言

高レベル放射性廃棄物から有用元素を回収して再利用する場合、微量ながら長半減期の放射性核種が含まれることになり、放射線被ばくが懸念される。ここでは、先の演者らの発表したジルコニウム(Zr)ならびにパラジウム(Pd)のライフサイクルと人での曝露経路、植物移行や動物への吸収率、及び土壌中における分配係数や消失係数に関する研究結果に基づき、一般公衆における被ばく線量の評価を行うとともに、クリアランスレベルの設定という観点からの留意すべき点について報告する。

2. 研究方法

2-1. 評価経路

先の演者の発表した利用形態や人での曝露の可能性などを参考に、Pd については 1)自動車排ガス触媒から放出された微粒子の吸入、2)食品・飲料水からの摂取、3)歯科補綴材からの溶出の 3 経路を、Zr では 1)ジルコニウム質耐熱レンガの取り扱い時における粉塵の吸入、2)ジルコニウム質耐熱レンガの埋設廃棄後の地下水の飲用、3)金属ジルコニウムの加工時における粉塵やヒュームの吸入の 3 経路を対象とした。

2-1. 評価パラメータ

摂取・曝露量に関しては国際健康機関の報告書や先行研究のデータを利用した。評価上、重要なパラメータである土壌--植物移行係数、土壌分配係数、溶出率、及び消化管吸収率については実験的に求め、先行研究のデータの妥当性を確認した。また、埋設廃棄後の地下水溶出に関しては原子力施設のコンクリートのクリアランス係数策定のパラメータを参照し、線量係数は ICRP Pub.71 を用いた。

3. 結果と考察

各評価経路の年間 10μSv を与える濃度(Bq/g)は以下のように評価された。利用方法から考えて外部被ばくの評価は不要であった。Pd では地球規模で問題となる自動車排ガス触媒への利用は現時点では大きな線量を与えないこと、Zr に比べ高い濃度となること、歯科補綴材のような特殊な用途のあることが分かった。

核種	評価経路	主要パラメータ	年間 10μSv を与える濃度(Bq/g)
^{107}Pd	自動車排ガス触媒	空気中濃度、呼吸率、線量係数	2.6×10^{11}
	食品・飲料水	食品・飲料水平均摂取量、線量係数	3.7×10^{8}
	歯科補綴材	最大摂取量、線量係数	4.8×10^{7}
^{93}Zr	金属 Zr の加工	空気中濃度、呼吸率、作業時間、線量係数	4.2×10^{1}
	耐熱レンガの埋設廃棄後の地下水飲用	廃棄関連パラメータ、流出係数、飲料水平均摂取量、線量係数	1.2×10^{3}
	耐熱レンガ製造･加工	空気中濃度、呼吸率、作業時間、線量係数	6.3×10^{7}

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ある。

*T. Takahashi[1], S. Tanaka[2], K. Iwata[2], R. Akayama[2], T. Kubota[1], S. Fukutani[1], M. Ikegami[1], Y. Kinashi[1], and S. Takahashi[1]
[1]Kyoto University, Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, [2]Kyoto University, Graduate School of Agriculture.

WinMACCS を用いたレベル 3PRA 手法の検討
(1)早期段階の計算パラメータの感度解析

Study of the level 3PRA method using WinMACCS

(1) Parameter sensitivity study on early phase

*津崎 昌東[1]，黒川 諒悟[1]，佐田 幸一[1]

[1]電力中央研究所

レベル 3PRA の実施に向けた知見の蓄積が必要とされていることから、米国 NRC が開発した最新のレベル 3PRA 計算コードである WinMACCS について特性の把握と日本への適用性を検討している。本報では WinMACCS の概要と早期被ばくの計算におけるパラメータの感度解析結果について報告する。

キーワード：レベル 3PRA、WinMACCS、シビアアクシデント、感度解析

1. 緒言

レベル 3PRA では、環境中に放出された放射性物質の移動、沈着とこれによる外部、内部被ばくを計算し、ヒトに及ぼすリスクを算出する。さらに、評価結果の不確実さ解析を行う。MACCS2(現在の最新バージョンは WinMACCS)は米国 NRC が開発したレベル 3PRA コードであり、SOARCA 研究(NUREG/CR-7110[1]他)等で用いられている。WinMACCS では不確実さを評価するために、個々の計算パラメータが有する不確実さの幅及び分布を設定して計算を実施する。本研究では、WinMACCS の特性を把握することを目的として、早期被ばくに関わるパラメータについてグローバルな感度解析のための手法の検討を行うとともにローカルな感度解析を行っている。本報では個別のパラメータに対するローカルな感度解析結果について述べる。なお、本研究では具体的なサイトのリスク評価を目的としていないため、入力データ等は基本的に文献値[1][2]や WinMACCS 付属のサンプル等の値を用いている。

2. 感度解析

パラメータにそれぞれ文献値の上限値と下限値を与えて計算を実施し、感度解析を行った。図 1 に平均個人リスクについて、SOARCA 研究で設定された標準パラメータを用いた計算結果を 1 として、15 のパラメータの値を変化させた場合の比を示す。本計算条件下では影響が大きいパラメータは ES、CF、等であること、多くのパラメータについては偶然の不確実さ(気象の影響:We)よりも影響が小さいことが示された。

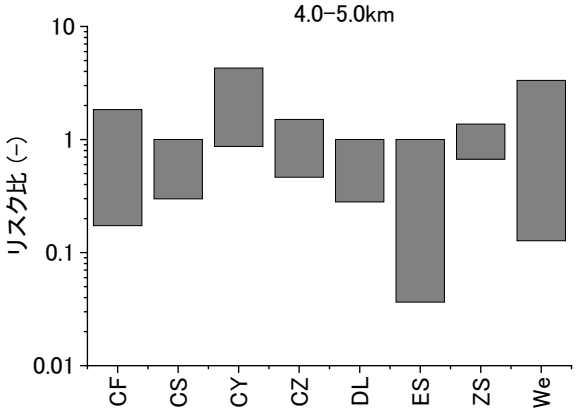


図 1　パラメータを変化させた場合のリスク比の変化
放出源から 4km-5km について、影響の大きなパラメータを抜粋。CF：線量-リスク換算の係数、CS：クラウドシャインの遮蔽係数、CY：水平方向の拡散幅の係数、CZ:鉛直方向の拡散幅の計数、DL:避難開始までの時間、ES:避難速度、ZS:鉛直方向拡散補正係数、We:気象条件による変動(参考値)。

参考文献

[1] U. S. NRC, “State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses Project Volume 1: Peach Bottom Integrated Analysis”, NUREG/CR-7110, Vol. 1

[2] U. S. NRC, “State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses Project Uncertainty Analysis of the Unmitigated Long-Term Station Blackout of the Peach Bottom Atomic Power Station”, NUREG/CR-7155

*Masaharu Tsuzaki[1], Ryogo Kurokawa[1], Koichi Sada[1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

WinMACCS を用いたレベル 3PRA 手法の検討
（2）メタモデルを用いたグローバル感度解析

Study of the level 3 PRA method using WinMACCS

(2) Global sensitivity analysis with meta-models

*黒川 諒悟[1]，津崎 昌東[1]，佐田 幸一[1]

[1]電力中央研究所

レベル 3PRA 計算コード WinMACCS の動作を近似するような計算コストの低い代替モデル(メタモデル)を機械学習アルゴリズムにより構築し、その適合度を評価した。また、構築したメタモデルのグローバル感度解析への適用性を確認した。

キーワード： レベル 3PRA，グローバル感度解析，メタモデル，機械学習

1. 緒言

レベル 3PRA で用いる WinMACCS のような数多くの入力パラメータが存在する複雑なモデルに対しては、評価結果の不確実さに対する寄与が大きい入力パラメータを同定するグローバル感度解析が有効である。しかしながら、計算コストの側面から、そのような複雑なモデルをグローバル感度解析に直接用いることは現実的ではない。そのため本研究では、WinMACCS の動作を近似する計算コストの低い代替モデル(メタモデル)を用いたグローバル感度解析の手法を検討する。

2. 結果

WinMACCS において SOARCA 研究等[1][2]を参考にし、早期被ばくに関わる 35 種類の入力パラメータに確率分布を与え、平均個人リスクを複数回計算した。その入出力データから機械学習アルゴリズムによってメタモデルを構築し、WinMACCS との適合度を評価した。その結果、放出源からの距離やアルゴリズムによってその適合度に差が見られた(図 1)。

また、構築したメタモデルを用いてグローバル感度解析を行った結果、ランダムフォレスト(RF)や勾配ブースティング(GBDT)によるメタモデルがグローバル感度解析を実施する上で有効であることが示された。

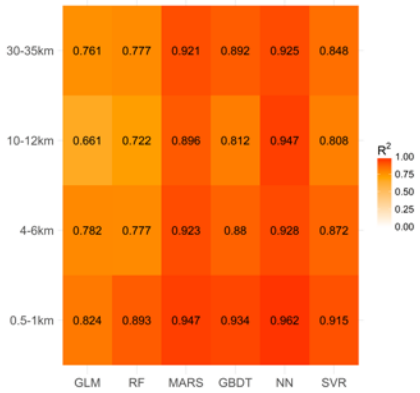


図 1 各メタモデルによる適合度
放出源からの距離区分における WinMACCS の計算値とメタモデルの予測値から算出した決定係数 R^2。GLM: General Linear Model，RF: Random Forest，MARS: Multivariate Adaptive Regression Splines，GBDT: Gradient Boosting Decision Tree，NN: Neural Network，SVR: Support Vector Regression

参考文献

[1] U.S. NRC. State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses Project Uncertainty Analysis of the Unmitigated Long-Term Station Blackout of the Peach Bottom Atomic Power Station. NUREG/CR-7155. 2016.

[2] NRC, U. S. Uncertainty and sensitivity analysis of chronic exposure results with the MACCS reactor accident consequence model. NUREG/CR-6135. 1995.

*Ryogo Kurokawa[1], Masaharu Tsuzaki[1] and Koichi Sada[1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

Oral presentation | VII. Health Physics and Environmental Science：Health Physics and Environmental Science

Wed. Sep 5, 2018 4:20 PM - 6:00 PM JST | Wed. Sep 5, 2018 7:20 AM - 9:00 AM UTC | Room J A41 -A Building

[1J07-12] Dose Assessment 2

Chair:Tomoyuki Takahashi(Kyoto Univ.)

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

[1J07] Unsertainty and sensitivity analsysis of doses to the public after the Fukushima Daiichi Nuclear Plant accident

*Shogo Takahara[1], Masatoshi WATANABE[1,2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. V.I.C.)

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

[1J08] Ratios between spatial and individual radiation doses in Iitate Village

*Makoto Imai[1,2], Souji Obara[2], Tadashi Ogawa[2], Yoichi Tao[2], Muneo Kanno[2], Masaji Takahashi[2], Kazuhiko Iijima[3], Tadashi Ishikawa[3], Shin-ichi Sasaki[3] (1. Kyoto Univ., 2. Resurrection of Fukushima, 3. KEK)

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

[1J09] Development of the computer code for dose estimation from external exposure to radioactive plume having an arbitrary shape

*DAIKI SATOH[1], HIROMASA NAKAYAMA[1], TAKUYA FURUTA[1] (1. JAEA)

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

[1J10] Study on Radiation Dose Evaluation based on the OIL
(4) Evaluation of the Resuspension Factor for OIL1 and OIL2

*Yoshitaka Yoshida[1], Shunsuke Takahashi[2] (1. Institute of Nuclear Safety System, 2. Kansai Electric Power Co.)

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

[1J11] Indoor radiocaesium contamination in residential houses near the FDNPP and evaluation of internal exposure to residents

*Hiroko Yoshida[1], Naohide Shinohara[2], Kentaro Manabe[3] (1. Tohoku Univ., 2. AIST, 3. JAEA)

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

[1J12] Development of a function calculating deposition probabilities of inhaled aerosols compatible with the revised Human Respiratory Tract Model

*Kentaro Manabe[1], Fumiaki Takahashi[1] (1. JAEA)

5:50 PM - 6:00 PM JST | 8:50 AM - 9:00 AM UTC

Time reserved for Chair

福島第一原子力発電所事故後の住民の被ばく線量に関する不確実さ・感度解析

Uncertainty and Sensitivity Analysis of Doses to the Public after the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant accident

*高原 省五[1]，渡邊 正敏[1,2]
[1] 日本原子力研究開発機構，[2] ヴィジブルインフォメーションセンター

福島第一原子力発電所（1F）事故後の住民の被ばくについて6経路からの影響を考慮して線量評価モデルを開発し、事故後30日間、1年間及び10年間での実効線量に対するモデルパラメータの不確実さ・感度解析を実施した。

キーワード：福島第一原子力発電所事故、グランドシャイン、クラウドシャイン、プルーム吸入、再浮遊吸入、食物摂取、土壌直接摂取、グローバル感度解析

1. 緒言　1F 事故後の汚染地域において住民の被ばく線量は、(i) 行政上の被ばく管理の決定でも、(ii) 個々の生活の将来像を検討するうえでも基本的な指標の一つである。しかし、事故後のあらゆる期間において、すべての住民の線量を実測することは困難であり、モデルに基づく評価が必要となる。モデルでの評価には、空間的又は時間的な汚染濃度の変動及び個々の生活習慣の違いによる変動性とともに、知識不足による不確実さが含まれる。したがって、これらの変動性や不確実性にどのように対処するかが、線量評価における重要な課題となる。本研究では、住民の被ばく線量評価モデルを開発し、評価結果のばらつきの程度とその原因となるパラメータを特定するため、不確実さ解析を行うとともに、グローバル感度解析手法の一つである Elementary Effect（EE）法[1]を用いて感度解析を行った。

2. 方法　線量評価モデルの概要を**図 1** に示す。外部被ばく（グランドシャイン、クラウドシャイン）と内部被ばく（プルーム吸入、再浮遊吸入、食物摂取、土壌直接摂取）の合計6経路をモデル化した。放射性プルーム中濃度及び再浮遊核種濃度は、地表面濃度をもとに、それぞれ実効沈着速度と再浮遊係数を利用して算出する。このほか、モデルのパラメータは6経路の合計で101個である。福島市内での環境モニタリングの結果や先行研究に関する文献の調査を行って、これらのパラメータの値と分布形を決定した。この分布形に従ってランダムサンプリングを行い、モデルのパラメータセットを作成し、モデルでの計算を20000回実施することで、線量の分布を評価した。福島市内の成人の実効線量を評価対象とし、事故後30日間、1年間及び10年間での線量を評価した。

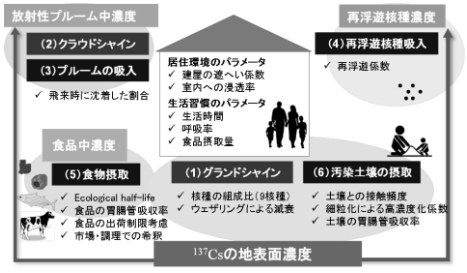


図1　モデルの概要と主要なパラメータ

また、評価対象の線量 Y について、EE 法による感度解析を行った。パラメータ x_i の EE_i は、$\mathrm{EE}_i(\boldsymbol{x}) = [Y(x_1 \cdots, x_i + \Delta, \cdots x_n) - Y(\boldsymbol{x})]/\Delta$ と表される。ここで、$\boldsymbol{x} = (x_1, \cdots, x_n)$であり、$\Delta = 5/9$とした[1]。各パラメータの EE_i を10000個算出し、それらの絶対値の平均 μ^* と標準偏差 σ を計算した。μ^* はパラメータの線量に対する平均的な感度を表し、σ は他のパラメータとの相互作用の程度を表している。

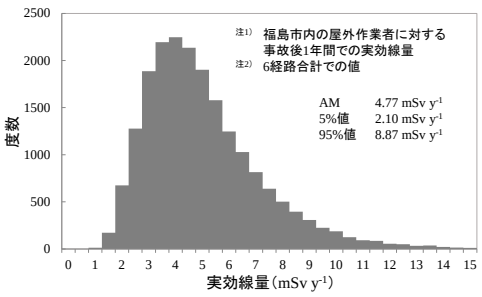


図2　福島市内の屋外作業者を対象とした実効線量の評価結果

3. 結論　不確実さ解析及び感度解析の結果の一例として、事故後 1 年間での成人（屋外作業者）の実効線量に関する解析結果をそれぞれ**図 2** 及び**図 3** に示す。この期間における実効線量の平均値は4.77 mSv y^{-1} であり、5%値と 95%値を比較すると約 4.2 倍の違いが見られた。

図 3 に示した感度解析の結果は、このような線量のばらつきの原因を考察するうえで重要なパラメータを示しており、 μ^* と σ が大きいほど線量のばらつきへの寄与が大きいことを示している。1 年間の実効線量に対しては、グランドシャインに関連するパラメータの μ^* と σ が大きい。特に、^{137}Cs 地表面濃度と屋外滞在時間の影響が大きくなった。管理の目的で自治体単位・多様な集団を一括して線量評価する際には、汚染濃度の地域差や生活行動の個人差のような変動性へ対処する方法が重要になる。

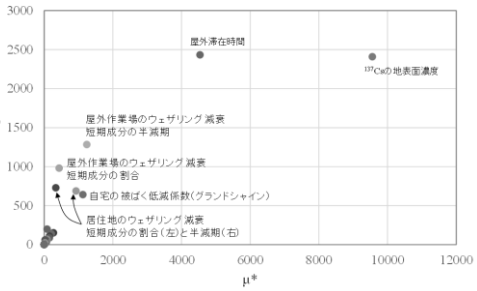


図3　感度解析の結果（図2の線量に対するモデルパラメータの μ^* と σ）

参考文献　[1] M. D. Morris, Technometrics, 33 (2), 161–174, 1991.

*Shogo Takahara[1] and Masatoshi WATANABE[1,2]
[1]Japan Atomic Energy Agency (JAEA)., [2]Visible Information Center (V.I.C.).

福島県相馬郡飯舘村における空間線量と個人線量の相関

Ratios between spatial and individual radiation doses in Iitate Village

*今井 誠[1,2]，小原 壮二[2]，小川 唯史[2]，田尾 陽一[2]，菅野 宗夫[2]，高橋 正二[2]，
飯島 和彦[3]，石川 正[3]，佐々木 慎一[3]
[1]京都大学，[2]ふくしま再生の会，[3]高エネルギー加速器研究機構

東京電力福島第一原子力発電事故に伴う避難指示が段階的に解除され、実際に帰還した住民が被る個人線量と従来基準とされてきた空間線量率との関係が議論されている。飯舘村の避難指示解除区域と帰還困難区域において、ガラスバッジを含む各種個人線量計測定値と空間線量率の比を実測した。

キーワード：東京電力福島第一原子力発電所事故，環境放射能，周辺線量当量，個人線量当量，帰還支援

東京電力福島第一原子力発電所事故に伴う避難指示が段階的に解除され、除染効果の評価や避難指示解除などの基準は、従来の空間線量率から実際に帰還した住民が被る個人線量当量へと移されつつあるが、人体に関する本来の防護量である実効線量を直接測定することは不可能であるため、実際にはその推定値又は上限値を与える個人線量当量が用いられ、職業人の被曝を想定した平行垂直入射前面照射場において個人線量当量（1 cm 線量当量）が測定できるよう校正された個人線量計が使用されている。これに対し、事故後顕現した放射能が地表（場所によっては周辺の山林も）に沈着し、周囲 360 度の地表面からの照射を受ける環境における個人線量当量、さらにこのような環境での小児の個人線量当量の正確な評価が現在求められており、計算による評価研究[1]や個人線量計を装着した人体ファントムを回転させて ROT 照射場における応答を実測する研究[2]ならびに水槽型ファントムに装着した個人線量計あるいは実際に個人線量計を装着して行動した場合の測定値と空間線量率積分値の比較研究[2-4]などが行われている。これらの結果は、個人線量計の測定値が結果的に現在の環境での実効線量に相当する線量となることを示す[1]一方、実際に装着した個人線量計の測定値と空間線量率積分値の比は 0.15[4]～0.6 [2]と異なっている。測定条件が異なり、これらをそのまま比較することは適切ではないが、特に今後コスト面から最も利用されると思われるガラスバッジに関しては、自治体の集団（個人線量）モニタリング結果と航空機モニタリングによる空間線量率との比較研究[2]が報告されているのみでさらなる検証が必要と考えられる。飯舘村の避難指示解除区域と帰還困難区域計 3 地点（空間線量率各 0.25, 1.0, 2.6 μSv/h）において、ファントムに装着して地上高 1.0m に設置したガラスバッジを含む各種個人線量計の測定値と、その地点で NaI シンチレーションサーベイメータ他により実測した空間線量率との関係につき報告する。

参考文献

[1] 平山英夫, EGS5 による地表に広く分布した ^{134}Cs 及び ^{137}Cs の環境における個人線量計の評価, Radioisotopes **62**, pp. 335-345 (2013).

[2] 大町康,「個人線量計による個人被ばく線量評価の経験」日本原子力学会 2014 年秋の大会（2014 年 9 月 9 日）.

[3] W. Naito, M. Uesaka, C. Yamada, *et al*., PLoS ONE **11**, e0158879 (2016).

[4] M. Miyazaki and R. Hayano, J. Radiol. Prot. **37**, pp. 1-12 (2017).

---

*Makoto Imai[1,2], Souji Obara[2], Tadashi Ogawa[2], Yoichi Tao[2], Muneo Kanno[2], Masaji Takahashi[2], Kazuhiko Iijima[3], Tadashi Ishikawa[3] and Shin-ichi Sasaki[3]

[1]Kyoto Univ., [2]NPO Resurrection of Fukushima, [3]KEK

任意形状の放射性雲からの外部被ばく線量評価コードの開発

Development of the computer code for dose estimation from external exposure to radioactive plume having an arbitrary shape

*佐藤 大樹[1]，中山 浩成[1]，古田 琢哉[1]

[1]原子力機構

任意の放射能濃度分布を持つ放射性雲からの外部被ばく線量を、迅速かつ正確に解析するコンピュータコードを開発した。精度検証として、ガウス型放射性雲に対して本コードとモンテカルロ法に基づく放射線輸送計算コード PHITS で計算した地表面の線量率分布を比較した結果、両者は良い一致を示した。

キーワード：外部被ばく線量評価，放射性雲，コンピュータコード，PHITS

1. 緒言　環境に放出された放射性核種に対する公衆の放射線防護に資するため、外部被ばくと内部被ばくの両方に対応した統合線量評価システムの開発を進めている。そのシステムの一部として、大気への放出初期に観測される放射性雲からの外部被ばく線量を評価するコードを開発した。

2. 方法　短時間での線量評価を可能とするため、大気中の放射性核種から地上への線量寄与を PHITS によりあらかじめ計算し、応答関数として整備した。線源となる放射性核種は ^{85}Kr、^{131}I、^{132}I、^{133}I、^{132}Te、^{134}C、^{136}Cs および ^{137}Cs であり、線源高さは地表面から高度 1000m までとした。この線源に対し、地上 1m 高さにおける周辺線量当量率と空気カーマ率を水辺方向に 1m の分解能で 500m 先まで評価した。図 1 に ^{137}Cs に対する周辺線量当量率の応答関数を示す。放射性雲内部の放射能濃度分布は、放射性雲を含む大気領域を任意のサイズのグリッドで分割し、各グリッドに放射能濃度を割り当てることで再現する。地上における線量率分布は、各グリッドの放射能濃度に応答関数を乗じ、全グリッドで総和を取ることで計算される。

3. 結果と考察　精度検証として、^{137}Cs が高度 150m の放出点から放出量 1Bq/s および風速 1m/s で定常放出された際のガウス型放射性雲による地上 1m 高さにおける周辺線量当量率の分布を計算した。図 2 は、整備した応答関数を用いて本コードで計算した風下方向に沿った線量率分布と、線源情報としてガウス型放射性雲を組み込んだ PHITS による放射線輸送計算の結果との比較である。モンテカルロ法に基づく PHITS の放射線輸送計算には大規模並列計算機にて数 10 時間を要したが、あらかじめ整備した応答関数に基づく本コードは 1 分程度で同等の精度の結果を与えることが分かった。

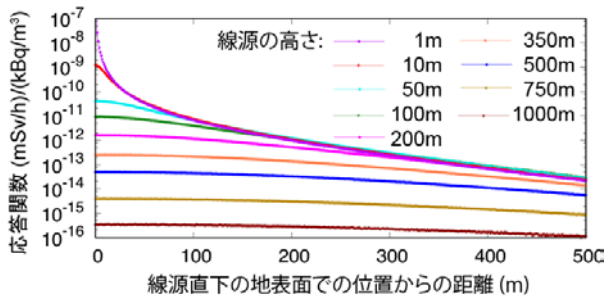


図 1　^{137}Cs に対する地上 1m 高さの周辺線量当量率の応答関数

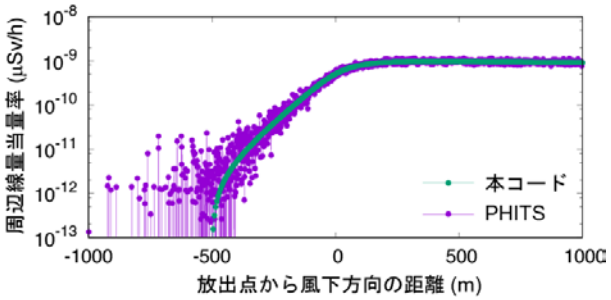


図 2 ガウス型放射性雲に対する地上 1m 高さでの風下方向に沿った周辺線量当量率の分布

謝辞　本研究は JSPS 科研費 JP17K070717 の助成を受けた。

*Daiki Satoh[1], Hiromasa Nakayama[1] and Takuya Furuta[1]

[1]JAEA

OIL に基づく被ばく線量評価の検討

（4）OIL1，2 用再浮遊係数の評価

Study on Radiation Dose Evaluation based on the OIL

(4) Evaluation of the Resuspension Factor for OIL1 and OIL2

*吉田　至孝[1]　高橋　俊佑[2]

[1]原子力安全システム研究所　[2]関西電力株式会社

緊急時防護措置（OIL1）および早期防護措置（OIL2）の被ばく経路は、沈着した放射性物質によるグランドシャイン、再浮遊による吸入、不注意な経口摂取とされている。再浮遊係数は、沈着した放射性物質の再浮遊による被ばく線量の計算に用いられ、一般的に 10^{-4}～10^{-10} (m^{-1}) とされており、これまでは 10^{-4} (m^{-1}) を用いてきたが、その根拠は明確でなかった。そこで、チェルノブイリ事故ならびに福島第一原発事故時の再浮遊係数実測データを分析して、OIL1 および OIL2 に基づく被ばく線量評価に用いる再浮遊係数を評価した。

キーワード：運用上の介入レベル、公衆防護措置、原子力災害、被ばく線量、再浮遊係数

１．緒言

運用上の介入レベル（OIL）に対する包括的判断基準である被ばく線量に着目して、OIL 観測値に基づく被ばく線量評価手法の検討を行っている。本研究では、OIL1 および OIL2 に基づく被ばく線量評価に用いる再浮遊係数を、事故時の再浮遊係数実測データから評価した。

２．OIL1 および OIL2 被ばく評価手法の概要

OIL1 および OIL2 被ばく線量は、それぞれ 1 週間および 1 年間のグランドシャイン（OIL2 は屋内滞在中の遮蔽効果を考慮）、再浮遊による吸入、不注意な経口摂取による被ばく線量の和で求められる。このうち、再浮遊による吸入には再浮遊係数が用いられる。

３．再浮遊係数データの分析

再浮遊係数とは、放射性物質放出源からの放出は無視できるような状況下において、土壌に沈着した放射性物質が再度空気中に浮遊する割合を、(1)式で求めたものである。

$$U(i) = \frac{B_{air}(i)}{B_{dep}(i)} \quad (1)$$

U：再浮遊係数 (m^{-1})　i：核種

B_{air}：浮遊放射能濃度 (Bq/m^3)

B_{dep}：沈着放射能濃度 (Bq/m^2)

文献から抽出した再浮遊係数データおよび近似式を図 1 に示す。上限近似式より、OIL1 用の再浮遊係数は 8.1×10^{-5} (m^{-1})、OIL2 用の再浮遊係数は 6.2×10^{-6} (m^{-1})となった。

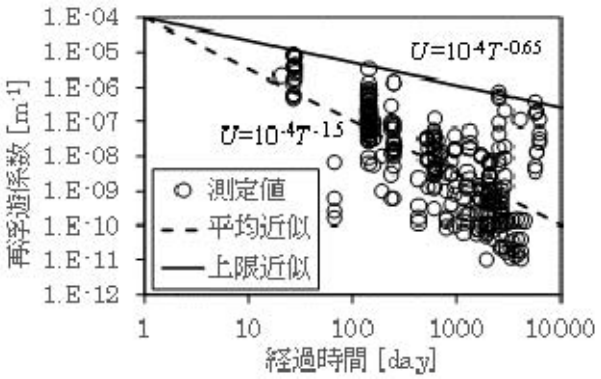


図１　再浮遊係数データと近似式

４．OIL1 および OIL2 被ばく線量の試計算

OIL1 および OIL2 の判断基準である空間線量率までヨウ素 131 またはセシウム 137 で土壌が汚染されていたと仮定し、グランドシャイン、再浮遊による吸入、不注意な経口摂取の被ばく線量に占める割合を試計算し、初報 1)と比較した。OIL1 の結果を図２に、OIL2 の結果を図３に示す。再浮遊による吸入の割合は、OIL1 のヨウ素 131 を除き、大きく低下した。

図２　OIL1 被ばく線量の占める割合

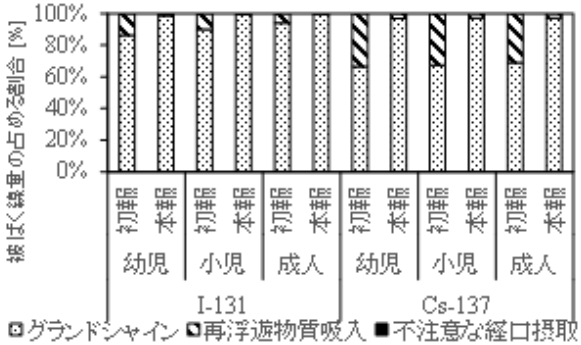


図３　OIL2 被ばく線量の占める割合

５．今後の課題

収集した再浮遊係数データは、事故発生後短期間のものが少ないため、事故直後の再浮遊係数データを反映する必要がある。また、内部被ばく線量は IAEA より預託線量とすることが明示されたので、線量換算係数データ等を見直していく必要がある。

1) 吉田至孝，岩崎良人他，“運用上の介入レベルに基づく被ばく線量計算手法の検討－計算式および線量換算係数等の整備－”，Journal of INSS, Vol.23, NT-9, pp.101-129, (2016).

*Yoshitaka Yoshida[1]　Shunsuke Takahashi[2]

[1] Institute of Nuclear Safety System, Incorporated　[2]Kansai Electric Power Company

福島第一原発に近い地域の住家内セシウム汚染の実態と これによる内部被ばく線量評価

Indoor radiocaesium contamination in residential houses near the FDNPP and evaluation of internal exposure to residents

*吉田　浩子[1]，篠原　直秀[2]，真辺　健太郎[3]
[1]東北大学，[2]産総研，[3]原子力機構

福島第一原発に近い地域における住家内汚染の表面汚染密度は第一原発からの距離と逆相関関係にある。ハウスダストの経口摂取及びハタキがけによって舞い上がったエアロゾルの経気道摂取による内部被ばく線量の評価結果も第一原発からの距離と同じく逆相関関係にあることが示された。

キーワード：福島第一原子力発電所事故、屋内汚染、放射性セシウム、内部被ばく線量

1.緒言

帰還困難区域における特定復興再生拠点区域では 5 年後を目途に線量の低下状況も踏まえて避難指示を解除し、居住を目指すこととなった。住家の屋内は除染の対象となっていないため、住民の帰還と居住にあたっては、住民がもっとも長い時間を過ごす自宅内の身近にある屋内汚染の状況を把握することが重要である。2012 年～2014 年にかけてその当時の避難指示区域の木造住家 95 戸について屋内の表面汚染を乾式スミア（拭き取り）法により調査し、放射性セシウムのレベルは福島第一原発に近いほど高いこと、遊離性汚染として屋内に存在していることを明らかにした[1)]。屋内汚染の再浮遊による空気汚染は内部被ばくの原因となる。本研究では、福島第一原発に近い地域における住家内に残存する放射性 Cs によって生じる内部被ばく線量を評価し、第一原発からの距離との相関関係を考察した結果を報告する。

2. 調査内容

双葉町、大熊町、浪江町の住家 44 戸（福島第一原発からの距離 1.60～11.85km）において、全室を対象として住民の掃除を模した掃除機がけ（サイクロン式を使用）を行い粒径別にハウスダストを捕集した。水溶性、HCl 溶解性の放射性物質を分離し、それぞれ放射性 Cs を測定した。さらに、ハタキがけ、掃き掃除を行い、再浮遊したエアロゾルをカスケードインパクターを用いて粒径別に捕集した。これらの実測値を用いて、DCAL（ORNL/TM-2001/190, 2006）により預託実効線量を計算した。この際、粒径分布及び溶存性情報を組み入れて評価を行った。

3. 結果・考察

経口摂取（手を介しての経路）に寄与するハウスダストは<180 μm と考え、20 mg/日（US EPA, 2017）を摂取するとして ^{137}Cs による預託実効線量を計算した。福島第一原発からの距離に対して逆相関があるように見えるが、ばらつきがある。ハタキがけ中に再浮遊したエアロゾル（全粒径で計算）を 1.5 時間吸入摂取したとして ^{137}Cs による預託実効線量を計算した。福島第一原発からの距離に対して逆相関関係が示された。（図１）

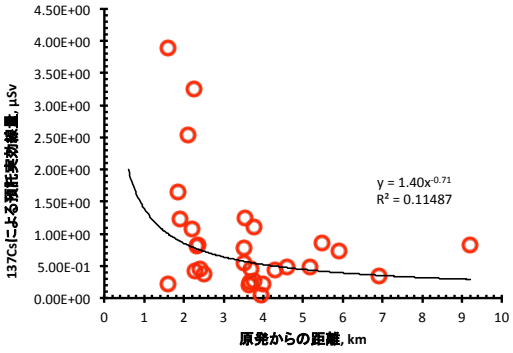


図１　エアロゾルを吸入摂取したときの ^{137}Cs による預託実効線量と福島第一原発からの距離との関係

参考文献

[1] Hiroko Yoshida-Ohuchi et al. *Sci. Rep.* 6 :26412 (2016)

*Hiroko Yoshida[1], Naohide Shinohara[2], Kentaro Manabe[3]
[1]Tohoku Univ., [2]AIST, [3]JAEA

改訂ヒト呼吸気道モデルに対応した吸入エアロゾルの沈着割合計算機能の開発

Development of a function calculating deposition probabilities of inhaled aerosols compatible with the revised Human Respiratory Tract Model

*真辺 健太郎[1]，高橋 史明[1]
[1]原子力機構

国際放射線防護委員会の呼吸気道沈着モデルを用いて、任意の粒径分布を持つエアロゾルに対し、改訂ヒト呼吸気道モデルにおける沈着領域区分に対応した沈着割合を計算する機能を開発した。

キーワード：内部被ばく線量評価、吸入摂取、エアロゾル、粒径分布、沈着割合、ヒト呼吸気道モデル

1. 緒言　環境に放出された放射性核種に対する公衆の放射線防護に資するため、外部被ばくと内部被ばくを統合した線量評価システムの開発を進めている。内部被ばくで考慮すべき被ばく形態のひとつとして、大気中に浮遊する放射性エアロゾルの吸入摂取がある。吸入摂取による被ばく線量は、エアロゾルの粒径、密度、形状等により変化するが、国際放射線防護委員会(ICRP)の線量係数(単位放射能当たりの預託実効線量)は粒径が一定の対数正規分布であると仮定して評価されている。また、IMBA、LUDEP 等の既存コードでは粒径について単一値又は対数正規分布しか考慮できず、沈着領域区分が最新のヒト呼吸気道モデル(改訂 HRTM) [1]にも対応していない。そこで、本研究では、線量評価システムの一部として、任意の粒径分布、密度、形状係数のエアロゾルに対し、改訂 HRTM の領域区分に対応した沈着割合計算機能を開発した。

2. 計算フロー　図 1 に、沈着割合計算機能の計算フローを示す。粒径分布は、任意の確率密度関数で、または対数正規分布であるとして熱力学的放射能中央径(AMTD) (μm)もしくは空気力学的放射能中央径(AMAD) (μm)と幾何標準偏差(σ_g)で設定可能とした。後者の場合は、設定値に従って確率密度関数を計算することとした。パラメータは、エアロゾルについては密度と形状係数を、評価対象者については性別、年齢群、呼吸習慣、運動状態とその時間割合を設定可能とした。単一粒径粒子に対する呼吸気道の各領域(胸郭外領域(ET)、気管支(BB)、細気管支(bb)及び肺胞(ALV))への沈着割合の計算は、呼吸気道沈着モデル[2]を用いた。ET 沈着割合の前鼻道(ET1)及び後鼻道・咽頭・喉頭(ET2)への分配比は ET1:ET2 = 65:35、ET2、BB 及び bb 沈着における隔離成分の割合は 0.2%とした[1]。最後に、粒径の確率密度関数と単一粒径に対する沈着割合の関数を組み合わせ、任意の粒径分布を考慮した沈着割合を計算できるフローとした。

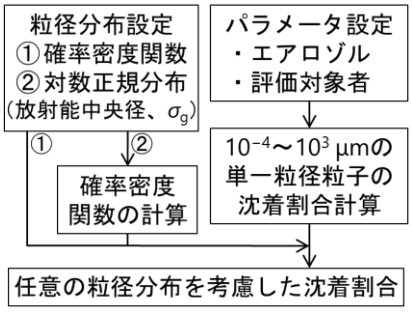


図 1　沈着割合計算フロー

3. 機能の検証　開発した機能を用い、軽作業時の成人男性が AMAD 領域 (0.3 μm 以上) のエアロゾルを吸入した時の ALV への沈着割合を計算した結果を図 2 に示す。ICRP Publ. 130 の数値をよく再現しており、本機能は正しく沈着割合を計算していることを確認した。

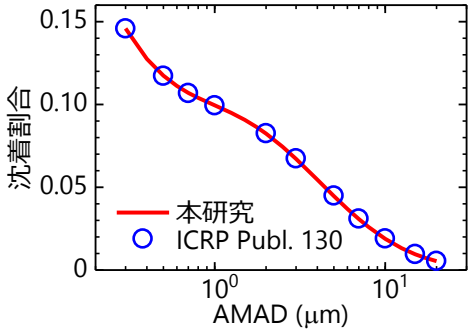


図 2　ALV 沈着割合

謝辞　本研究は JSPS 科研費 17K07017 の助成を受けたものです。

参考文献　[1] ICRP Publ. 130. [2] ICRP Publ. 66.

*Kentaro Manabe[1] and Fumiaki Takahashi[1]
[1]JAEA

Oral presentation | VII. Health Physics and Environmental Science：Health Physics and Environmental Science

Wed. Sep 5, 2018 10:00 AM - 11:55 AM JST | Wed. Sep 5, 2018 1:00 AM - 2:55 AM UTC | Room K B41 -B Building

[1K01-07] Environmental Radioactivity and Monitoring 1

Chair:Daiki Satoh(JAEA)

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

[1K01] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(1) Current status and future challenges

*Kimiaki Saito[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

[1K02] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(2) Change trend of air dose rate evaluated by car-borne surveys until 2017

*Masaki Andoh[1], Norihiro Matsuda[1], Kimiaki Saito[1] (1. JAEA)

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

[1K03] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(3)Temporal variation of radioactive cesium deposition densities on roads using ASURA.

*Jun Goto[1], Takeshi Takahashi[1], Shu Sengoku[1], Hidenori Yoshida[2], Tatsuya Kondo[1] (1. Niigata University, 2. Niigata University of Health and Welfare)

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

[1K04] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(4)The present status of developments and applications of KURAMA-II

*Minoru Tanigaki[1] (1. Kyoto University)

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

[1K05] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(5)Decrease in dose rate during initial two years after the Fukushima Dai-ich NPP accident

*Kazuya Yoshimura[1], Jyun Saegusa[1] (1. JAEA)

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

[1K06] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(6)Future prediction method of air dose rate after decontamination and verification by measured data

*Takuya Yamashita[1], Kimiaki Saito[1], Akihiro Kitamura[1] (1. Japan Atomic Enargy Agancy)

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

[1K07] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(7)Estimation of exposed dose by measurement of air dose rate considering daily activity pattern

*Tetsuro Sato[1], Masaki Andoh[2], Kimiaki Saito[2] (1. Hitachi Solutions East Japan, Ltd., 2. Japan Atomic Energy Agency)

11:45 AM - 11:55 AM JST | 2:45 AM - 2:55 AM UTC

Time reserved for Chair

福島における放射性物質の分布状況調査
（1）分布状況調査に関する現状と課題

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(1) Current status and future challenges

*斎藤　公明

原子力機構

抄録：福島第一原子力発電所事故（福島事故）後に継続して行われてきた放射性物質等分布状況調査、並びにこれに関連した研究の現状と成果についてまとめるとともに今後の課題について議論する。

キーワード：大規模環境調査，空間線量率，沈着量密度，汚染マップ，放射性セシウム移行

1. 緒言

福島事故後、大規模な環境調査が継続して実施され、放射性物質等の分布状況や経時変化その原因となる放射性セシウムの環境中移行の特徴が明らかにされた。得られた大量のデータを統計解析することにより、空間線量率の分布・変化に関するより詳細な情報が取得された。調査を実施する過程で新たな技術が開発され、またこれらを用いることで環境測定に関する経験が蓄積された。本発表ではこれらの現状を集約するとともに、今後の課題について考える。

2. 現状のまとめ

2-1. 分布状況の経時変化

福島原発サイトから 80 km 圏内の空間線量率は事故直後に比べて大きく減少してきた。特に、人間の生活環境における放射性セシウムに起因する空間線量率は、2011 年 6 月から 6 年間に平均で 1/10 程度まで減少した。空間線量率減少の基本的な原因として放射性セシウムの物理半減期による減衰、地中への浸透による遮蔽効果の増加、水平方向への移行、除染等があり、減少に影響を与える要因として人間の活動や季節等が挙げられることがわかった。

2-2. 統計解析の結果

大量に得られた環境測定データを統計処理することにより、経験的な２成分モデルを用いた空間線量率の予測モデルが開発された。また、航空機モニタリング、走行サーベイ、歩行サーベイの結果を、ベイズ地質統計手法を適用して統合する手法が開発され、より信頼のおける空間線量率マップが作成された。これらは除染シミュレーションと組み合わせた将来予測等に用いられている。

2-3. 知見・データの公開

調査に関連して得られた知見やデータは、異なる対象者を考慮し様々な形態で公開されてきた。この中には、学術雑誌における特集号での論文発表、一般人向けの汚染マップや QA 集による情報提供、数値情報や簡単な解析ツールも含めたデータベースの公開等がある。

2-4. 技術・経験の蓄積と応用

KURAMA-II を用いた走行サーベイ技術や無人ヘリコプタを用いた測定技術が実用化され活用された。大規模環境調査を繰り返し実施した経験に基づき、調査を効率良く実施するためのノウハウが蓄積された。KURAMA-II 技術を応用し、公共バス等を利用した空間線量率の連続測定、帰還住民に対する現実的な被ばく線量評価を行う試みも進められている。

3. 今後の課題

得られた膨大な量の環境データを異なる視点から解析することにより（人間活動の定量化、具体的な除染スケジュールとの対比、環境の詳細な分類等を考慮)、観察された現象のより深い理解を促進する必要がある。将来予測モデルやデータ統合技術は、被ばく線量の現実的な評価や予測を通して、今後の福島の復興に対して有用なデータを提供することが期待される。また、得られた知見や経験に関しては、学術的・技術的な知見のみならず実用面で重要な情報も含めて、できる限り多くの機会を得て記録し公開していくことが重要である。さらに、福島に関連した環境モニタリング全体の最適化も不可避である。

---

*Kimiaki Saito

Japan Atomic Energy Agency

(注）本発表は、文部科学省及び原子力規制庁からの受託で実施した分布状況調査の成果を含む。

福島における放射性物質の分布状況調査
（2）2017 年までの走行サーベイによる空間線量率の経時変化

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(2) Change trend of air dose rate evaluated by car-borne surveys until 2017

*安藤 真樹[1]，松田 規宏[1]，斎藤 公明[1]
[1]原子力機構

KURAMA システムを使用した 2017 年までの走行サーベイの測定結果を解析し、避難指示区域等による空間線量率の経時変化傾向の特徴を明らかにした。

キーワード：福島第一原子力発電所事故、走行サーベイ，KURAMA システム、空間線量率

1. 緒言

福島第一原子力発電所事故に伴い放出された放射性物質による空間線量率分布状況調査の一環として、KURAMA 及び KURAMA-II モニタリング装置[1]を用いた走行サーベイが 2011 年 6 月以降継続的に実施され、空間線量率の測定データが蓄積されている。本研究では、2017 年までの 15 回の走行サーベイにより得られた測定データを活用し、避難指示区域等の地域毎に空間線量率の経時変化を調べた結果を報告する。

2. 空間線量率経時変化の評価結果

福島第一原子力発電所から 80km 圏内について、避難指示区域の内外での空間線量率の経時変化を図に比較する。避難指示区域外では、事故後比較的早い時期（第 1 回～第 5 回測定）に空間線量率が大きく減少している。立入制限を受けておらず車両の往来が多く、事故後早い時期から除染活動が開始されたためと考えられる。その後徐々に減少が緩やかになり、事故後 6 年経過以降（第 12 回～第 15 回測定）では物理減衰とほぼ同じ減少率であった。図中のフィッティング曲線に示すように、3 成分の環境半減期の存在を示唆する結果が得られた。他方、帰還困難区域では、避難指示区域外より減少が遅く各時期の減少速度の変化も小さい。除染特別地域については、事故後約 2 年後に除染計画が策定されたが、本格的な除染作業は開始されていない。このような状況の違いから、避難指示区域内外での空間線量率の下がり方に差異が生じていると考えられる。

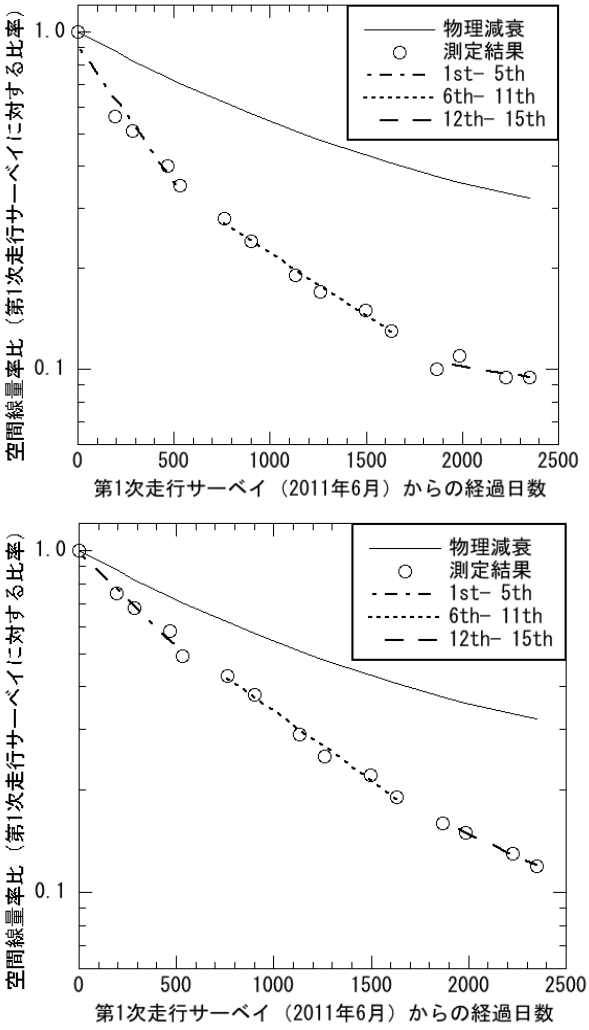


図　空間線量率の経時変化（上：避難指示区域外、下：帰還困難区域）

参考文献

[1] M. Tanigaki *et al.*, *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A*, 781, 57–64(2015).

*Masaki Andoh[1], Norihiro Matsuda[1] and Kimiaki Saito[1]
[1]JAEA

本件は、原子力規制庁委託事業で得られた成果の一部である。

福島における放射性物質の分布状況調査
（3）自動車走行サーベイシステム ASURA による
道路表面の放射性セシウム沈着量の経時変化

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(3) Temporal variation of radioactive cesium deposition densities on roads using ASURA

*後藤 淳[1]，高橋 剛[1]，千石 周[1]，吉田秀義[2]，近藤達也[1]

[1]新潟大学，[2]新潟医療福祉大

福島第一原発事故で汚染された地域を通る国道 6 号線にて道路表面の放射性セシウム沈着量を 2015 年 4 月から 3 年間測定した結果より、沈着量が物理減衰よりも速い速度で減衰している事が分かった。

キーワード：自動車走行サーベイ，福島第一原子力発電所事故

1. 緒言

原発事故被災地の効率的な除染等に資することを目的として指向性がある自動車走行サーベイシステム ASURA（アシュラ）を開発し、被災地での調査を実施してきた。本発表では、ASURA で測定した放射性セシウム沈着量の経時変化について報告する。

2. ASURA について

ASURA は、測定方向以外を厚い鉛遮蔽で囲う事で一方向のみに感度を持たせた 6 台の CsI 検出器（自動車の進行方向に対して前後左右上下の 6 方向に向けて設置）で構成され、各方向の計数率（散乱線排除のためエネルギー弁別し、車体による遮蔽を各方向別に定めた補正係数で補正した値）から、それぞれの検出器が向けられた方向にある汚染からの寄与を分けて検出できる。6 台の内の下向き検出器は周囲の汚染からの影響を受けずに自動車の真下の狭い領域（2m×2m 程度）からのガンマ線のみを検出できるので、シミュレーションで求めた検出効率を用いて道路表面の放射性セシウム沈着量（Bq/cm2）を算出できる。

3. 結果・考察

2015 年と 2018 年に国道 6 号線で測定した線量率及び沈着量を図 1 に示す。沈着量が道路舗装の区切りで急激に変化する事はすでに報告済みであるが、2015 年からの 3 年間でその位置に変化が無い事から通行による道路表面汚染の広がりが無い事が分かる。高沈着量地点 A と B の沈着量経時変化を図 2 に示す。2017 年春の年会（約 1 年半のデータの解析結果）では沈着量が物理減衰と同程度で減衰すると結論付けたが、今回の結果（3 年間のデータ）では沈着量が物理減衰よりも明らかに速い速度で減衰している事が分かる。物理減衰よりも早い速度で減衰した理由は、放射性セシウムが道路表面からより深い位置に移動したか、または道路の周囲に移動したためと考えられる。

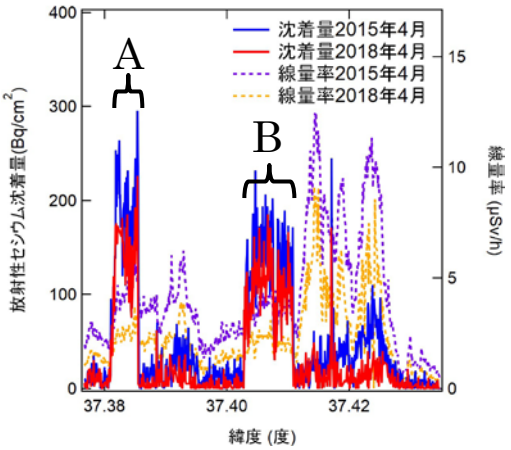


図 1．2015 年と 2018 年に国道 6 号線で測定した沈着量と線量率

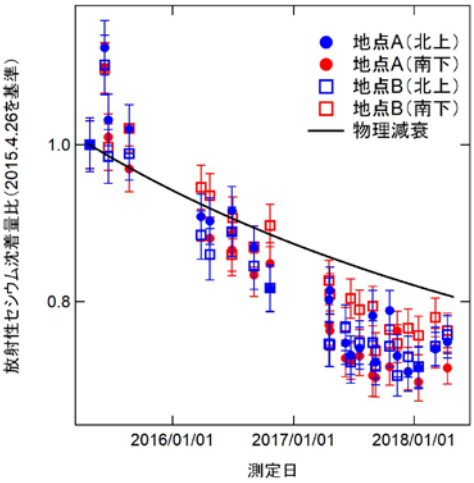


図 2．2015 年から 2018 年の高沈着量地点 A と B の沈着量経時変化

謝辞　本研究は JSPS 科研費 16K00543 の助成を受けたものである。

---

*Jun Goto[1], Takeshi Takahashi[1], Shu Sengoku[1], Hidenori Yoshida[2] and Tatsuya Kondo[1]

[1]Niigata University, [2]Niigata University of Health and Welfare

福島における放射性物質の分布状況調査
(4)KURAMA-IIの展開と活用の現状

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(4)The present status of developments and applications of KURAMA-II

*谷垣 実
京都大学

走行サーベイシステムKURAMAの発展形のKURAMA-IIは、福島県を中心とした東日本一帯の空間線量率測定や汚染分布の把握などで幅広く活用されている。その最新の利用や開発の状況、および中小規模利用者向けのクラウド環境や解析ツール提供について報告する。

キーワード：走行サーベイ, KURAMA-II, 空間線量率, 波高分布, クラウド

1．はじめに

東電福島第一事故に対応すべく開発されたGPS連動型放射線自動計測システムKURAMA[1]の発展形であるKURAMA-II[2]は、福島県内で展開されている路線バスによる連続モニタリングや原子力規制庁事業として継続されている東日本一帯のモニタリング活動他に幅広く活用されている。また開発や利用を通じて得られた知見は体系化され放射能測定法シリーズ改訂に反映[3]されるなど、さらなる活用の広がりが期待される。この発表では主にKURAMA-IIについて最近の開発や利用の動向を紹介するとともに、現在複合原子力科学研究所の共同利用設備として整備を進めているKURAMA-II用クラウド環境の概要などを紹介する。

2．KURAMA-IIの開発・利用動向

National Instruments社のCompactRIO/myRIOをベースとした既存のKURAMA-IIは機器構成における高い柔軟性を維持しつつ機能的にも成熟し安定した運用が可能となっている。そのため単なる走行サーベイシステムの枠を超えた様々な目的にも応用されている。例えば位置・時刻情報でタグ付した波高分布を得られる特徴を活かし、測定地点ごとの波高分布の再構成して建物による遮蔽の影響といった測定点の放射線場の特徴を理解する試みが行われている。また、既報の土壌汚染密度推定技術を応用し、除染後農地の残留セシウムや土壌の性質の推定を自動化する試みも始まっている[4]。

KURAMA-IIの大きな特徴の一つにクラウドによる大多数の機材展開と柔軟な測定活動がある。特に、既報のKURAMA-II向けに開発したオープンソースベースのクラウドストレージシステム[5]は、RESTful APIによりOSなどに依存しないシステムであり、最近のIoT技術との親和性も高い。そこで、これまでのKURAMA-IIの開発実績を基に、より小型なSingle board Computerへ移行する試みも始めている。

3．KURAMA-II用クラウド環境の整備

これまでのKURAMA-IIは比較的大規模かつ継続的な運用が中心で、調査に最適化したクラウドの運用や独自の解析環境構築が行われていた。しかし予算や人員の限られた小規模な調査や短期間の調査での需要も増えていることから、既報のオープンソースベースのクラウドストレージシステム[5]の最適化を進め、従来のDropboxによるファイル共有と遜色ない水準にまで動作を改善、これをベースにGoogle Earth上でのリアルタイム可視化や簡便な波高分布再構成機能も実装したサーバを開発している。これを京都大学複合原子力科学研究所の共同利用研究の設備とし、独自にサーバや解析環境を構築するのが困難な非商用利用者向けに提供する計画である。このサーバによりKURAMA-IIのさらなる利用促進と普及を図りたい。

参考文献：
[1] M. Tanigaki, R. Okumura, K. Takamiya et al., Nucl. Instr. Meth. **A726**(2013)162-168.
[2] M. Tanigaki, R. Okumura, K. Takamiya et al., Nucl. Instr. Meth. **A781**(2015)57-64.
[3] 原子力規制委員会 https://www.nsr.go.jp/news_only/20171226_01.html
[4] 農林水産技術会議 http://www.affrc.maff.go.jp/docs/fukushima/h30kettei.htm
[Cloud] 谷垣実 日本原子力学会2017年秋の大会, 札幌市, 2017年9月13～15日

*Minoru Tanigaki
Kyoto University

福島における放射性物質の分布状況調査
（5）空間線量率の事故後初期～2 年後の減少傾向

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(5) Decrease in dose rate during initial two years after the Fukushima Dai-ich NPP accident

*吉村 和也[1]，三枝 純[1]

[1]原子力機構

本研究は、文部科学省が 2011 年 3 月 15 日以降に実施した空間線量率のモニタリング結果につき、事故から 2 年後までの減少速度を解析した。空間線量率の減少は、二つの速度を有する指数関数で表され、舗装面や建造物が支配的な環境で、草地など土壌面が支配する環境よりも早い減少速度が確認された。

キーワード：福島第一原子力発電所事故，空間線量率，減少速度，二重指数関数，土地利用

1. 緒言

福島第一原子力発電所の事故後、初期外部被ばく線量は、土壌に沈着した放射性核種の組成と沈着量情報を元に、時間の関数として推定した空間線量率から評価がなされてきた（UNSCEAR, 2013; IAEA, 2015）。しかしこれまでに、空間線量率の減少速度は土地利用の影響を受けることが報告されている（Kinase et al., 2014）。そのため、事故後初期の空間線量率の減少傾向につき、実測値に基づいて速度を評価し、その減少速度に影響する要因を把握することは、初期外部被ばく線量の推定精度の向上に有用な情報を供するものである。そこで本研究では、文部科学省（後、原子力規制庁）が 2011 年 3 月 15 日から実施した空間線量率のモニタリング結果を用い、事故後初期から 2 年後までにかけた、物理減衰とウェザリング効果に起因する空間線量率の減少傾向を評価した。

2. 解析

文部科学省による福島第一原子力発電所から 20 km 以遠のモニタリングデータ 103 地点（NRA, 2018）のうち、除染など土地の擾乱の影響がない地点（45 地点）を抽出した。さらに 45 地点のデータのうち、測定中心点より半径 10 m 以内の土地状況が、①75%以上が舗装面か宅地（N=10）、②50%以上が農地や草地（N=11）であるデータを抽出した。解析に用いるデータの期間は 2011 年 3 月 16 日から 2013 年 3 月 11 日とした。降雨時、積雪時のデータは、解析から除外した。

3. 結論

空間線量率の減少は、早い減少と遅い減少の二つの速度を有する指数関数で表された。得られた減少速度は、舗装面や宅地優占地点で早く、農地や草地が優占する地点で遅かった。以上の結果は、これまでに報告されている市街地での速い空間線量率の減少傾向（Kinase et al., 2014）と符合するものであり、外部被ばく線量を推定する上で、土地利用を考慮することが重要であることを示唆する。

参考文献

[1] UNSCEAR, 2013. UNSCEAR 2013 Report. Volume I, Report to the General Assembly, Scientific Annex A.

[2] IAEA, 2015. The Fukushima Daiichi Accident – The Report by the Director General.

[3] Kinase et al., 2014. Radiat. Prot. Dosim. 160(4), 318-321

---

*Kazuya Yoshimura[1] and Jun Saegusa[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

福島における放射性物質の分布状況調査
（6） 除染後の空間線量率の将来予測手法と実測データによる検証

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(6) Future prediction method of air dose rate after decontamination and verification by measured data

*山下　卓哉[1]，北村　哲浩[1]，斎藤　公明[1]

[1]原子力機構

除染後のエリアに対する「空間線量率減衰の2成分モデル」の適用性を確認するため、環境省が除染実施後のエリアを対象に実施した空間線量率の追跡調査結果と本モデルによる予測結果の比較を行った。

キーワード：福島第一原子力発電所事故，空間線量率予測，除染エリア，空間線量率減衰の 2 成分モデル

1. 緒言

「空間線量率減衰の 2 成分モデル[1]（以下 2 成分モデル）」は、除染後の測定データを用いた確認が十分に行われていないため、環境省による実測データを用いて除染後のエリアに対する適用性の検証を行った。

2. 除染後の空間線量率の将来予測手法と環境省の空間線量率の追跡調査

除染後の空間線量率の予測は、「除染活動支援システム RESET」を用いて除染直後の空間線量率を求め、得られた空間線量率を初期値にして2成分モデルを使ってその後の空間線量率の予測を行っている。一方、環境省は、除染実施後の地区を対象に空間線量率を継続的に測定し、周囲からの放射性物質の飛散等による再汚染の有無と自然減衰等による線量の低減状況を調査し、除染の効果が適切に維持されているか否か確認を行っている[2]。2 成分モデルによる予測と除染実施後の 11 地区の追跡調査結果を比較した。

3. 空間線量率減衰の 2 成分モデルによる予測と実測データの比較

図 1 に 2 成分モデルによる予測と追跡調査結果の比較の一例を示す。図には、環境半減期の中央値による予測（実線）のほか、環境半減期の 5%値による予測（点線）及び環境半減期の 95%値による予測（点線）及び実測値の平均値、最小値及び最大値を記載した。また、比較のため、セシウムの物理減衰による予測（1 点鎖線）を併記した。

この図から分かるように、実測値のばらつきは大きいものの、実測値の平均値と 2 成分モデルの中央値による予測は良く合う。他の 10 地区でも同様の結果が得られたことから、2 成分モデルを除染後の空間線量率予測に適用することに問題はないと判断される。

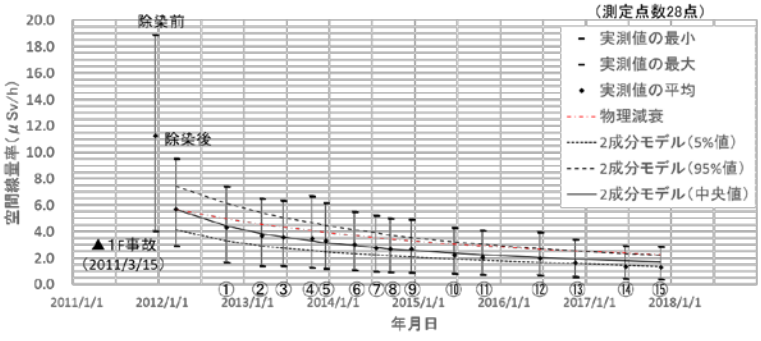


図 1　2 成分モデルによる予測と実測値の比較

参考文献

[1] 木名瀬栄、http://radioactivity.nsr.go.jp/ja/contents/10000/9735/45/part3_sum.pdf

[2] 環境省ホームページ、http://josen.env.go.jp/en/pdf/progressseet_progress_on_cleanup_efforts.pdf

*Takuya Yamashita[1], Akihiro Kitamura[1], Kimiaki Saito[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency.

福島における放射性物質の分布状況調査
（7）生活行動経路に沿った空間線量率測定に基づく被ばく評価

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(7) Estimation of exposed dose by measurement of air dose rate considering daily activity pattern

*佐藤 哲朗[1]，安藤 真樹[2]，斎藤 公明[2]，
[1](株)日立ソリューションズ東日本，[2]JAEA

避難指示が解除された地域等に住民が帰還した際の被ばく線量について、生活行動経路の聞き取り調査とその行動経路全体をカバーする空間線量率の測定によって精度よく推定する手法を考案した。考案した手法に基づき実施した調査の結果について報告する。

キーワード：KURAMA-II システム、福島第一原子力発電所事故、空間線量率、外部被ばく線量

1. 緒言

東京電力株式会社福島第一原子力発電所における事故に伴って放出された放射性物質による被ばくのリスクを回避するため、避難指示等により今なお多くの住民が避難生活を余儀なくされている。帰還の選択をする個々の住民の被ばく線量を低減し、放射線に対する不安に向き合うためには、住民が自分の個人線量を把握し、自らの行動と被ばく線量との関係を理解することが重要である。しかしながら、個人線量を把握するためには個人が測定器を所持して生活することが必要となり、住民が帰還していない場所で測定を行うことはできない。そこで今後の避難区域等の見直しが想定される地域等において、帰還した際に想定される生活行動経路の聞き取り調査とそれに基づく空間線量率の測定によって被ばく線量を推定した。

2. 調査内容

2014 年度から 2016 年度までの 3 年間で、福島県内の 6 町村において延べ 196 名を対象にして調査を行った。帰還後に想定される生活行動経路全域をカバーできるように KURAMA-II システムを用いて空間線量率の測定を行った。生活行動経路の情報と空間線量率の測定結果を組合わせて被ばく線量の算出を行った。

3. 調査結果

算出された年間の追加被ばく線量について、居住すると想定される地域の制限区域の区分ごとに集計した結果を図 1 に示す。今回の調査では、年間の追加被ばく線量の最小値が 0.20 mSv、最大値が 4.9 mSv となった。また、対象者のうちの約 73%の方々について、年間の追加被ばく線量の推定値が 1.0 mSv 以下となった。

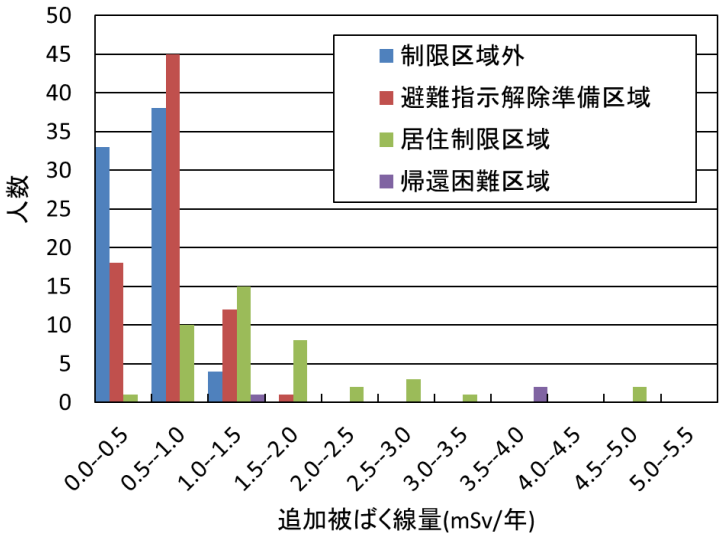


図 1. 追加被ばく線量の算出結果

*本件は、原子力規制庁委託事業で得られた成果の一部である。

*Tetsuro Sato[1], Masaki Andoh[2] and Kimiaki Saito[2]
[1]Hitachi Solutions East Japan, Ltd., [2]JAEA

Oral presentation | VII. Health Physics and Environmental Science：Health Physics and Environmental Science

Wed. Sep 5, 2018 2:45 PM - 4:40 PM JST | Wed. Sep 5, 2018 5:45 AM - 7:40 AM UTC | Room K B41 - B Building

[1K08-14] Environmental Radioactivity and Monitoring 2

Chair:Taiga Okumura(Univ. of Tokyo)

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

[1K08] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(8) Temporal changes in the depth profiles of radioactive cesium in soil

*Norihiro MATSUDA[1], Satoshi MIKAMI[1], Kimiaki SAITO[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

[1K09] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(9) Factors contoroling variation of radiocesium concentration in throughfall and stemflow in the forest of Fukushima Prefecture

*Hiroaki Kato[1], Yuichi Onda[1], Zul Hilmi Saidin[1] (1. Center for Research in Isotopes and Environmental Dynamics, University of Tsukuba)

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

[1K10] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(10) Seven-year monitoring of the vertical distribution of radiocesium in forest soils after the FDNPP accident

*Junko Takahashi[1], Daichi Hihara[1], Kenji Tamura[1], Yuichi Onda[1] (1. Univ. of Tsukuba)

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

[1K11] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(11)Variation of soil water content and radiocesium concentration in litter and soil layer in the forests of Yamakiya District, Fukushima Prefecture

*Momo Kurihara[1], Toshiro Yamaguchi[1], Hiroaki Kato[1], Yuichi Onda[1] (1. CRiED, University of Tsukuba)

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

[1K12] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(12)Factors controling the declining trend of dissolved/particulate cesium-137 concentrations in stream water at small forested catchment

*YUICHI ONDA[1], Sho Iwagami[1], Hiroaki Kato[1], Maki Tsujimura[1] (1. CRiED University of Tsukuba)

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

[1K13] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(13) Changes of vertical distributions of ^{137}Cs in soil and ambient dose rates due to sediment transport

*Yoshifumi Wakiyama[1], Yuichi Onda[2] (1. Institute of Environmental Radioacitivity, Fukushima Universiy, 2. Center for Research in Isotopes and Environmental Dynamics, University of Tsukuba)

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

[1K14] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(14)Distribution of air dose rates along the Jobando Express Way

*Hiroshi Takemiya[1], Kimiaki Saito[1], Hiroko Yoshida[2] (1. JAEA, 2. Tohoku Univ.)

4:30 PM - 4:40 PM JST | 7:30 AM - 7:40 AM UTC

Time reserved for Chair

福島における放射性物質の分布状況調査
（8）土壌中深度分布調査結果の経時的な変化

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(8) Temporal changes in the depth profiles of radioactive cesium in soil

*松田 規宏[1]，三上 智[1]，斎藤 公明[1]
[1]原子力機構

東京電力（株）福島第一原子力発電所から 100 km 圏内の約 80 地点において、放射性セシウムの土壌中深度分布調査を平成 23 年 12 月から継続的に実施してきた。各年度において評価した緩衝深度の経時的な変化の特徴について報告する。

キーワード：福島第一原子力発電所，深度分布，放射性セシウム，土壌

1. 緒言

東京電力（株）福島第一原子力発電所（以下、「福島第一原発」という。）の事故に起因して自然環境中の特に平坦地の土壌に沈着した放射性セシウムによる空間線量率の経時的な変化は、放射性セシウムの土壌中深度分布と密接に関係している。そのため、本調査は、放射性物質等分布状況調査と呼ばれる大規模な環境調査において、継続的に実施してきた。

2. 調査

福島第一原発から 100 km 圏内、約 80 の各調査地点において、国際原子力機関 IAEA の標準的な土壌採取法であるスクレーパー・プレート法で深度別の土壌試料を採取、その放射能濃度（Bq/kg）をゲルマニウム半導体検出器で定量分析し、放射性セシウムの土壌中深度分布を調査した。調査で得られた土壌中深度分布は、指数関数式及び双曲線正割関数に基づく近似式[1]を用いて解析した。

3. 結論

放射性セシウムの土壌中深度分布と空間線量率の関係を表す指標として、実効的な重量緩衝深度 β_{eff} [1] を各調査で評価した。平成 29 年度に実施した最新の調査結果を含む 約 80 地点におけるこの幾何平均値の経時的な変化を図 1 に示す。このとき、各値の誤差は幾何標準偏差とした。本調査を開始した平成 23 年 12 月からのその経時的な変化は、おおよそ一次関数的な増加を示していることがわかった。

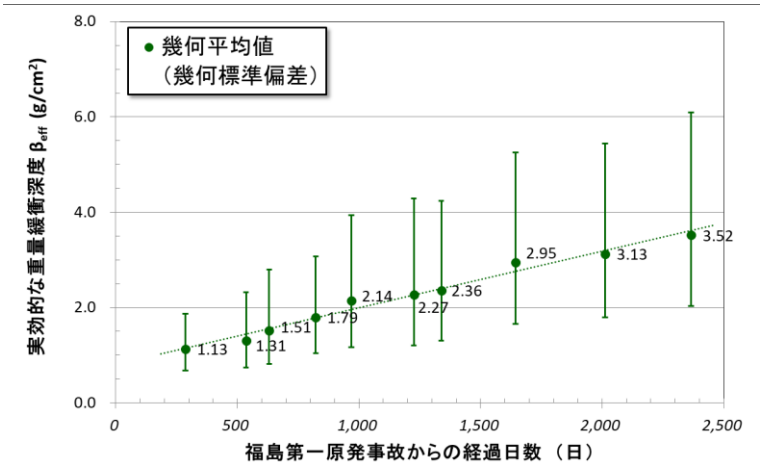


図 1　平成 23 年 12 月からの継続的な調査で得られた実効的な重量緩衝深度 β_{eff} の経時的な変化

参考文献

[1] N. Matsuda et al., J. Environ. Radioact., 139, 427-434 (2015).

※　本件は、文部科学省及び原子力規制庁委託事業「東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故に伴う放射性物質の分布データの集約）事業」等で得られた成果の一部である。

*Norihiro MATSUDA[1], Satoshi MIKAMI[1] and Kimiaki SAITO[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

福島における放射性物質の分布状況調査
(9)福島県の森林における樹冠通過雨及び樹幹流の放射性セシウム濃度の変化要因

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(9) Factors contoroling variation of radiocesium concentration in throughfall and stemflow in the forest of Fukushima Prefecture

*加藤弘亮[1]，恩田 裕一[1]，サイディン ズル[1]
[1]筑波大学アイソトープ環境動態研究センター

福島第一原子力発電所事故直後から 7 年間の、福島県内の森林にける樹冠通過雨及び樹幹流のモニタリング調査結果に基づいて、放射性セシウム濃度の主な変動要因について考察を行った。

キーワード：福島第一原子力発電所事故，森林，樹冠通過雨、樹幹流、放射性セシウム濃度

1. 緒言

森林に降下した放射性セシウムは、樹冠に捕捉され、その後の雨水や落葉等にともなって徐々に林床に移行する。樹冠から林床への放射性セシウムの移行状況を把握するためには、樹冠通過雨や樹幹流などの林内雨成分と落葉等の放射性セシウム濃度の経年変化及び変動要因を明らかにすることが不可欠である。そこで本研究では、福島原発事故から 7 年間の森林環境中の放射性セシウムのモニタリング調査結果に基づいて、林内雨に含まれる放射性セシウム濃度の変動要因について考察した。

2. 研究方法

本研究では、福島県伊達郡川俣町山木屋地区のスギ林及び広葉樹混交林を調査対象に選定した。スギからなる人工林 2 林分（31 年生・15 年生）と広葉樹混交林（コナラ及びアカマツ）において、樹冠通過雨、樹幹流、落葉等に含まれる放射性セシウム濃度を測定し、樹冠から林床への移行量を観測した。観測は 2011 年 7 月から開始し、現在もなお継続中である。雨水及び落葉等の試料は実験室に持ち帰り、雨水は 100 μ m のステンレスメッシュを通過させて粗大有機物を除去した。落葉等は炉乾燥させた後に粉砕機で細かく粉砕し、均一化した。それらの試料を 100 cc の測定容器に封入し、高純度ゲルマニウム半導体ガンマ線検出器を用いてセシウム 137 の測定誤差が 10%以下になるまで測定した。放射性セシウム濃度の変動要因について、原発事故からの経過時間と降雨等の環境要因に着目して解析を行った。

3. 結果と考察

樹冠通過雨及び樹幹流に含まれるセシウム 137 濃度は、いずれの樹種においても、原発事故からの経過時間とともに指数関数的に減少する傾向を示した。また、セシウム 137 濃度の低減速度は、原発事故から 200 日以内で早く、それ以降は相対的に遅くなることが明らかになった。スギ林においては、針葉のセシウム 137 濃度の低下に対応して樹冠通過雨の濃度が低減したが、両者のセシウム 137 濃度比は時間経過とともに低下する傾向を示した。一方、広葉樹混交林においては、樹冠通過雨のセシウム 137 濃度の低下が遅く、事故直後からセシウム 137 濃度が一定して高い値を示すコナラの葉の影響が示唆された。一方、樹幹流については、外樹皮のセシウム濃度との対応は認められず、樹幹流に含まれるセシウム 137 の供給源の解明が今後の課題である。

謝辞：本件は、文部科学省科学技術戦略推進費（平成 23～24 年度）、原子力規制庁委託事業（平成 24～25 年度）、日本原子力研究開発機構委託事業（平成 26～29 年度）で得られた成果の一部を含む。

*Hiroaki Kato[1], Yuichi Onda[1], Zul Hilmi Saidin[1]
[1]Univ. of Tsukuba, Center for Research in Isotopes and Environmental Dynamics.

福島における放射性物質の分布状況調査
(10)福島第一原発事故から 7 年間の森林土壌中の放射性セシウムの深度分布変化

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(10) Seven-year monitoring of the vertical distribution of radiocesium in forest soils after the FDNPP accident

*高橋 純子[1]，日原 大智[1]，田村 憲司[1]，恩田 裕一[1]

[1]筑波大学

福島県川俣町山木屋地区の森林 3 地点（混交林，スギ壮齢林，スギ若齢林）における土壌中の放射性セシウムの深度分布の変化および下方移行を事故直後から 7 年間のモニタリング調査に基づいて報告する。

キーワード：放射性セシウム深度分布，森林土壌，緩衝深度，スクレーパープレート

1. 背景と目的

日常的に人が立ち入らない森林については積極的な除染が行われないことから，森林環境中の放射性セシウムの長期的な動態予測と影響評価が求められている。とくに，福島の場合はチェルノブイリ事故の影響地域と比較して，リター層から鉱質土層への放射性セシウムの移行が早いことが示されつつあり，鉱質土層内での下方移行や挙動の把握が重要である。そこで，福島県川俣町山木屋地区（旧計画的避難区域）に位置する 3 つの森林において，2011 年 6 月から土壌中の放射性セシウム濃度の深度分布モニタリングを実施し，その移行傾向を評価することを目的とした。

2. 調査地および方法

福島原発から北西約 40 km に位置する山木屋地区の 3 地点の森林（混交林，スギ壮齢林，スギ若齢林）に約 3 m×3 m のプロットを設置し，2011–2012 年は年に 2 回，2013 年以降は年に 1 回の土壌採取を行なった。リターおよび鉱質土壌は，スクレーパープレートを用いて 0–5 cm を 0.5 cm 間隔，5–10 cm を 1 cm 間隔，10–20 cm を 5 cm 間隔で採取し，乾燥・篩別後 Ge 半導体検出器で Cs-137 を測定した。

3. 結果

スギ若齢林では，林床（リター層＋土壌 20cm まで）の Cs-137 存在量は，樹冠からの二次的な沈着を反映して，時間とともに増加した。一方，混交林とスギ壮齢林では同様の傾向は認められなかった。リター層中の Cs-137 濃度および存在量の割合についても，スギ若齢林では樹冠からの二次沈着を反映して減少速度がやや遅い傾向にあったのに対し，混交林とスギ壮齢林では時間とともに指数関数的に減少し，2017 年の時点ですでにその割合は 3.6–6.4%ほどであった。いずれの地点でも，事故後 2-3 年の間にリター層中の Cs-137 濃度は土壌最表層（0-0.5cm）の Cs-137 濃度を下回った。鉱質土壌中の Cs-137 濃度深度分布より求めた緩衝深度については，スギ 2 地点では年間 0.08 cm ずつ深くなり，下方移行が進行していたものの，混交林では明確な下方移行は認められなかった。

参考文献

[1] Takahashi, J., Onda, Y., Hihara, D., Tamura, K., 2018. Six-year monitoring of the vertical distribution of radiocesium in three forest soils after the Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Plant accident. J. Environ. Radioact. 192, 172–180.

---

*Junko Takahashi[1], Daichi Hihara[1], Kenji Tamura[1], Yuichi Onda[1]

[1]Univ. of Tsukuba

福島における放射性物質の分布状況調査
（11）福島県山木屋地区の森林におけるリター層及び土壌層の放射性セシウム濃度と含水率の変化

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(11) Variation of soil water content and radiocesium concentration in litter and soil layer in the forests of Yamakiya District, Fukushima Prefecture

*栗原 モモ[1]，山口 敏朗[1]，加藤 弘亮[1]，恩田 裕一[1]
[1]筑波大学アイソトープ環境動態研究センター

福島県山木屋地区の森林におけるリター層及び土壌層の放射性セシウム濃度と含水率の変化を調査したので報告する。

キーワード：森林，土壌，リター

1. 緒言

リター層や土壌層に蓄積した放射性セシウムは林内の空間線量率に大きく寄与するが、同時にこれらの層に含まれる水の遮蔽を受けるため[1]、その含水率の継時変化が空間線量率も変化させる可能性がある。本調査ではリター層及び表層土壌の含水率の変動幅を把握することを目的とし、含水率の経時変化を測定した。本調査結果は、森林空間線量率の計算モデルの基礎データを提供しうる。

2. 方法

調査地は、福島県伊達郡川俣町山木屋地区の広葉樹林とスギ林とし、土壌水分計（ECH2O、Decagon 社製）を用いてリター層及び土壌の含水率を測定した。観測期間は、2017 年 5 月 22 日～9 月 19 日である。さらに、国土交通省山木屋観測所で観測された時間雨量データから先行降雨指数（API：Antecedent Precipitation Index）を算出し、観測された含水率と比較を行った。

3. 結果・考察

広葉樹林のリター層および土壌層の体積基準含水率はそれぞれ 21%～64%、23%～68%、スギ林では 13%～26%、27%～53%を示した。API の増加とともに含水率が増加する傾向が確認され、対象とする降雨期間を 540～672 時間（21～28 日間）とした累乗回帰式で、最も高い相関（R^2 = 0.07（スギ林リター）～0.73（広葉樹林土壌））が確認された。

4. 結論

本調査結果から、先行降雨指数を用いてリター層および土壌層の含水率の変化を推定できることが示唆された。今後は、含水率の継時変化と森林空間線量率の関係について明らかにする予定である。

参考文献

[1] 今村ら (2017) 森林内の放射性セシウム分布を考慮した空間線量率の推定，日林誌 99:1-9

*Momo Kurihara[1], Toshiro Yamaguchi[1], Hiroaki Kato[1], and Yuichi Onda[1]
[1]CRiED, University of Tsukuba

福島における放射性物質の分布状況調査
(12) 森林小流域における渓流水の溶存態・懸濁態セシウム 137 濃度低下傾向とその要因

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(12) Factors controlling the declining trend of dissolved/particulate cesium-137 concentrations in stream water at small forested catchment

*恩田裕一[1]、岩上 翔[1]、加藤弘亮[1]、辻村真貴[2]
[1]筑波大学アイソトープ環境動態研究センター
[2]筑波大学大学院生命環境科学研究科持続環境学専攻

源流部に位置する森林小流域において，溶存態・浮遊砂・粗大有機物におけるセシウム 137 濃度の測定を 2011 年から行ってきた．6 年分の濃度変化とともに，流出フラックスについて示すとともに土地利用による濃度低下傾向について結果を示す。

キーワード：森林小流域，土地利用、溶存態，浮遊砂，粗大有機物，セシウム 137，除染

1. 背景

福島第一原発事故により自然環境に沈着した放射性セシウムについて、河川を介した移行は移動距離が長いため陸域環境中での分布状況の把握において重要なプロセスである。特環境中に放出された大量の放射性物質が沈着した主なエリアは森林． 森林の樹冠やリター(Kato et al., 2015)や森林土壌(Kato et al., 2012; Takahashi., 2014)には依然として多くの放射性セシウムが存在していることが示されている．

森林からは土壌流出、あるいは森林から流れ出る渓流水によって、溶存態・浮遊砂(SS)・葉や枝などの粗大有機物として放射性セシウムが流出する．しかしながら，これまでの調査により低減傾向は，流域によって異なっていることが明らかになってきた。そこで，福島の森林小流域において渓流水・浮遊砂（SS）・粗大有機物のセシウム 137 濃度低下傾向は事故後 6 年間の変化について調査結果を報告する。

2. 方法

調査対象地域は，石平山流域（0.075 km^2），疣石山流域（0.147 km^2），世戸八山流域（0.048 km2），高太石山（0.535 km^2）の 4 流域である（石平山、疣石山、高太石山は 2011 年 6 月より観測開始，世戸八山は 2014 年 5 月より観測開始，高太石山は 2013 年 9 月に観測終了）．各流域には水位流量堰を設置し，流量を連続観測するとともに濁度計と合わせて流出土砂量を測定し，有機物ネットによって流下した粗大有機物の量を測定した．渓流水・浮遊砂・粗大有機物試料の採取は 1-2 カ月に一度の現地調査で行った．溶存態セシウム測定のため水試料は 0.45 μm のフィルターを用いて濾過を行った．水サンプル中の溶存態放射性セシウム濃度は，2014 年以降、濃度の低い水試料は 1 サンプルあたり 40L 採水し AMP 濃縮を行って U8 容器を用いてゲルマニウム半導体検出器により測定した．浮遊砂・粗大有機物試料においては炉乾燥したのち粉砕し，Well 容器を用いてゲルマニウム半導体検出器で放射性セシウム濃度を測定した．

3. 結果と考察

溶存態のセシウム 137 濃度は二重指数関数的な低下傾向を示し、緩やかな低下傾向を示している中にも源流域においても少しずつ傾向の違いがあった。具体的には，除染が行われた疣石山では SS のセシウム 137 濃度は大きく低下したものの、溶存態・粗大有機物には明らかな変化は見られず、ここからも溶存態と粗大有機物の関係が示唆された． リターのセシウム 137 濃度低下傾向を比べると、草の低下が早いことが分かり、流域の草地の割合で渓流水のセシウム 137 濃度の低下傾向パラメータとの関係をみてみると、草地の割合が多い（森林の割合が少ない）と渓流水の低下傾向が早いことが示された。

謝辞：本件は、文部科学省科学技術戦略推進費（平成 23～24 年度）、原子力規制庁委託事業（平成 24～25 年度）、科学研究費新学術領域研究（平成 24～28 年度）原子力研究開発機構受託研究費（平成 26～29 年度）で得られた成果である

*Yuichi Onda[1], Sho Iwagami[1], Hiroaki Kato[1] and Maki Tsujimura[2]
1 Center for Research in Isotopes and Environmental Dynamics, University of Tsukuba., 2 Department of Sustainable Environmental Studies, raduate School of Life and Environmental Sciences, University of Tsukuba.

福島における放射性物質の分布状況調査
(13)斜面における土壌侵食にともなう ^{137}Cs 深度分布および空間線量率の変化

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(13) Changes of vertical distributions of ^{137}Cs in soil and ambient dose rates due to sediment transport

*脇山 義史[1]，恩田 裕一[2]

[1]福島大学環境放射能研究所，[2]筑波大学アイソトープ環境動態研究センター

土壌侵食プロット内において土壌中の ^{137}Cs 深度分布を調べ、土砂移動との関係を考察した。土砂移動量が大きい斜面で未撹乱の土壌に比べて重量緩衝深度が大きかったことから、土砂移動によって ^{137}Cs の下方浸透および空間線量率の低下が促進されたと考えられた。

キーワード：重量緩衝深度，土壌侵食プロット，土地利用

1. 緒言

斜面では雨滴による表層土壌の剥離や表面流による土砂の輸送・堆積といった土砂移動現象によって、^{137}Cs の深度分布が変化することが報告されている。^{137}Cs 深度分布の変化は空間線量率に影響を与える可能性があるため、定量的な評価が必要である。しかし、こうした土砂移動を経験した斜面における ^{137}Cs 深度分布および空間線量率の変化はあまり調べられていない。本研究では、土壌侵食プロットの観測により土砂移動量が既知である斜面において土壌中の ^{137}Cs 深度分布を調べ、土砂移動との関係を考察した。

2. 調査方法

調査対象としたのは福島県伊達郡川俣町内の山木屋地区に設置された土壌侵食プロット（未耕作畑 A、未耕作畑 B、耕作畑 A、耕作畑 B、草地 A、草地 B、草地 C）である。畑 A1 では侵食・堆積状況に応じて 9 地点、畑 A2・畑 B2 では、それぞれ斜面上部・中部・下部の畝上・畝下の 6 地点ずつ、畑 B1・草地 A、草地 B、草地 C では 3 地点で、15 cm×30 cm のスクレーパープレートを用いて 30 cm 深までの土壌を層別に採取し、各深度の ^{137}Cs 濃度を測定した。^{137}Cs 濃度の深度分布に基づいて ^{137}Cs インベントリー（Bq m^{-2}）を算出するとともに Saito and Jacob (1998)の換算係数を用いて実効的な重量緩衝深度 β_{eff} (g cm^{-2})を算出した。

3. 結果および考察

未耕作畑 A、未耕作畑では、斜面上部では ^{137}Cs 濃度が深さとともに指数関数的に減少する分布が見られたが、斜面中部及び下部では、^{137}Cs インベントリーが大きく深部に ^{137}Cs 濃度ピークをもつ形状が見られた。耕作畑 A、耕作畑 B では、耕作深（15 cm 深）までほぼ均一な ^{137}Cs 濃度が見られた。草地では、地点間のばらつきが大きいものの、^{137}Cs 濃度は概ね指数関数的な深度分布を示した。β_{eff} の平均値は未耕作畑 A、未耕作畑 B、耕作畑 A、耕作畑 B、草地 A、草地 B、草地 C でそれぞれ 1.77、1.77、5.20、5.16、0.55、0.64、1.73 g cm^{-2} であった。Takahashi t al. (2015)に示される ^{137}Cs 深度分布データを基に算出した、未耕作畑 A・耕作畑 B 周辺の未撹乱土壌の β_{eff} 平均値は 0.88、0.86 g cm^{-2} であった。このことから、未耕作畑では侵食にともなう表層土壌の流去や堆積によって、^{137}Cs 下方移動が見かけ上促進され、空間線量率の低下が促進されることが示唆された。

参考文献

[1] Saito, K., Jacob, P. (1998) JAERI-Data/Code 98-001.

[2] Takahashi, J., Tamura, K., Suda, T., Matumura, R., Onda, Y. (2015) Journal of Environmental Radioactivity, 139, 351-361

---

*Yoshifumi Wakiyama[1], Yuichi Onda[2]

[1]IER, Fukushima Univ., [2]CRiED, Univ. Tsukuba.

福島における放射性物質の分布状況調査
（14）常磐自動車道における空間線量率分布

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(14) Distribution of air dose rates along the Jobando Expressway

*武宮 博[1]，斎藤 公明[1]，吉田 浩子[2]
[1]原子力機構，[2]東北大学

常磐自動車道の通行再開以来、広野から南相馬の区間における空間線量率の計測を継続的に実施している。当該区間における空間線量率の空間分布及び経時変化傾向について報告する。

キーワード：環境モニタリング、空間線量率，空間分布、経時変化

1. 緒言

常磐自動車道は、東日本大震災後 2 年間にわたり補修や除染が実施され、2015 年 3 月より全線の通行を再開した。しかしながら、一部区間が帰還困難区域内に敷設されていることから、利用者には放射線の影響に関する不安が存在している。我々は通行再開以来、帰還困難区域を含む広野 IC から南相馬 IC 間の区間において継続的に空間線量率を測定している。本稿では、これまでの測定により得られた常磐自動車道の空間線量率分布状況および経時変化傾向について述べる。

2. 測定結果

2-1. 常磐自動車道における空間線量率分布

車載型空間線量率測定器 KURAMA-II を用いて当該区間の空間線量率を連日測定し、3 年間で約 600 万点のデータを取得した。解析においては、当該区間を 100m 間隔のメッシュで区切り、月単位で各区間の平均空間線量率を算出した。車内外補正については、規定位置（後部座席 1m 高さ）に KURAMA-II を設置することが困難であったことから、サーベイメータによる比較測定および MC シミュレーションによる解析を実施し、補正値を決定した。図 1 に 2015 年 3 月から 2018 年 3 月の各メッシュ区間における空間線量率分布状況を示す。通行再開当初は帰還困難区域内において 5 μ Sv/h を超える空間線量率が測定されたが、2018 年 3 月には最大で 2.5 μ Sv/h 程度となっている。

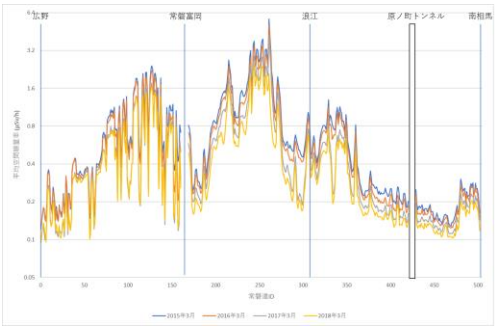


図 1. 常磐自動車道の空間線量率分布

2-2. 常磐自動車道における空間線量率の減衰傾向

2.1 で得られた空間線量率分布データを用いて、当該区間における空間線量率の経時変化傾向を分析した。図 2 に、2015 年 3 月時点での平均空間線量率を基準とした相対的な経時変化傾向を示す。比較のために、物理減衰に基づく空間線量率の減衰率を併せて示す。降雨、降雪等の影響によるばらつきがあるものの、2016 年 7 月以降、物理減衰を上回る減衰が見られる。これは、当該区間の近傍地域で本格的な除染が実施されたことが原因である。

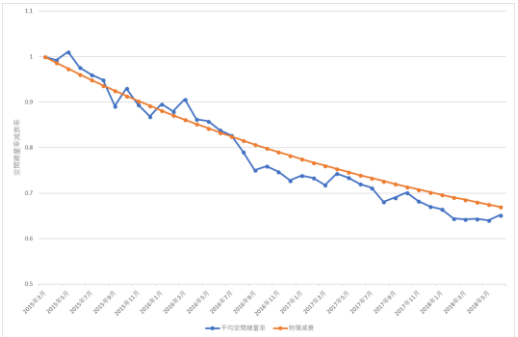


図 2. 常磐自動車道の空間線量率減衰傾向

*Hiroshi Takemiya[1], Kimiaki Saito[1] and Hiroko Yoshida[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Tohoku Univ.

Oral presentation | VII. Health Physics and Environmental Science：Health Physics and Environmental Science

Wed. Sep 5, 2018 4:40 PM - 6:00 PM JST | Wed. Sep 5, 2018 7:40 AM - 9:00 AM UTC | Room K B41 - B Building

[1K15-19] Environmental Radioactivity and Monitoring 3

Chair:Jun Goto(Niigata Univ.)

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

[1K15] Analysis for the time variation of the air dose rate in Fukushima prefecture
(3) Creation and evaluation of the time variation map

*Kazuya Matsumoto[1], Nobuyuki Sato[2], Yutaka Kimura[1], Hiroshi Takemiya[2], Akiyuki Seki[2], Hiromi Inoue[1], Hiroyuki Sugai[1] (1. Fukushima Prefectural Centre for Environmental Creation , 2. Japan Atomic Energy Agency)

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

[1K16] Numerical Studies for Seasonal Fluctuation of Cesium Transport at Dam Reservoir in the Hama-dori District of Fukushima Prefecture

*Susumu Yamada[1], Masahiko Machida[1], Hiroshi Kurilkami[1], Akihiro Kitamura[1] (1. JAEA)

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

[1K17] Dissolution of radiocesium-bearing microparticles released by the Fukushima nuclear accident

*Taiga Okumura[1], Noriko Yamaguchi[2], Terumi Dohi[3], Kazuki Iijima[3], Toshihiro Kogure[1] (1. UTokyo, 2. NARO, 3. JAEA)

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

[1K18] Theoretical study of selective cesium complexation mechanism by fungi organic matter in forest

*Hiroya Suno[1], Masahiko Machida[1], Terumi Dohi[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

[1K19] A method of estimating vertical distribution of radioactivity concentration in soil from NaI(Tl) detector pulse height distribution

*Hisashi Ichikawa[1], Hiromi Yamazawa[1], Jun Moriizumi[1], Shigekazu Hirao[2] (1. Nagoya Univ., 2. Fukushima Univ.)

5:55 PM - 6:00 PM JST | 8:55 AM - 9:00 AM UTC

Time reserved for Chair

福島県内空間線量率の経時変化傾向の分析（３）
経時変化マップの作成と評価

Analysis for the time variation of the air dose rate in Fukushima prefecture（3）
Creation and evaluation of the time variation map

*松本 和也[1]，佐藤 信行[2]，木村 裕[1]，武宮 博[2]，関 暁之[2]，井上 広海[1]，菅井 裕之[1]
[1]福島県，[2]原子力機構

空間線量率の変化に係る情報を提供するため、色々な手法で測定された福島県内の環境放射線モニタリング結果を用いて作成した避難指示解除準備区域等の統合化マップを基に、データ同化手法を用いて経時変化マップの作成と評価を行った結果について報告する。

キーワード：**環境放射線モニタリング，空間線量率，統合化マップ，経時変化マップ，データ同化**

1. はじめに

福島県環境創造センターでは、東京電力㈱福島第一原子力発電所事故発生から現在に至る放射性物質の分布状況の変化を、県民にわかりやすく提供するとともに、膨大な環境放射線モニタリング結果を、関係者が利用しやすい環境を提供するため、その結果を分析、評価し、経時変化傾向を明らかにする手法等に関する研究を進めている。

2.統合化マップ・経時変化マップの作成

平成 28 年度に郡山市を対象に統合化マップ・経時変化マップを作成したが、平成 29 年度は福島県内の避難指示が解除された区域、避難指示解除準備区域、居住制限区域及び帰還困難区域を有する 12 市町村を対象として、2011 年 4 月から 2017 年 12 月までに測定された各種（サーベイメータ、モニタリングポスト、走行サーベイ、航空機サーベイ等）の空間線量率測定結果を統合した統合化マップを作成するとともに、データ同化手法を適用することで、同期間の月毎の経時変化マップを作成した。

統合化マップを図１、図２に、アンサンブルカルマンフィルタによる経時変化マップを図３に示す。

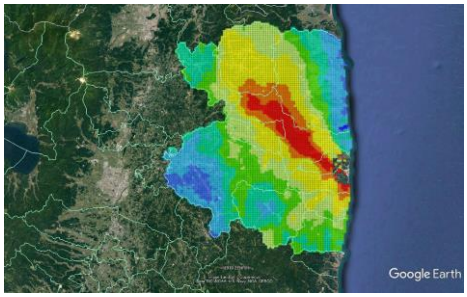


図 1 統合化マップ（2011 年 4 月）

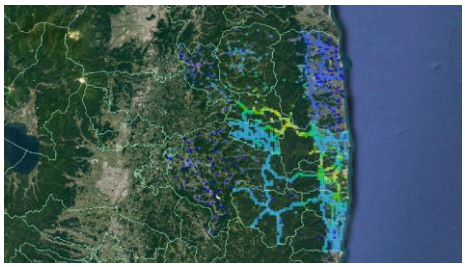


図 2 統合化マップ（2017 年 12 月）

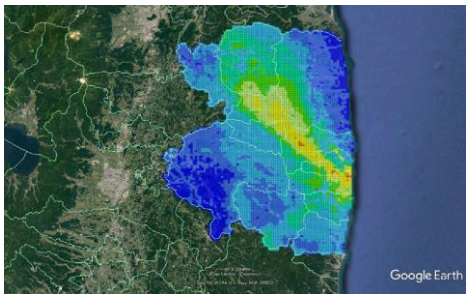


図 3 アンサンブルカルマンフィルタによる経時変化マップ（2017 年 12 月）

3. まとめと今後の展開

作成した統合化マップ・経時変化マップについては、今回使用していない環境モニタリングデータとの比較、及び原子力規制庁の H28 年度放射性物質の分布状況調査結果との比較を行った結果、比較的良い一致が得られたが、一次測定データ内の系統的なばらつきをどのように評価するかが今後の課題となる。

参考文献

[1] 放射性物質モニタリングデータの情報公開サイト(JAEA) ： http://emdb.jaea.go.jp/emdb/

*Kazuya Matsumoto[1], Nobuyuki Sato[2], Yutaka Kimura[1], Hiroshi Takemiya[2], Akiyuki Seki[2], Hiromi Inoue[1], and Hiroyuki Sugai[1]
[1]Fukushima Pref., [2]JAEA

福島県浜通りダム湖におけるセシウム動態季節変動の数値解析

Numerical Studies for Seasonal Fluctuation of Cesium Transport at Dam Reservoir in the Hama-dori District of Fukushima Prefecture

*山田　進[1]，町田 昌彦[1]，操上 広志[1]，北村 哲浩[1]

[1]原子力機構

福島県浜通り地方では、上流にセシウムの沈着量の多い河川が複数存在している。そのうちのいくつかの河川にはダムが建設されており、ダム湖の湖水は震災前、様々な用途にて利用されていた。従って、住民の帰還やそれに伴う産業復興と共に震災前へ回帰するためには、それらのダム湖内での放射性セシウムの動態を理解する必要がある。本発表では、その目的に必須な数値解析技術について報告する。

キーワード： 3 次元動態解析シミュレーション、ダム湖、セシウム動態

1. 緒言

原子力機構では、福島長期環境動態研究(F-TRACE)プロジェクトの一環として、河川による放射性セシウムの移動及びその堆積分布等の予測システムの開発に取り組んでいる。多くの放射性セシウムは土砂に付着し、土砂の移動に伴って移動するため、河川による影響が大きく、実際、台風等で洪水になると多くの土砂が移動し、その移動に伴ってセシウムも移動し、河川敷等に堆積することが観測やシミュレーションにより確認されている[1]。また、河川がダム湖に流れ込むと流速が遅くなり、より多くの浮遊砂が堆積することが実際の観測により確認されている[2]。このことから、ダム湖内のセシウムの動態を理解することは湖水の利用のためには重要なことであると考えられる。このような状況の下、著者らは複雑な湖底形状を湖水流動ダイナミクスに反映可能なシグマ座標系モデルを用いた計算機シミュレーション技術を開発し、ダム湖内の浮遊砂の振る舞いを解析してきた。

一般に充分に大きなダム湖では、季節によって上層と下層の水温の違いにより湖水に温度成層が形成される。しかし、著者らが開発してきたシグマ座標系モデルでは、湖底の変化に合わせて鉛直方向の格子間隔を変化させているため、水平方向のセル間の移動でも互いのセルの高さが異なるため、水平移動したはずの成分の一部は鉛直方向に移動してしまうことが知られており、本モデルをそのまま用いたのでは成層化を再現することができない。

2. 温度成層を再現する 3 次元シミュレーション

温度成層を再現するためには必要以上の鉛直方向へ移動を抑制させる必要がある。そこで本研究では、シグマ座標系モデルで生じる水平方向のずれを評価し、それを補正する機能を追加した。この補正を追加したコードを用いて、福島浜通り地方にあり請戸川の上流域にある大柿ダムの夏期の状態を対象にしたシミュレーションを実施したところ、上層の水温が高く下層が低い成層化の状態が生成されるとともに、その状態が長時間保たれることを確認した。発表では、補正方法の詳細を発表するとともに、温度成層が形成される条件や、成層化により流入河川水の流動様式や懸濁体の挙動等がどのように変化するかを報告する。

参考文献

[1] 山田進 他，福島長期環境動態研究：（６）二次元河川コードを用いた河川内放射性物質の堆積分布予測，日本原子力学会秋の年会， 2013 年.

[2] H. Funaki, et. al., Evaluation of particulate 137Cs discharge from mountainous forested catchment using reservoir sediments and sinking particles, JER, 189, pp.48-56 (2018).

---

*Susumu Yamada[1], Masahiko Machida[1], Hiroshi Kurikami[1] and Akihiro Kitamura[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency.

福島原発事故により放出された放射性 Cs 含有微粒子の溶解挙動の解明

Dissolution of radiocesium-bearing microparticles released by the Fukushima nuclear accident

*奥村 大河[1]，山口 紀子[2]，土肥 輝美[3]，飯島 和毅[3]，小暮 敏博[1]

[1]東京大学，[2]農研機構，[3]原子力機構

福島原発事故により放出された放射性 Cs を含有するガラス状微粒子について、様々な温度条件で純水と海水に浸潤し、その溶解速度を推定した。その結果、福島の平均水温では、純水中では完全に溶解するのに数十年を要するのに対し、海水中では数年しかかからないことが示唆された。

キーワード：放射性 Cs 含有微粒子，CsMP，溶解，純水，海水，電子顕微鏡，福島原発事故

1. 緒言

2011 年 3 月の福島第一原子力発電所事故により放出された放射性 Cs の一部は、珪酸塩ガラスを主体とする微粒子（radiocesium-bearing microparticles；CsMP）に含まれて飛散した。事故後 7 年が経過したが、CsMP の環境中での挙動は十分解明されていない。これまで CsMP は“不溶性”粒子と報告されてきたが、その主体は珪酸塩ガラスであるため、湿潤な環境中では徐々に溶解が進むはずである。そこで我々は環境中から採取した CsMP の純水及び海水での溶解実験を行い、CsMP の溶解挙動や環境中での寿命を推定した。

2. 実験

事故当時福島県の野外にあった農業資材から、これまでと同様な手法[1]により CsMP を単離した。この CsMP を様々な温度条件で純水または人工海水に浸潤し、放射能の減衰量から CsMP の溶解速度を推定した。さらにアレニウスプロットを作成することで、福島の実環境に近い温度条件における溶解速度を算出した。また溶解実験前後の CsMP を電子顕微鏡により分析することによって、その構造や形状の変化を調べた。

3. 結果・考察

福島の平均気温および平均海水温である約 13 ℃ での CsMP の溶解速度を活性化エネルギー等から推定した。その結果、純水（ただし大気中の二酸化炭素の溶解により pH はおよそ 5.5）では CsMP の半径が 0.011 μm/y の速度で減少するのに対し、海水中ではそれよりも 1 桁程度速く溶解することがわかった。これは半径 1 μm 程度の CsMP が完全に溶解するのに、純水中では数十年を要するのに対し、海水中では数年しかかからないことになる。よって CsMP が事故直後に海に落下した場合、現時点ではそのほとんどが消失している可能性が示唆された。純水での溶解実験前後の CsMP を電子顕微鏡により分析すると、ガラスが溶解したことによりそのサイズが小さくなっており、また形態は球形から複雑に変化していた。また、その表面にはスズや鉄の酸化物のナノ粒子が形成されていた。これと類似の構造を持つ CsMP が事故から 4 年後に大気中から見つかっていることから[2]、内陸に飛散した CsMP も徐々に溶解して放射能が減衰していることが示唆された。一方、海水中で溶解された CsMP の場合は、鉄とマグネシウムに富む板状の二次鉱物が表面を覆っていた。以上の結果から、“不溶性”粒子と考えられていた CsMP は長期的に見れば溶解し、CsMP に含まれる放射能は ^{137}Cs の物理的半減期である 30.1 年よりも速く減少すると考えられる。

参考文献

[1] Okumura *et al.*, *Sci. Rep.* (2018) **8**, 9707.　[2] Yamaguchi *et al.*, *Geochem. J.* (2017) **51**, 1–14.

---

*Taiga Okumura[1], Noriko Yamaguchi[2], Terumi Dohi[3], Kazuki Iijima[3], Toshihiro Kogure[1]

[1]UTokyo, [2]NARO, [3]JAEA

森林内での菌類有機分子とセシウムの選択的錯体形成機構の理論研究

Theoretical study of selective cesium complexation mechanism by fungi organic matter in forest

*数納 広哉，町田 昌彦，土肥 輝美
日本原子力研究開発機構

森林内の有機物による放射性物質の取込・蓄積過程で大きな役割を果たしているのが、有機物構成分子と放射性セシウムとの錯体形成である。本研究では森林内有機物を構成する典型的な分子を調査し、これらの分子とセシウムの選択的な錯体形成機構について量子化学計算を用いた分子論な解明を行った。キノコの主要な色素成分であるノルバジオン A、および地衣類の主要な二次代謝物であるウスニン酸に関して、アルカリ金属カチオンとの錯体分子構造を計算した。また、錯体形成におけるセシウムカチオンの安定性を計算し、選択性を定量的に見積もった。

キーワード：森林内有機物、放射性セシウム、東京電力福島第一原子力発電所事故、量子化学計算

1. 緒言

原子力発電所事故などにより環境中に放出された放射性セシウムは、森林に降着し、菌類や地衣類、樹木などの有機物に取込・蓄積され、これまでキノコなどの菌類、および地衣類から放射能が検出されている。この放射能蓄積過程では、森林内有機物の構成分子と放射性セシウムとの錯体形成が大きな役割を果たしていると考えられている。本研究では森林内有機物を構成する典型的な分子を調査し、これらの分子とセシウムの選択的な錯体形成機構について量子化学計算による分子論な解明を行った。

2. 計算手法の概要

計算手法は連続誘電体モデル(PCM)および密度汎関数理論(DFT)に基づくものである。また、化学反応経路探索プログラム GRRM と半経験的量子化学ソフト MOPAC を併用した。水溶液中での錯体の最安定構造および準安定構造を求めるとともに、錯体の自由エネルギーを計算した。

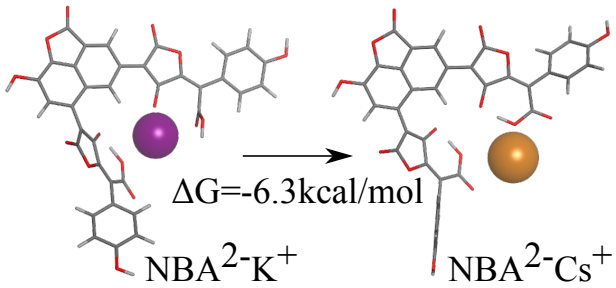


図 1. $NBA^{2-}K^{+}$ と $NBA^{2-}Cs^{+}$

3. 結論

ノルバジオン A(NBA;$C_{35}H_{18}O_{15}$)および地衣類成分であるウスニン酸($C_{18}H_{16}O_7$)について錯体構造と自由エネルギーを求めた。図 1 にノルバジオン A の二重脱プロトン状態である NBA^{2-}分子に関する結果を示す。セシウム錯体はカリウム錯体と比較して分子構想が顕著に異なり、また、自由エネルギーも 6.3kcal/mol とかなり大きく低下する。これは、セシウム錯体がカリウム錯体よりはるかに安定な状態にあり、この分子がセシウムに対して選択的に錯体形成していることを示している。また、ウスニン酸に関しても同様の選択性が見られている。

4. 結論

量子化学計算による分子論的手法によって、森林中の代表的な菌類有機分子の放射性セシウムの選択的錯体の構造を求めた。分子によって大きなセシウムの選択性が見られた。

---

*Hiroya Suno, Masahiko Machida and Terumi Dohi
Japan Atomic Energy Agency

NaI(Tl)波高分布を用いた土壌中放射能濃度の深度分布推定法の検討

A method of estimating vertical distribution of radioactivity concentration in soil from NaI(Tl) detector pulse height distribution

*市川 寿[1]，山澤 弘実[1]，森泉 純[1]，平尾 茂一[2]
[1]名大院工，[2]福島大

NaI(Tl)検出器で得られる波高分布の高度利用法の一検討として、波高分布を用いて土壌中放射能濃度の深度分布の推定可能性について議論する。先行研究にて開発された環境中放射能濃度推定法を利用して深度分布の推定を行い、推定結果を実測データを用いて評価した。

キーワード：放射能濃度、放射性セシウムの深度分布、NaI(Tl)波高分布、EGS5

1. 緒言　先行研究はモニタリングステーションで常時取得されている波高分布を用いて環境中放射能濃度を推定する方法を開発した。この濃度推定は検出器周りの幾何学的構造や放射性核種の分布など現地調査を要する情報を必要とする。しかし、緊急時に現地調査を行うのは現実的ではない。そこで本研究では、従来利用してきた波高分布から現地調査を要する情報である土壌中放射能濃度の深度分布推定の可能性を検討した。

2. 推定方法・実測データ　本研究では先行研究で開発された EGS5 での波高分布計算値を用いる濃度推定法を利用する[1]。濃度推定時に深度分布を推定するために、放射性核種の土壌中での分布の違いにより土壌の遮蔽効果で波高分布の低エネルギー側の計数率が異なることを利用した。

福島県内果樹園において、可搬型 2”φ×2” NaI(Tl)検出器を用いて波高分布を取得した。また、同一地点の土壌をスクレーパー・プレートで地表面から 10cm 深さまでを 7 つの層（0～0.5、0.5～1.0、1.0～2.0、2.0～3.0、3.0～4.0、4.0～6.0、6.0～10.0cm）にわけて深度別に採取した。そして、得られた波高分布から深度分布を推定し、土壌サンプルから得られた深度別の放射能濃度は推定結果の評価に利用した。

3. 結論　深度分布を表す指標として重量緩衝深度 β を用いる。推定値の β は 1.1（g/cm^2）であり、実測値の β は 5.1（g/cm^2）であった。推定値と実測値に差異があるが、原因の 1 つと考えられるのが自然放射性核種の影響である。先行研究ではバックグランド（BG）の波高分布を差し引くことで人工放射性核種から放出されたガンマ線の波高分布を濃度推定に使用していた。しかし、本研究では BG の情報が存在しなかったため、自然放射性核種の波高分布を深さ方向に一様な濃度分布を仮定した計算から得ることで推定を行った。この違いが差異に影響している可能性があり、In-situ 測定値から自然放射性核種の波高分布を計算することで推定精度の向上が考えられるため、発表にて議論する。

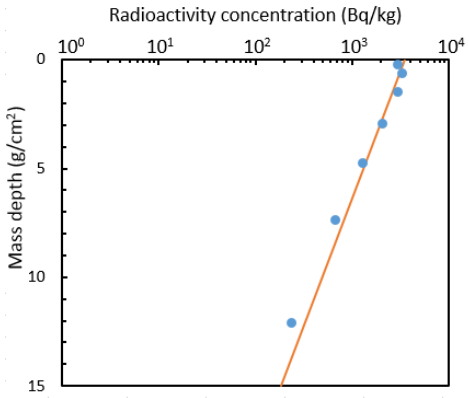


Fig. 1 土壌サンプルから得られた土壌中放射能濃度の深度分布実測値

参考文献

[1] 廣内 淳、名古屋大学博士論文（2015）

*Hisashi Ichikawa[1], Hiromi Yamazawa[1], Jun Moriizumi[1] and Shigekazu Hirao[2]
[1]Nagoya Univ., [2]Fukushima Univ.

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：303-1 Reactor Instrumentation, Instrumentation System, Reactor Control

Wed. Sep 5, 2018 10:15 AM - 11:20 AM JST | Wed. Sep 5, 2018 1:15 AM - 2:20 AM UTC | Room L D12 -D Building

[1L01-04] Measuring, Monitoring, and Wireless System

Chair:Yasutake Fujishima

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

[1L01] Hydrogen concentration detector system for Severe Accident installed inside Primary Containment Vessel (PCV)

*Kisato Habu[1], Toshiaki Ito[1], Kiyotaka Wakita[1], Motoshige Yagyu[1], Masashi Yamage[2] (1. Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, 2. Toshiba Corporation)

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

[1L02] Core Cooling Monitoring System based on Radiation Detection

(1)Analysis of Reactor Core Conditions with Machine Learning

*Tsukasa Sugita[1], Kenichi Yoshioka[1], Makoto Takemura[1], Hidehiko Kuroda[1], Akira Moroi[1], Naotaka Oda[1], Toshiaki Ito[1] (1. TOSHIBA ENERGY SYSTEMS & SOLUTIONS CORPORATION)

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

[1L03] Core Cooling Monitoring System based on Radiation Detection

(2) Study of the Sensor and Signal Line

*Makoto Takemura[1], Tsukasa Sugita[1], Hidehiko Kuroda[1], Akira Moroi[1], Naotaka Oda[1], Toshiaki Ito[1] (1. Toshiba Energy Systemus & Solutions Corporation)

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

[1L04] Wireless System with Controlling Electromagnetic Wave Distribution in Nuclear Power Plant

(V) Performance Evaluation for Wireless Control System

*hidehiko kuroda[1], takahiro shirota[1], yoshiro ikeda[1], jumpei ogawa[2], hiroyuki nishikawa [2], takeshi hasegawa[1], naotaka oda[1], naoki asano[1] (1. TOSHIBA ENERGY SYSTEMS & SOLUTIONS CORPORATION, 2. Toshiba Corporation)

11:15 AM - 11:20 AM JST | 2:15 AM - 2:20 AM UTC

Time reserved for Chair

重大事故時格納容器内水素濃度計システムの開発

Hydrogen concentration detector system for Severe Accident installed inside Primary Containment Vessel

*羽生　大仁[1]，伊藤　敏明[1]，脇田　清貴[1]，柳生 基茂[1]，山華　雅司[2]
[1]東芝エネルギーシステムズ株式会社，[2]株式会社東芝

重大事故時に格納容器内の水素濃度を計測するシステムとして、水素吸蔵材を用いた水素濃度検出器を製品化した。重大事故時の過酷な格納容器内雰囲気条件に適用可能な新しい計装システムの製品開発について報告する。

キーワード：重大事故時，水素濃度，BWR

1. 緒言

重大事故時に格納容器内の水素濃度を直接計測するシステムとして、水素吸蔵材を用いた水素濃度検出器の製品開発を進めてきた。重大事故時の環境下で安定した性能を実現するために、ヨウ素被毒対策や水の放射線分解で生成する酸素の燃焼影響対策などを実施し、重大事故時の環境下で、直接計測可能な新しい水素濃度計測システムを製品化した。

2. システム概要

本システムの構成を図１に示す。格納容器内の重大事故時環境下にて計測するため、格納容器内のドライウェルとサプレッションチェンバに水素濃度検出器を設置し、格納容器内は MI ケーブルにて敷設する。水素濃度検出器は、水素吸蔵材の Pd と温度補正用の Pt からなる水素センサと、ヒータ及び測温抵抗体により温度制御する。水素センサの抵抗値を測定し、信号処理装置にて水素濃度を演算する。

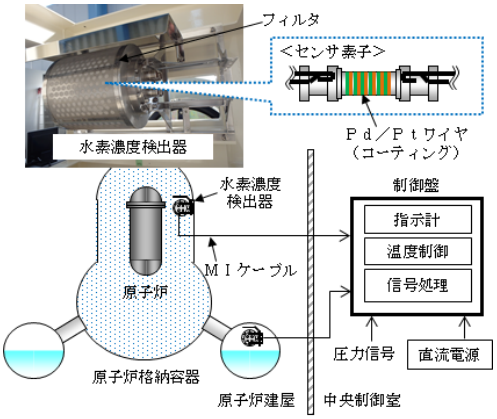


図１ 水素吸蔵材料式水素濃度計システム構成

3. 製品対策・検証

重大事故時の環境下で、安定した性能を実現するためには、ヨウ素被毒対策、水の放射線分解で生成する酸素の燃焼影響対策などの技術課題があった。ヨウ素被毒対策は、ヨウ素フィルターを装備し、センサ素子に到達するヨウ素を除去した。酸素による燃焼影響対策は、水素を選択透過する SiO_2 膜をセンサ素子表面に成膜することで、燃焼による温度上昇を抑えかつ測定値影響を抑制する事を確認した。更に、水素濃度検出器は格納容器内に設置する必要があるため、水素濃度検出器の小型・軽量化を図り、ケーブルを容易に取り外せる構造にする事で、施工性やメンテナンス性を向上させた。

4. 結論

ヨウ素除去フィルターと、SiO_2 成膜による水素選択透過機能の装備で技術課題を解決し、製品化を実現した。更に、検出器の小型・軽量化等により、施工性やメンテナンス性を向上させた。このシステムの開発により，重大事故時における格納容器内の水素濃度の直接計測が可能となった。

---

*Kisato Habu[1], Toshiaki Ito[1], Kiyotaka Wakita[1], Motoshige Yagyu[1] and Masashi Yamage[2]
[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, [2]Toshiba Corporation

放射線計測による炉心冷却状態監視システム
（1）機械学習を利用した炉内状況推定

Core Cooling Monitoring System based on Radiation Detection

(1) Analysis of the Reactor Core Conditions with Machine Learning

*杉田 宰[1]，吉岡研一[1]，竹村真[1]，黒田英彦[1]，茂呂居玲[1]，小田直敬[1]，伊藤敏明[1]

[1]東芝エネルギーシステムズ（株）

原子炉圧力容器(RPV)外部での放射線測定により過酷事故時の炉心冷却状態を監視するシステムを開発している。事故時の放射線分布の時間変化をシミュレーションにより解析し、放射線分布と炉内状況の関係をモデル化することで過酷事故時の燃料冠水状態や燃料溶融率を推定し、炉心冷却状態を把握できることを確認した。

キーワード：炉内状況，炉心冷却状態，過酷事故，放射線計測，機械学習

1. 緒言

過酷事故時の炉内状況を把握するためには、燃料の冷却状態を監視することが重要となる。これまでに炉外の複数点で放射線を測定し、各位置での測定値から炉内状況を推定する技術開発が進められてきた[1]が、過酷事故時には水位の低下、燃料の露出および溶融などの様々な事象が同時に進行するため、複雑な状況に対応した炉内状況推定技術が必要となる。

2.解析

本研究では、様々な炉内状況における RPV 外の放射線分布を再現するために、炉心から格納容器(PCV)までを再現した原子炉モデルを用いた二次元輸送計算を実施することで、原子炉内のガンマ線分布を解析した。燃料頂部から RPV 底部までのガンマ線を測定する条件とするために、RPV 表面付近に高さ方向に 1m 間隔で合計 10 個の検出器を並べることを想定し、事故進展に伴い水位の低下および燃料の溶融が発生した条件での、各点でのガンマ線強度の時間変化を評価した。単純化のために、溶融した燃料は全て RPV 底部に堆積すると仮定した。ガンマ線強度から炉内状況を推定するために、推定する値となる目的変数を「炉心水位」および「燃料溶融率」とし、推定のための説明変数を全 10 点の「ガンマ線強度」と設定した条件で機械学習を適用することにより、両者の関係性をモデル化した。作成したモデルを用いてガンマ線強度から炉内状況推定するために、テスト用データとして事故開始後 1 時間後に水位が低下して燃料が露出した後、全量が RPV 底部に移行するシナリオでのガンマ線強度の時間変化をシミュレーションにより作成した。このガンマ線強度の時間変化から作成したモデルを用いて炉心水位の推定(図 1)および燃料溶融率の推定(図 2)を行った結果、シナリオ上で設定した冠水状態および溶融状態が推定できることを確認した。

3. 結論

本技術を用いることに放射線計測による炉心冷却状態監視の有効性を確認した。今後さらに複雑な状況を想定したシミュレーション結果を追加することにより、様々な事象に対応したシステムの開発を進める。

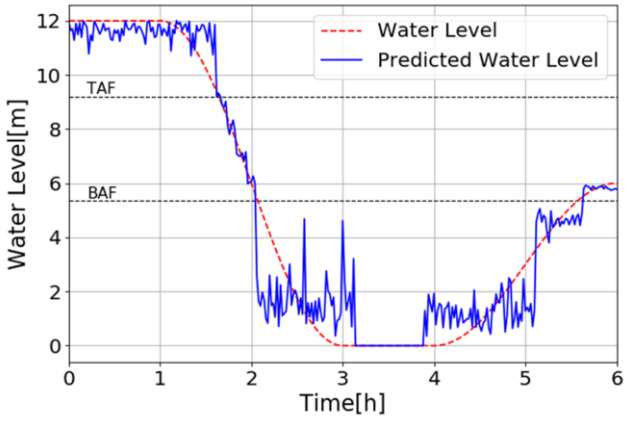


図 1. ガンマ線分布解析による炉心水位の推定

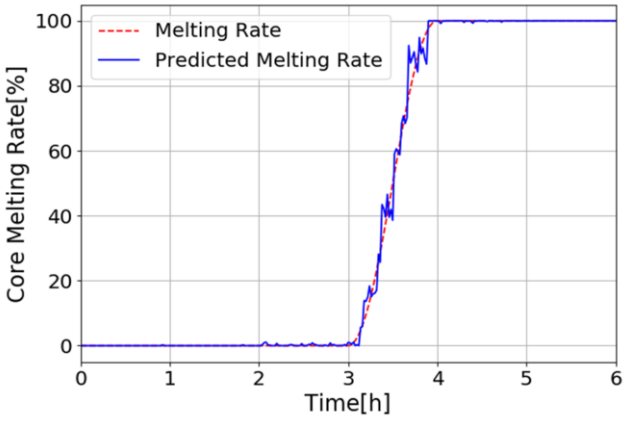


図 2. ガンマ線分布解析による炉心燃料溶融率の推定

参考文献

[1] Hampel R, *et al.*, “Water Level in Boiling Water Reactors-Measurement, Modelling, Diagnostic” Prog. Nucl. Energy 43(2018) No. 1-4, pp. 121-128

*Tsukasa Sugita[1], Kenichi Yoshioka[1], Makoto Takemura[1], Hidehiko Kuroda[1], Akira Moroi[1], Naotaka Oda[1], Toshiaki Ito[1]

[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

放射線計測による炉心冷却状態監視システム
(2) センサ及び信号ラインの検討

Core Cooling Monitoring System based on Radiation Detection

(2) Study of Sensor and Signal Line

*竹村 真[1]，杉田 宰[1]，黒田 英彦[1]，茂呂居 玲[1]，小田 直敬[1]，伊藤 敏明[1]

[1]東芝エネルギーシステムズ株式会社

炉心が溶融する状態でも炉内燃料の冷却状態を監視する炉心冷却状態監視システムを開発している。当該冷却状態を RPV 外表面付近でのγ線を測定して監視する計装システムを開発した。また、想定の環境状態を考慮した実プラント相当のケーブルや接続状態をシミュレーションし、信号ラインの成立性を検証した。

キーワード：炉心冷却，状態監視，過酷事故，放射線計測，信号ライン

1. 緒言

炉心が溶融する状態で、原子炉外から炉心冷却状態を監視するシステムを開発している。このシステムでは炉内の燃料からのγ線を炉外から測定する必要がある。また、炉心溶融状態となる RPV 近傍の環境条件の下で、γ線の信号を格納容器外まで伝送する必要がある。そこで、RPV 近傍の検出器位置で測定されるγ線量を見積もるとともに、その線量に対応した耐環境性の高いセンサ及び信号ラインを評価した。

2. センサ設計

炉心冷却状態監視システムのセンサ設置位置での線量を解析で評価した。計算されたγ線分布に下限値に対する一定のノイズを加えたデータを作成し、測定精度を解析することで、センサの検出下限を評価した。評価の結果、必要な検出下限値は 0.1Sv/h となった。この検出下限と炉心溶融時の RPV 外近傍の環境条件で使用可能なセンサとして電離箱式の放射線検出器を選定し、適用化設計をした。

3.信号ラインの検討

使用する検出器と検出下限値 0.1Sv/h から、センサの出力は微少電流となる。また、環境条件から、前置増幅器は原子炉格納容器外に設置する必要があり、そこまでの距離をメタルケーブルで伝送する必要がある。このセンサから前置増幅器までを図１のようにモデル化してシミュレーションで評価し、成立性を確認した。また、途中のケーブルでのリーク電流等を確認するため、ケーブルを試作し、想定される環境条件で試験検証を実施した。これらの評価から想定される環境条件で実用可能であることを確認した。

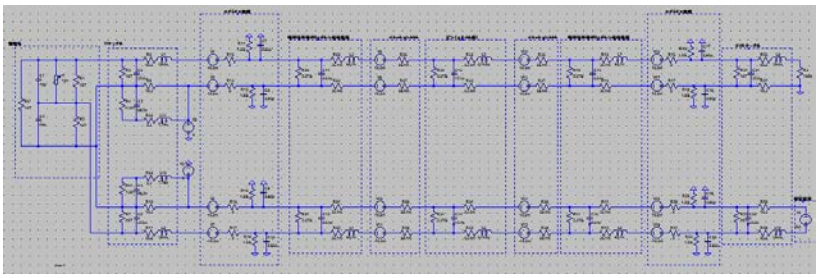


図１　信号ラインのモデル

4. 結論

炉外で測定されるγ線量、環境条件で使用可能なセンサを設計し、格納容器外までの信号ラインを事故時の環境も考慮して回路シミュレーションと試験で検証した結果、センサ及び信号ラインの成立性を確認した。今後、他方式の計測システムの情報も含めた過酷事故時の炉内状態監視システムの高度化を進める。

本検討では東芝電子管デバイス株式会社にご協力いただきました。心より感謝いたします。

---

*Makoto Takemura[1], Tsukasa Sugita[1], Hidehiko Kuroda[1], Akira Moroi[1], Naotaka Oda[1] and Toshiaki Ito[1]

[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

原子力発電所内の無線適用に向けた電波分布制御手法の開発 （Ⅴ）無線システムの性能検証

Wireless System with Controlling Electromagnetic Wave Distribution in Nuclear Power Plant (Ⅴ) Performance Evaluation for Wireless Control System

*黒田　英彦[1]，代田 孝広[1]，池田 芳朗[1]，小川 純平[2]，西川 浩行[2]，
長谷川 健[1]，小田 直敬[1]，浅野 直樹[1]
[1]東芝エネルギーシステムズ株式会社，[2]株式会社 東芝

無線機器を原子力プラントで適用する場合には設備への電磁ノイズ干渉及びセキュリティへの対策が求められる。無線通信におけるセキュリティ対策時の通信時間を評価し、解析及び試験を実施して目標の通信時間を満足できる見込みを得た。

キーワード：情報端末，IoT センサ，ワイヤレスセンサ，無線通信，情報管理，サイバーセキュリティ

1. 緒言

原子力プラントでは無線端末による点検保守作業の効率化、端末の位置情報に基づく作業管理、ワイヤレスセンサを適用することでのケーブル物量の削減、設備の監視診断用データの拡充など無線技術を適用することで各種効果が期待できる[1]。セキュリティ対策として、電波を不要な領域へ拡散させないことに加え、無線機器の認証、通信データの暗号化及び改竄検知を行う。無線端末のデータはマルチメディア情報を扱うことから大容量を伝送でき、各種無線センサデータは一定の時間間隔で確実に伝送できることが望まれるがセキュリティ処理に時間がかかる。ここでは通信時間に関する性能検証について報告する。

2. 通信時間の検討

無線通信システムは無線端末や無線センサが個別にアクセスポイントと通信するインフラストラクチャモードとする。無線基板を送受信に用い、共通鍵暗号でデータ暗号化して認証及び改竄検知を行った場合の解析結果及び実際の測定結果例を表 1 に示す。受信側（復号化）の処理は送信側（暗号化）と異なり負荷が大きいことから各々の処理時間を評価した。実際の測定結果はデータサイズ約 400B の場合に 11.0msec となり、監視系モニタの信号に求められる 1 秒間隔の通信が可能であることが確認できた。またデータサイズ 1kB の場合でも 15.8msec となる解析結果が得られた。なお、受信側において、データサイズに反して測定結果が解析結果と比べて時間が長くなる結果が得られているが、受信側サーバの負荷変動による誤差範囲と評価した。

表 1　処理時間の評価結果　　単位：msec

項目	解析結果（データサイズ1kB）	測定結果（データサイズ約400B）
送信側（暗号化）	0.7	0.1
受信側（復号化）	5.8	6.2
通信時間	15.8	11.0

3. 結論

通信時間を解析と試験で評価を行い、約 400B のデータを 11.0msec で無線通信できることを確認できた。また 1kB のデータにおいても 15.8msec で無線通信できる見込みである。監視系モニタの信号に求められる 1 秒間隔で通信できる見込みが得られた。引き続き、無線端末の通信時間を評価して性能検証を進める。

参考文献

[1] H. M. Hashemian et al., “Wireless Sensor Applications in Nuclear Power Plants”, Nuclear Technology Vol.173, No1, P8-16, (2011).

---

*Hidehiko Kuroda[1], Takahiro Shirota[1], Yoshiro Ikeda[1], Jumpei Ogawa[2], Hiroyuki Nishikawa[2], Takeshi Hasegawa[1], Naotaka Oda[1] and Naoki Asano[1].　[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, [2]Toshiba Corporation.

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：303-3 Human-Machine Systems, Advanced Information Processing

Wed. Sep 5, 2018 11:20 AM - 11:55 AM JST | Wed. Sep 5, 2018 2:20 AM - 2:55 AM UTC | Room L D12 -D Building

[1L05-06] Lesson and Training

Chair:Hidehiko Kuorda(TOSHIBA ESS)

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

[1L05] Derivation of Lessons from TV Conference of Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Accident(1)

Attempt to Create a Database Enabling Quantitative Analysis

*Kyoko Oba[1], Atsufumi Yoshizawa[2], Masaharu Kitamura[3] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Nagaoka University of Technology, 3. Research Institute for Technology Management Strategy)

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

[1L06] A consideration of training methods to acquire the basic abilities of plant operations

*Akio Gofuku[1], Seizo Yamaoka[1] (1. Okayama University)

11:50 AM - 11:55 AM JST | 2:50 AM - 2:55 AM UTC

Time reserved for Chair

福島第一原子力発電所事故のテレビ会議録からの教訓抽出（1）

定量的な分析を目指したデータベース作成の試み

Derivation of Lessons from TV Conference of Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Accident (1)
Attempt to Create a Database Enabling Quantitative Analysis

*大場 恭子[1]，吉澤 厚文[2]，北村 正晴[3]
[1]JAEA，[2]長岡技大，[3]テムス研究所

本研究の目的は，福島第一原子力発電所（以下，「1F」）事故における現地対策本部を中心とする関係者の対応を明らかにし，そこから導出される教訓を，緊急時対応力向上施策に反映することである。その目的を達成するため，東京電力株式会社（以下，「東電」）の関係組織を繋いだ貴重な一次情報であるテレビ会議システムの発話データ記録（以下，「TV 会議録」）[1)]を，レジリエンスエンジニアリング（以下，RE）のコア 4 能力やワークロードの構成要素に整理し，さらに定量的な評価を可能にするデータベース作成を試みた。本稿では，その作成の考え方及び結果について報告する。
キーワード：福島第一原子力発電所事故，テレビ会議，データベース，レジリエンスエンジニアリング，ワークロード

1. 緒言　TV 会議録は，1F 事故の東電関係組織を繋いだテレビ会議システムの録画映像のうち，マスコミに公開された 3 月 12 日～14 日の TV 会議システムの発話をまとめたものである。既存の事故報告書では，TV 会議録を参考にしているものの，直接にその分析を行い，事故対応の教訓を導出していない。本研究では，TV 会議録から，1F 事故の現地対策本部を中心とする関係者が，限定されたリソースの中で，高いワークロードにどのように対応していたのかを明らかにし，そこから導出される教訓を，緊急事態対応力向上施策に反映させることを目指し，TV 会議録から RE のコア 4 能力やワークロードの構成要素に整理したデータベースを作成した。

2. 方法　具体的な緊急時対応力が求められた事象である 3 号機の原子炉への注水回復を研究対象とし，3 月 13 日 2:42 の 高圧注水系（HPCI）の停止から，原子炉への注水を暫定的に回復することに成功した同日 13:12 までを含む，13 日 0 時から，13 日 14 時までを分析対象とした。尚，本研究では，発話の内容を重視しており複数の内容が含まれている発話については内容ごとに分割する一方で，単純な応答だけの発話は排除したうえで，データをまとめている。

【カテゴリ整理】

組織，発電所対策本部の活動の分類，号機別により，13 のカテゴリに整理した

組織：本研究では，事故対応の能力発揮の主体を組織で整理することから，TV 会議録のカテゴリも発言者ではなく，組織単位での整理とした。組織は，テレビ会議システムの繋がっていた発電所対策本部，本店，オフサイトセンター・他発電所，直接 TV 会議はつながってないが，間接的に TV 会議録に頻繁に登場していた官邸・保安院の計 4 つとした。

発電所対策本部の活動の整理：組織のひとつである発電所対策本部の活動（能力を発揮すべき対象）は，1F の原子力事業者防災計画の要求事項に基づいていたことから，対象時間帯開始時に実施していた要求事項に従い，①応急措置，②対外的な情報発信に係る対応，③資機材の調達に係る対応（号機ごとの調達を除く），④放射能影響範囲の推定及び防護措置及び線量評価に係る対応，⑤前述①～④を除くサイト内の対応（医療活動等）とした。

号機別の整理：発電所対策本部の活動の整理の①応急措置は，1-6 の各号機別とした。

【RE のコア 4 能力およびワークロードの構成要素に基づく分類】

カテゴリ整理したものを，現場でどのような RE のコア 4 能力（Anticipating，Learning，Monitoring，Responding）の発揮があったのかを明らかにするために，コア 4 能力に分類した。また，現地対策本部のワークロードマネジメントを明らかにするために，ワークロードの構成要素（優先順位付け，業務配分，ストレス管理）にも分類した。

【定量化データベース】

RE のコア 4 能力およびワークロードの構成要素に基づいて分類した発話を 1 つの単位（カウント数）とし，各時間帯の総量を出した。

3. まとめ　時間経過とともに把握できる TV 会議録から，発電所緊急対策本部を中心とした事故対応に関係した組織の状況を RE のコア 4 能力やワークロードの構成要素に整理したデータベースの作成を試みた。本研究で作成を試みたデータベースは，コア 4 能力およびワークロードの構成要素の時間推移等に関する研究に有効である。今後，1F 事故の貴重な一次資料に基づき作成した本データベースの適用範囲や適用限界について，さらに検討を進め，活用を図りたい。

参考文献　[1]　福島原発事故記録チーム：福島原発事故　東電テレビ会議 49 時間の記録，pp. 7-104，2013

* Kyoko Oba [1], Atsufumi Yoshizawa [2] and Masaharu Kitamura [3]
[1] Japan Atomic Energy Agency, [2] Nagaoka University of Technology, [3] Research Institute for Technology Management Strategy

プラント運転の基本操作習得への訓練方法に関する一考察

A consideration of training methods to acquire the basic abilities of plant operations

*五福 明夫[1]，山岡 晟造[1,]
[1]岡山大学

新人運転員に規定通りの作業を定着させる方法として，チェックリスト添付型トレーニングマニュアルの効果を実験室スケールの模擬プラントを用いて実験的に検討した．その結果，チェックリストによる学習効果は見られないことが示唆されたが，著者らの先行研究での結果との比較により，基本操作の習得には操作ミスの指摘が効果的であると考察された．

キーワード：プラント運転，トレーニングマニュアル，新人運転員，操作ミスの指摘

1. 緒言　近年，原子力プラントの運転においては，長期間の運転停止による運転経験の蓄積が困難となっているために，運転員の運転スキルの低下が懸念されている．また，発生確率の低いレアイベントへの対応能力の育成も必要となってきており，新人運転員の教育・訓練の効率化が求められている．本研究では，工業プラントの新人運転員に規定通りの作業遂行を促して定着させるために，チェックリスト添付型トレーニングマニュアルの効果の検証実験結果の検討により，基本操作習得への訓練方法を考察した．

2. チェックリスト添付型トレーニングマニュアルの効果の検討実験

2-1. 新人運転員の操作ミスのパターンの抽出実験　著者らは，工業プラントの運転において，新人運転員が犯し易い操作ミスを調査するために，ボイラー型の発電プラントを模擬した実験室スケールの模擬ボイラー発電プラント[1]を用いて，本文と備考欄から成る操作マニュアルを使用した操作実験を行った．実験協力者には操作後の状態確認や，数値・状態などの確認作業の際の指さし呼称，操作卓操作時の着座，マニュアル通りの操作を指示した．その結果，タスクのステップを飛ばす操作ミスが最も多く，しかも付加的情報が多く記載されている備考欄のタスクステップにおいて多く発生していることが明らかとなった．

2-2. チェックリスト添付型トレーニングマニュアル　新人運転員に多いタスクステップを飛ばすという操作ミスを避けるために，実施タスクステップをすべて行毎に記載し，各タスクステップの横にチェックリストを設けたトレーニングマニュアルのプロトタイプを作成した．

2-3. 効果の検討実験と考察　実験協力者（合計 20 名）を，操作訓練を行う通常のマニュアルでグループ A と，チェックリスト添付型トレーニングマニュアルで行うグループ B の 2 つのグループに分け，5 回ずつ操作訓練を行った．最終的には通常マニュアルで操作を行うことを前提として基本操作の習得に効果があるかを検討するため，グループ B は，5 回目の操作は通常のマニュアルを使用させた．操作訓練における操作ミスの傾向，操作訓練に類似したタスクの通常マニュアルによる操作や，5 回目の操作後の操作内容理解度テストの結果から，チェックリスト添付型トレーニングマニュアルの効果は見られないことが示唆された．しかしながら，著者らが先行研究として実施したバイオレーション要因検討実験[1]における，「各回の操作訓練終了後に操作ミスの指摘を行うかどうか」の実験条件だけが異なる協力者グループの操作ミスの傾向と比較したところ，操作ミスの指摘が基本操作の習得に効果があることが考察された．

3. 結論　新人運転員に対しては，チェックリストよりも操作ミスの指摘が効果的であると考察された．

謝辞　本研究の成果の一部は，科学研究費補助金（課題番号：16H03136）により得られた．

参考文献

[1] 山岡，他，ヒューマンインタフェースシンポジウム 2016 論文集, pp. 449-454 (2016).

*Akio Gofuku[1], Seizo Yamaoka[1]
[1]Okayama Univ.

General Meeting

Wed. Sep 5, 2018 12:00 PM - 1:00 PM JST | Wed. Sep 5, 2018 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room L D12 - D Building

[1L_GM] 「ヒューマン・マシン・システム研究部会」第58回全体会議

[1L_GM] General Meeting

General Meeting

[1L_GM] 「ヒューマン・マシン・システム研究部会」第58回全体会議

Wed. Sep 5, 2018 12:00 PM - 1:00 PM Room L (D12 -D Building)

[1L_GM]General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network：Human-Machine Systems Research Division

Wed. Sep 5, 2018 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 5, 2018 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room L D12 - D Building

[1L_PL] Applications of Robotic Technology to the Operation and Maintenance of Plants

Chair:Akio Gofuku(Okayama Univ.)

[1L_PL01] Current Status and Issues of Rescue Robots

*Fumitoshi Matsuno[1] (1. Kyoto Univ.)

[1L_PL02] Development and Applicability of Snake-like Robots

*Tetsushi Kamegawa[1] (1. Okayama Univ.)

2018年秋の大会

ヒューマン・マシン・システム研究部会セッション

プラント運転・保守へのロボット技術の適用

Applications of Robotic Technology to the Operation and Maintenance of Plants

レスキューロボットの現状と課題

Current Status and Issues of Rescue Robots

*松野　文俊

京都大学

1. はじめに

日本では、1995 年の阪神淡路大震災や地下鉄サリン事件を契機として、大都市直下型の地震や地下街などの閉鎖空間にける NBC テロ災害などを想定して、大学の研究者を中心にレスキューロボット開発が進められてきた[1]。海外では、2001 年にハイジャックされた旅客機がニューヨークの世界貿易センタービルに突入するというテロが発生した。この 9.11 テロの現場から、軍用ではあるが遠隔操作ロボットを使って遺体を発見する成果を挙げた。また、欧州の原子力発電所を積極的に進めていた国々では、事故時に備えて原子力災害対応ロボットが開発・配備されてきた。日本でも 1999 年に発生した東海村 JCO 臨界事故直後に、原子力災害対応ロボットが政府主導で開発されたが、開発のみに留まっており、実運用には至らなかった。2011 年に日本で発生した東日本大震災では、陸海空のロボットが実災害現場で使用された。その後も、福島第一原発の現場では、人が立ち入ることが不可能な建屋内外の情報収集に国内外のロボットが用いられ、現在でも様々なロボットが現場投入のために開発されている。本稿では、これらの背景を踏まえて、災害対応ロボットの今後の課題と、今後の展開に関して考えてみたい。

2. 東日本大震災の経験から見えてくる課題

2-1. 政策的課題

2011 年 3 月 11 日に発生した東日本大震災は地震動や津波による被害さらには原子力発電所の事故が折り重なった巨大複合災害であり、日本で災害対応ロボットが適用された初めての大災害となった[2][3]。発災後約一カ月の 4 月 6 日に福島第一原発の瓦礫処理に大成建設・鹿島建設・清水建設の無人化施工機械（バックホウ、クローラダンプ、オペレータ車、カメラ車）が導入された。無人化施工機械は 1993 年の雲仙普賢岳の噴火に始まり、2000 年の有珠山噴火、2004 年新潟中越地震などの多くの災害復旧工事での適用実績がある。これは、国土交通省が普賢岳における土石流対策のための土木工事を遠隔で行うためのシステム開発を継続し運用してきた成果である。現場での実運用を通じて得られた知見を開発にフィードバックする体制を継続的に支援してきたからこそ、福島第一原発での成果につながった。次いで、4 月 10 日には Honeywell 社製の無人ヘリコプタ T-Hawk が導入され、1～4 号機原子炉建屋、タービン建屋およびその周辺の撮影を行った。また、4 月 17、18 日には iRobot 社製の Packbot が原子炉建屋内の放射線量・雰囲気温度・雰囲気湿度・酸素濃度の測定を行った。Packbot は建屋内の 1 階部分の情報収集には成功したものの、階段を登ることができず建屋の 2 階以上の情報収集ができなかった。その後、6 月 24 日に千葉工業大学・東北大学などが開発した Quince が 2 号機に投入され、原子炉建屋地下に水位計センサを投入することに、そして 7 月 8 日には 2 号機原子炉建屋の 2 階以上でダストサンプリングを収集することに成功している。

ここで、これらの活動における課題について考えてみたい。事故後の原子炉建屋内は強い放射能が予想され、ロボットに搭載されている電子機器やセンサ類の耐放射能性を十分検討する必要がある。電子機器

*Fumitoshi Matsuno

Kyoto University

はビット反転する可能性があり、CCD カメラや LRF などのセンサはいずれ使用不可能になってしまう。耐性が無い場合には何らかの措置を講ずる必要があり、福島第一原発の対応では準備に時間を要した。実は、1999 年に発生した東海村 JCO 臨界事故が起こったことを受けて、国がプロジェクトを設置し、短期間に多くの技術者が心血を注いで放射能災害対応ロボットが開発された。しかし、製作しただけで、ロボットシステムの運用やメンテナンスや改良に必要な予算が計上されず、技術者たちもそのプロジェクトから離れざるを得なかった。せっかく培った技術や知見が消えて行ってしまった。無人化施工機械の成功例を見ても研究開発を継続し、現場での運用実績を積み重ねることが重要であることは明白である。

さて、次に米国のレスキューロボット開発に関する状況を考えてみたい。国防高等研究計画局（DARPA）は軍で使うための新技術開発および研究を行っている国防総省の機関である。例えば、インターネットは DARPA からの予算支援を得て開発され、それが民用に転用されて広く普及し、現在ではインターネットが無い世界は考えられないまでになった。米国では、ロボットに関しても同様なシナリオで研究開発が進められている。戦場に人間が行く代わりに、ロボットが戦場に行って戦うのであれば、国民の理解が得られる。また、軍がロボットを調達するので大きな市場が形成され、ビジネスとして企業が商品としてのロボットを開発販売する。さらに、ロボットを実現場である戦場で使って課題を抽出し、開発にフィードバックし、それをまた戦場で使う。このような開発・実証実験・改良のループを回すことができる。これに対して日本では、50 年に 1 度程度しか起こらない大地震による大規模災害のために多額の予算をつぎ込んでレスキューロボットを開発することは民間企業では不可能であり、市場は存在していない。市場が無ければ企業が参入できず、志をもった大学の研究者がレスキューロボットを細々と研究開発し、災害現場へも訓練を積んでいない研究者が出動しロボットを運用するしかない。これでは、研究開発が進むはずがない。平常に使っているロボットシステムが緊急時にも使えるというシナリオで市場を創出する、あるいは消防や自衛隊にレスキューロボットを配備するなど、政府主導で研究開発を加速させる必要がある。東海村 JCO 放射能臨界事故後の原子力事故対応ロボットの開発が、運用までを視野に入れて実施されなかった失敗を反省し、研究開発の支援を継続的に行うことおよび現場での実運用を可能とするようなファンディング制度が必要である。

東日本大震災においてレスキューロボットを用いた災害対応支援のための日米の合同チームが結成されたときに、なかなか公的な機関からの要請が出ず、米国チームの来日が遅れた経緯がある[4]。即時の受け入れが可能なような制度の設計が必要である。また、活動予算に関しても直後からの支援は重要である。海外からの支援を受け入れる場合に、協調活動をスムーズに進めるためには、システムの統合や情報の共有が容易なようにプロトコルを国際的に標準化しておく必要がある。また、次節で技術的課題としても述べるが、無線通信に関して有事には特定の周波数帯の使用や商用で許可されている微弱な電波のパワーの増大を認めるような法整備も必要である。

2-2. 技術的課題

大規模災害現場ではライフラインや通信網など社会基盤システムが大きなダメージを受け、使用可能な情報インフラが限られているという想定をしなくてはならない。災害直後にテンポラリにロバストな通信インフラを構築することは重要であり、大きな課題である。通信方式に関して、有線通信は確実であるが、移動ロボットの運動の制約になる。陸上のロボットではケーブルをロボット本体に搭載して手繰りだす方式が取られているが、本体重量の増加を招いてしまう。実際、福島第一原発の事故対応でもケーブルのトラブルにより建屋内に取り残されたままのロボットも存在する。無線通信の場合には、アドホックネットワークなどが適用されているが、ホップするごとに伝送量が減少してしまうなど問題がある。また、通信と同様に、エネルギー供給に関しても、有線と無線（バッテリ駆動）のトレードオフがある。災害現場でのエネルギー源の確保も大きな問題である。

原子力発電所の事故の様な災害現場では、放射能の影響を考えた耐放射線性を付与する必要がある。また、尼崎の列車脱線事故やトンネル内の事故など、火気による爆発の危険性がある場合には、防爆性能が要求される。このように、防塵防水に始まって防爆や耐放射線性など耐環境性についても重要な課題である。

無人ヘリは上空からの情報収集には非常に有効な手段であり、福島第一原発の被害状況を上空から把握することができた。しかし、運用が容易な小型の無人ヘリは強風下での飛行が困難であり、建物の壁などの近くでは安定な飛行は難しい。航続時間も 30 分程度であり、適用に大きな制約が課される。航続時間を延ばそうとすると大容量のバッテリを搭載する必要があり、機体重量の増加を招く。ここにもトレードオフの問題がある。効率の良い（軽量で長時間持ち、急速充電が可能な）安全なバッテリの開発が急務である。また、屋外での無人ヘリの自己位置同定は GPS を用いれば精度よく計測でき自律飛行も可能であるが、屋内の自律飛行には SLAM のような自己位置同定技術が必須であり、高精度の自己位置同定を可能とする技術開発が求められる。

東日本大震災において日米の合同チームなどにより水中ロボットを用いた、港の瓦礫の調査・ご遺体の探索・沖合の漁場や養殖場の調査などが実施された。瓦礫などの対象の位置を特定し、地理情報システムに連動させて情報を記録し、その後の瓦礫撤去や養殖施設再生など、あらゆる時期に利活用されることになる。水中でセンシングに有効な物理量は光と音波であり、これらの物理量を用いて水中の対象物の位置を特定することは非常に難しく、精度の高い位置計測装置は非常に高価である。水中での位置同定技術開発も大きな課題である。

さらに、陸海空すべてのロボットに共通するが、ロボットを操作するオペレータの訓練には時間を要することに注意しておく。災害現場は未知の環境であり、人間による遠隔操作が基本である。災害現場を模したモックアップを構築し、実戦さながらの訓練を通して、日頃からの運用やメンテナンスを実施することは、有事にシステムを有効に機能させるための必須の条件である。また、実災害現場でのロボット操作には失敗が許されず、オペレータにかかる精神的および肉体的負担は想像を絶するものがある。オペレータの負荷を軽減化できるインタフェースの開発が重要である。そのために、未知の不整地環境でも自律的に移動や作業が可能な知能に関する研究開発を推進し、半自律機能を搭載していくことも今後の大きな課題である。

現状ではレスキューロボットに期待されている主なタスクは情報収集であり、アクセシビリティーをどのように向上させるかが課題となっているが、今後は移動から様々な作業へと適用できるタスクを広げていく必要がある。さらに、広域災害では情報が錯綜する。携帯電話などによる人間からの情報や固定センサ・レスキューロボットなどで収集した情報など膨大な時空間情報を柔軟にハンドリングでき、災害直後だけでなく復旧復興を経て平時に至るまでを含めたそれぞれの時期に情報を利活用できる情報システムの構築も重要な課題である。

3. 課題解決のために

3-1. 技術的課題解決のためのアプローチ

前章では、東日本大震災でロボットを適用した経験から、主に陸上ロボットと上空ロボットに関して、それぞれの今後に解決すべき課題について考えた。ここでは、まず各々のロボットの長所を活かしながら、欠点をお互いに補完するような空中ロボットおよび陸上ロボットの連携による協調作業について考えてみたい。陸上ロボットは小型無人ヘリに比べ大きなバッテリを搭載することができる。陸上ロボットから小型無人ヘリに有線で給電し、協調移動させることによって、広域の情報を収集することができる。例えば、陸上ロボットとして無人化施工機械を用いれば、不整地環境における走破性にも優れ、劣悪環境でも確実に稼働することができる。小型無人ヘリは有線給電することにより航続時間の問題は解決でき、上空からの広域な情報収集が可能となる。さらに、小型無人ヘリからの俯瞰映像は陸上ロボットの操作性向上に大きく寄与する。小型無人ヘリには風やケーブルの動きが本体への外乱として働くので、外乱の影響を抑えるロバストな制御系設計が必要となる。さらに、陸上ロボットと無人ヘリとの協調制御における、遠隔操作システムの開発が重要な課題となる。

また、大規模災害では陸海空の大量なロボットを現場投入することにより、一部のロボットが故障しても、全体としての機能を落とすことなく、ミッションを遂行する方策も考えられる。そのためには、異種のロボットで構成された群ロボットを容易に操作する遠隔操作システムが重要である。ロボット数が増え

た場合に、個々のロボットに指令を与えるような集中制御では、システムが破たんすることは容易に想像できる。この場合、群れロボットに対する分散制御システムを構築し、スケーラビリティーを担保することが重要である。

前章での技術的課題でも述べたが、ロボットの構成要素の耐環境性は重要である。例えば、日本で耐放射線試験が実施可能な施設は限られており、これらの環境の充実も重要である。また、宇宙分野では耐放射線性に関する知見や経験が蓄積されており、他分野で得られている情報を共有することも重要である。

災害は二度と同じものが起こらないと言われている。どのような環境にでも対応できるような万能ロボットを構築しようとすると、現状の技術レベルではシステムが肥大化し運用面での問題だけでなく、結局役に立たないロボットシステムとなってしまう。多様な災害に対して臨機応変に対応できるように、現場でセンサやアクチュエータを適切に挿げ替えたり、システムを容易に組み替えたりすることが可能な設計が必要である。ハードウエアおよびソフトウエアをモジュル化し、インタフェースを標準化することにより、柔軟なシステムを構築することが重要である。ロボットの標準的ミドルウエアとして ROS (Robot Operating System) が広く使われており、全世界の研究者のアルゴリズムやソフトウエアなどの知見を共有できるようになってきた。日本でも、同様な目的で産総研が中心となり RT ミドルウエアの開発普及に努力がなされている。このような、国際的な標準化と技術共有が重要である。

3-2. 実用化のための実証実験

災害の実現場でロボットシステムを運用する経験は滅多にできない。その経験不足を補うためには、実寸大の仮想的な災害現場による実災害を想定した訓練が重要である。米国テキサス州の Disaster City には、FEMA の全米最大のレスキュートレーニング施設である様々な災害を想定した模擬フィールドが用意された広大な訓練施設がある。残念ながら、日本では、これほど大規模な訓練施設はなく、今後このような施設を設置し、レスキュー隊員・レスキュー犬・レスキューロボットなどの訓練に有効活用されることが望まれる。

日本から生まれた国際的なロボット競技会であるロボカップにおいて、ロボカップレスキュー実機リーグが 2001 年から実施されており、現在では世界大会のほか各国でロボカップオープンが開催されている。この競技会は、災害空間を模擬した実寸大のフィールドで、開発したロボットシステムを用いて、被災者を含めた環境情報を如何に正確に多く収集できるかを競うものである[4]。本競技のフィールドは米国国立標準技術研究所(NIST)が主導して設計されている。NIST は米国ホームランドセキュリティ省からレスキューロボットの評価方法を標準化するプロジェクトを受託し、国際標準の策定を行ってきた。この評価方法は、本競技を長年実施して蓄積された知見を基盤として、Disaster City などを利用したロボットの評価実験における多くの隊員たちの協力のもと試行錯誤を経て、構築されている。したがって、この評価方法には現場のレスキュー隊員のニーズが反映されており、将来的にはここで構築された評価方法がレスキューロボットシステムの調達での重要な役割を担うことになる。レスキューロボットリーグにおいて、この評価方法の基盤をなすフィールドを採用することにより、競技を通して現実的な課題に解を与える技術が養われるとともに、評価方法も洗練されていくことになる。

一方、米国では国防高等研究計画局（DARPA）がロボティクスチャレンジとして、福島第一原発の事故の様な災害を想定した、ロボット競技会を企画・開催した[7]。これは、ヒューマノイドロボットが車両を運転して現場に向かい、ドアを開け、不整地や階段を走破し、バルブを回すなどの作業を遂行するシナリオで実施された。日本では軍事技術開発を支援する DARPA が主催するロボット競技会へ、DARPA から予算支援を得て出場することに対抗があり、大学からの参加は認められなかった。2013 年に米国フロリダ州で開催された予選には、世界各国から 16 チームの参加があり、日本から参加した、大学発ベンチャーの SCHAFT が一位で通過した。しかし、SCHAFT は Google に買収されたため、本選には出場していない。2014 年に経済産業省と米国国防総省の合意に基づき、NEDO がこの DARPA のロボティクスチャレンジに大学チームが参加できる枠組みを急遽作って、日本からは 5 チームが本選に参加した。2015 年に米国カリフォルニア州で開催された本選では、世界各国から 25 チームの参加があり、韓国の大学 KAIST で開発されたロボットが優勝した。実施されたタスクは、車の運転・車から降りる・ドアを開けて建物中に入る・

壁の弁を開ける・電動ノコギリで壁に穴を開ける・事前には知らされていないタスク（1 日目はスイッチ切り替え、2 日目はコンセント引き抜き）・瓦礫乗り越え・階段を上る、であった。また、通信には帯域の制約などの不定期な外乱が設定されており、不確実な情報インフラを前提としたシステム開発の重要性も意識された競技会のルール設計になっていた。

このような災害現場を模した実寸大の模擬フィールドでロボットを運用することは、非常に重要な経験である。特に、米国のように軍用ロボットの転用といった研究開発シナリオが成り立たない日本では、実環境での運用の機会が限られており、開発研究の加速にこれらの模擬フィールドでの実証実験は必須である。また、災害対応ロボットのみでは市場形成できない日本では、平常時に使っているロボットシステムが災害時にも活用できるというコンセプトで研究開発を推進する必要がある。そのような観点で、橋梁やトンネルなどのインフラ点検やダムや河川の保守管理や火山の観察調査などに有用なロボットシステムを開発・実用化することを目的とした戦略的イノベーション創造プロジェクト(SIP: Strategic Innovation promotion Program)などにおいて現場での実証試験が実施されている[5][6]。また、内閣府が進める革新的研究開発推進プロジェクト(ImPACT: Impulsing PAradigm Change through disruptive Technologies)では、災害現場で有効に働く、タフなロボットを開発するタフロボティクスチャレンジが実施されている[7]。さらに、東京オリンピックに合わせて、WRS(World Robot Samite)が開催される予定で、①BtoB 中心の分野（ものづくり、農林水産業・食品産業分野）、②BtoC 中心の分野（サービス、介護・医療分野）、③インフラ・災害対応・建設分野の 3 分野で競技が設けられる予定である。③の分野では、プラント点検、プラントの中の人の発見・救助などが利活用シーンとして想定されている。その会場として福島県浜通り地域に災害現場や実プラントを模擬したテストフィールドの建設が進められている。

4. おわりに

本稿では、東日本大震災の経験から見えてくるロボットシステムの政策的および技術的課題とそれらの解決のアプローチについて考えてみた。東日本大震災における福島第一原発の事故は人類史上最悪の事故であり、その廃炉には 30-40 年に歳月が必要と言われている。これは、我々の世代だけでは解決できない未来への大いなる負の遺産である。この課題を次世代の人たちに託していかなければならない。その意味でも、経験や英知の伝承のために次世代を担う人材育成は非常に大切である。安全で安心に暮らせる災害に強い文化や社会を築くためには、俯瞰的に物事をみることができ、的確な判断をすることのできる人材育成も必須である[8]。なお、本稿は筆者の原稿（[9]「災害対応ロボット特集号によせて」、ロボット、No. 235, pp. 1-6, 2017）に手を加えたものであることを申し添えておく。

参考文献

[1] 松野文俊，阪神淡路大震災を振り返って，日本ロボット学会誌，Vol. 28, No. 2, pp. 138-141, (2010).
[2] 特集号　震災対応　レスキューロボットの活動を振り返って I，日本ロボット学会誌，Vol. 32, No. 1, pp. 1-41, (2014).
[3] 特集号　震災対応　レスキューロボットの活動を振り返って II，日本ロボット学会誌，Vol. 32, No. 2, pp. 91-161, (2014).
[4]田所諭, ロボカップレスキューロボットリーグ, 日本ロボット学会誌, Vol. 27, No. 9, pp. 983-986, (2009)
[5] 特集号　次世代インフラ用ロボット現場検証 I, 日本ロボット学会誌，Vol. 34, No. 8, pp. 491-528, (2016).
[6] 特集号　次世代インフラ用ロボット現場検証 II, 日本ロボット学会誌，Vol. 34, No. 9, pp. 571-607, (2016).
[7] 特集号　タフ・ロボティクス, 日本ロボット学会誌，Vol. 35, No. 10, pp. 695-734, (2017).
[8] 特集号　廃炉措置のための遠隔操作技術開発と人材育成, エネルギーレビュー, Vol. 35, No. 2, pp. 6-25, (2015)
[9] 特集号　災害対応ロボットの適用，ロボット（日本ロボット工業会誌），No. 235, pp. 1-45, (2017)

2018年秋の大会

ヒューマン・マシン・システム研究部会セッション

プラント運転・保守へのロボット技術の適用

Applications of Robotic Technology to the Operation and Maintenance of Plants

ヘビ型ロボットの開発と応用性

Development and Applicability of Snake-like Robots

*亀川 哲志

岡山大学

1. 緒言

生物の蛇を模倣して高い機能性を発揮するヘビ型ロボットの研究開発が進められている．我々もこれまでにいくつかのヘビ型ロボットを開発し，多様な移動形態を実現してきた[1][2][3]．特に我々はヘビ型ロボットの移動形態として螺旋捻転運動に着目している．螺旋捻転運動による移動方式では，ヘビ型ロボットが全体で螺旋の形状になり，その状態において体軸まわりに捻転する運動を生成して移動する．この移動方式ではヘビ型ロボットが螺旋形状になっているため，円柱状の環境に対して有効となることが期待できる．例えば，一般に配管内検査ロボットとして考案されているような配管内部で能動車輪を突っ張って移動するものに比べ，ヘビ型ロボットの豊富な自由度を生かして，より複雑な環境に対して柔軟な対応をすることが期待できる．そこで，我々は大規模プラントなどの配管検査においてヘビ型ロボットを活用することを目指し，これまでに螺旋捻転運動を用いて配管の内外に沿って移動させるヘビ型ロボットを実証したり，曲管に対応した移動方式として曲螺旋捻転運動などへの展開を行ったりしてきた[4][5]．しかしながら，ヘビ型ロボットを実環境で具体的なタスクを遂行するロボットシステムにしようとすると，単にヘビ型ロボットの移動方式を研究するのみならず，ロボットのハードウェアのさらなる改良や高機能なセンサとの統合が必要不可欠である．そのため，我々は革新的研究開発推進プログラム（ImPACT）のタフ・ロボティクス・チャレンジ（TRC）にて，配管検査を行うヘビ型ロボットの実現にむけて，センサとの統合や遠隔操作に必要なユーザインタフェースとの統合を行ってきている[6]．本稿では，ImPACT TRC にて開発中のヘビ型ロボット（太索状プラットフォーム）について成果の一部を紹介する．本プロジェクトでは，いくつかのヘビ型ロボットプラットフォームが開発されているが，本稿で紹介するのは，車輪非搭載のハイパワータイプと呼ぶものである．

2. ヘビ型ロボットプラットフォーム

2-1. ハイパワータイプ

図 1 に，ImPACT TRC で開発中の車輪非搭載ハイパワータイプのヘビ型ロボットと，そのシステム図を示す．ロボットは全長約 2.0m，質量約 9.0kg である．ロボットの外周には，ロボットと配管との間の摩擦力を高めるために（株）水内ゴムに製作を依頼した独立気泡のスポンジゴムリング（硬度 15°）を装着している．スポンジゴムリングの幅は 25mm，外周直径は 115mm，厚さは 15mm である．

ロボット全体を制御する PC や電源は外部の設置されており，これらの機器への接続のためロボット後部から外径 10.4mm，長さ約 10m のハイフロン被覆の 6 芯×15AWG のケーブルが接続されている．また，螺旋捻転運動時にケーブルの撚れを解消するために，ロボットの後部にソルトン社製のロータリコネクタ rotary630 を搭載している．ロボットの先頭には，配管内をモニタするためのカメラとして GoPro 社製 HERO4 Session を搭載している．また LED の照明として，SheIngKa 社製 LED Light を搭載している．カメラ映像は無線通信により転送されオペレータの手元にあるモニタ（Apple 社製 iPad Air2）あるいは操作用 PC のユーザインタフェースに映し出される．

このヘビ型ロボットは，ピッチ軸とヨー軸とが交互になるように屈曲する関節を直列に配置して構成されており，合計 20 個の関節を持つ．ここで関節を駆動するサーボモータには ROBOTIS 社製 Dynamixel

MX-106 を採用している．サーボモータ間の接続には通常 Dynamixel の純正品のアルミフレームが組み合わされて使われるが，予備実験においてこの部材が塑性変形したため，新たに SUS304-CP の材質の 1 枚ものフレームを特注で設計製作した．Dynamixel はある程度の数であれば電源線と信号線を直列に接続して使用することができるが，20 個を直列につなぐと電源から離れるにしたがって電圧降下が起こったり，通信速度に制約が生じたりする．そこで，サーボモータ 2 個につき 1 個のマイコン(MCU)を搭載したり電源を並列に供給したりしている．マイコンには THK 社製 SEED MS1A を使用している．また，ロボットは超小型 USB シリアル変換モジュール AE-FT234X を接続したマイコンで独自に構成した USB-CAN converter を介して PC と通信を行っている．また，IMU センサを搭載したマイコンがロボットの先頭付近に搭載されている．すべてのマイコンは共通の CAN バスに接続されて通信が行われている．

ロボットへの電源として，定格出力電圧 48V，定格電力 1000W の安定化電源である TDK-Lambda 社製 HWS1000-48 を使用している．この 48V の電源を DCDC コンバータで適切に電圧変換して，ロボットの各機器へと電力を供給する．サーボモータに対しては COSEL 社製 CDS4004815 を介して 15V の電源が供給され，マイコンには COSEL 社製 CBS2004812 を介して 12V の電源が供給されている．ロボットの運動計画を行ったりデータを記録したりするための PC がロボットに接続されている．また，PC には家庭用ゲーム機のコントローラが接続され，オペレータはこれを用いてロボットを操作する．現時点では，オペレータはロボット先頭のカメラ映像や PC 上に表示されるロボット関節角度などの内部状態を見ながらロボットを遠隔操作するようになっている．

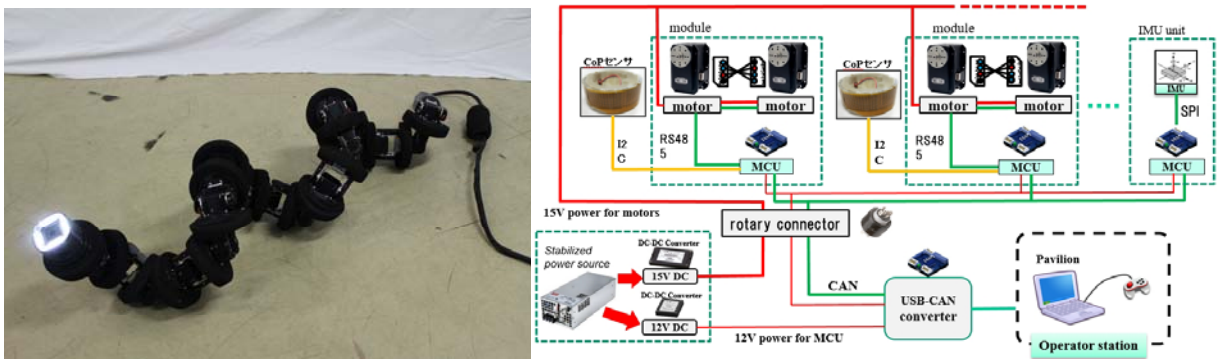


図１　ヘビ型ロボット（ハイパワータイプ）とシステム図

2-2. 接触圧力センサ

ヘビ型ロボットの体幹に接触センサや圧力センサを取り付けて，環境認識を行ったり，ロボットの運動へのフィードバックに利用したりする研究例がいくつか報告されている．しかしながら，3 次元運動をするヘビ型ロボットのためにロボットの全周の接触圧力を測定することのできるセンサを実装したヘビ型ロボットの研究例はこれまでにない．

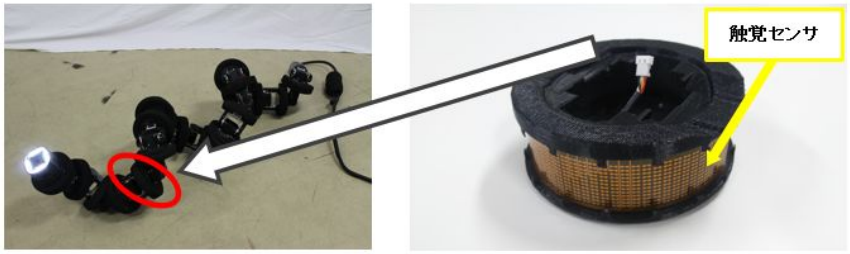


図２　ロボット全周の圧力を測るセンサ（CoP センサ）

本プロジェクトでは，ロボット全周の接触圧力を測定することのできるセンサとして CoP (Centor of Pressure)センサをヘビ型ロボットに実装した．CoP センサは圧力によりセンサ内部の抵抗値が変化して，測定する電圧値が変化し，その電圧値から総電流量（圧力の大きさに関係する）と圧力の重心位置を計算す

ることができる．CoP センサはシート状であるので，様々な曲面に装着することができる．本稿のヘビ型ロボットのサーボモータには円柱状のパーツを装着しており，その円柱状のパーツの曲面に CoP センサを貼り付けることでヘビ型ロボットにセンサを実装している．CoP センサの外観を図２に示す．CoP センサは２層構造になっており，これが円柱状のパーツに半周ずつ取り付けられている．

2-3. 音響位置推定センサ

ヘビ型ロボットを配管内検査に適用する場合，ヘビ型ロボットが配管内のどこにいるのかを知ることができれば，検査の際の画像情報などを配管の位置情報と紐づけて記録することができ，大変有用である．我々は本プロジェクトにおいて，音響センサを用いた配管内自己位置推定システムをヘビ型ロボットに搭載することで，この機能を実現する．音響位置推定センサにおいては，配管入口にスピーカを設置し，位置を推定する場所にマイクを取り付ける．これにより，スピーカが音を発してからマイクに到達するまでの時間を参照信号との到達時間の差を用いて計測し，配管入口からのマイクのまでの距離を推定することができる．またマイクを取り付けた部分の姿勢を検出するためにジャイロと加速度センサによる慣性計測ユニット（IMU）もマイクの付近に取り付ける．これにより，マイクの取り付けの向きを測定して，配管がどちらの向きに延びているかを推定する．これらの情報を組み合わせて，配管入口からの距離を求めるだけでなく，配管の地図を作ることができる．

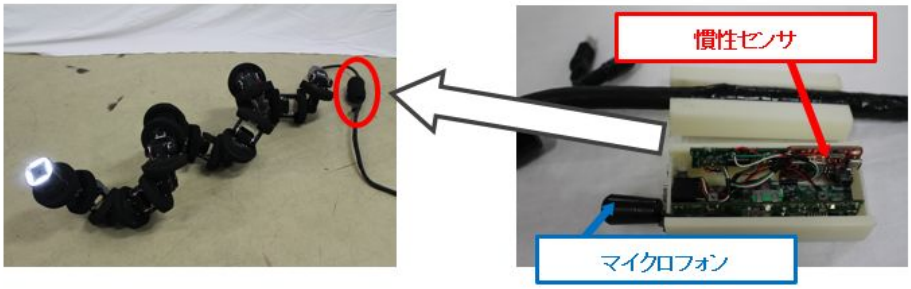


図３　音響位置推定センサ

図３にマイクや IMU を含む音響センサデバイスをヘビ型ロボットの後部に取り付ける様子を示す．音響センサデバイスは USB で信号処理用の PC と接続される．そのため，USB ケーブルをヘビ型ロボットのケーブルと並走して取り付けている．音響センサを用いた自己位置推定のソフトウェアも Ubuntu14.04 上の ROS indigo にて開発されているが，システムとしてはロボットのシステムと独立しているので，ロボットの制御用 PC とは別の PC で処理を行うこともできる．

2-4.　統合化ユーザインタフェース

前述のとおり，ヘビ型ロボットの各リンクには全周圧力センサが，最後尾には音響センサと慣性センサを組み合わせた位置推定センサが，先頭にはライトとカメラによる画像センサが搭載されている．また，ヘビ型ロボットの各関節の角度は，サーボモータの機能により取得することができる．音響位置推定センサにより作成される配管地図データにロボットの現在形状を CG で描画したものを加え，さらに，ヘビ型ロボットの先頭に搭載されたカメラにより撮影された写真を配管地図上にマッピングする技術を開発した．

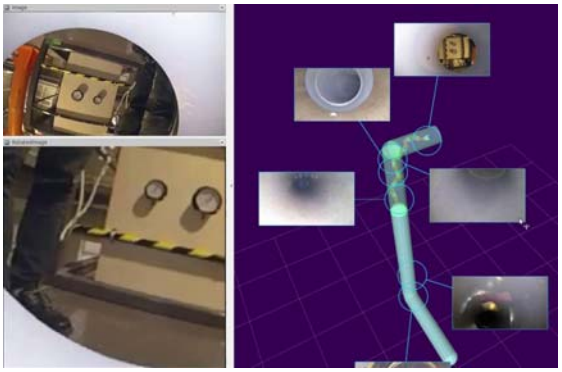


図４　ヘビ型ロボット遠隔操作用統合ユーザインタフェース

図４の右にこの画面を示す．また，ヘビ型ロボットの捻転運動により激しく回転してしまうカメラ映像を IMU で測定した重力方向に対して安定化させるユーザインタフェースを開発した．この画面を図４の左に示す．さらに，配管内でのヘビ型ロボットの現在形状について，目標形状との差分が分かるように２つの形状を重ね合わせて表示するユーザインタフェースと，接触圧力センサで測定した圧力を，位置と大きさが分かるようにベクトル表示してロボットの CG に書き加えたユーザインタフェースも開発している．

3. 実証実験

3-1. 配管内走破実験

本稿で紹介したヘビ型ロボットプラットフォームを用い， ImPACT TRC の評価フィールドにて実証実験が行われた．評価フィールドの外観と配管内を移動しているヘビ型ロボットの様子を図５に示す．配管の内径は 200mm である．配管の構成としては，まず水平に約 2m の直管があり，そこでエルボ管によって垂直な約 4m の直管に接続され，その先にまたエルボ管によって約 0.5m の直管と接続されたものとなっており，全直約 7m である．経路の途中にはゲートバルブが存在しているが，これは本実験においては全開になっている．そのため，途中でヘビ型ロボットの螺旋の半径を小さくするなどの対応をする必要は特にないが，ゲートバルブのゲートの幅の分の溝があり，その溝を構成するエッジ構造が螺旋捻転運動をするヘビ型ロボットにダメージを与える場合があるため，配線の処理などが適切でないと断線などの接触不良が生じ，ロボットの故障の原因となる．

実証実験において，ヘビ型ロボットは下部の配管の入り口から挿入されて，上述の配管の内部を螺旋捻転運動により配管に突っ張りながら走破して，上部の配管出口まで到達できることを確認した．また，その際にヘビ型ロボットに搭載したセンサ情報を取得できていることを確認した．配管出口の正面には模擬的な計器が置かれており，オペレータはロボット先頭のカメラ画像によって計器を目視することができた．

図５　ヘビ型ロボットの螺旋捻転運動による配管内走破

3-2. ダクト内螺旋捻転走破実験

さらに，ImPACT TRC では，ヘビ型ロボットの走破すべき新たな課題として角ダクトが設置された．この外観と図面を図６に示す．ダクトは断面の寸法が 250mm×250mm であり，下部の入り口からロボットを投入する．まず水平な区間があり，それから垂直，水平垂直，最後に水平となって上部の出口に到達する．入り口から出口までの全長は約 4m である．

実証実験において，ヘビ型ロボットは下部のダクトの入り口から挿入されて，上述の配管の内部を螺旋捻転運動によりダクトに突っ張りながら走破して，上部の出口まで到達した．また，その際にヘビ型ロボットに搭載したセンサ情報を取得できていることを確認した．なお，ヘビ型ロボットの形状の制御については，基本的に常螺旋形状を目標形状とし，ダクトが曲がっている部分では，ダクトから受ける外力によってロボットの形状が変化できるように，サーボモータの関節制御の剛性を比較低く設定している．

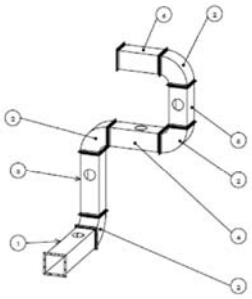


図６　ダクト内走行実験のための模擬環境

4. 結言

本稿では，革新的研究開発推進プログラム（ImPACT）のタフ・ロボティクス・チャレンジ（TRC）にて開発中の非車輪タイプのヘビ型ロボットを紹介し，本ロボットによって走破可能であった配管やダクトの一例を示した．開発したヘビ型ロボットは先頭カメラのみならず接触圧力センサや音響位置推定センサが統合化されており，統合化ユーザインタフェースにこれらの情報が表示される．本研究ではヘビ型ロボットの冗長自由度を生かした制御方策により，複雑な構造物に沿って移動するロボットが実現される可能性を示した．本稿では紙面の都合により詳細を省いたが，配管の内部だけでなく外部に沿って移動するヘビ型ロボットの実証実験や，防塵防水仕様のヘビ型ロボットの構築もすでに進めている．今後，本研究をさらに進めることにより，実プラントでの点検や検査にヘビ型ロボットを適用することを目指している．

謝辞

本研究は，総合科学技術・イノベーション会議により制度設計された革新的研究開発推進プログラム（ImPACT）により，科学技術振興機構を通して委託されたものです．本ロボットの開発には，ImPACT TRC 太索状グループの研究成果が含まれています．

参考文献

[1] 亀川哲志，松野文俊：“三次元蛇型ロボットにおける体幹ねじり型移動の解析と GA による移動形態推移時の運動計画”，日本ロボット学会誌, Vol. 21, No.5, pp.509-516, 2003.

[2] Tetsushi Kamegawa, Takaaki Harada and Akio Gofuku : “Realization of cylinder climbing locomotion with helical form by a snake robot with passive wheels”， Proceedings of the IEEE International Conference on Robotics and Automation, pp.3067-3072, 2009.

[3] 亀川 哲志，斉 偉，五福 明夫 : “螺旋尺取り方式を用いて円柱を移動するヘビ型ロボットの提案”，計測自動制御学会論文集, Vol.51, No.1, pp.8-15, 2015.

[4] Toshimichi Baba, Yoshihide Kameyama, Tetsushi Kamegawa and Akio Gofuku：“A snake robot propelling inside of a pipe with helical rolling motion”， Proc. of SICE Annual Conference 2010, pp.2319-2325，2010.

[5] 須原大貴，亀川哲志，五福明夫：“螺旋捻転運動により直管をつなぐ曲管を走破するヘビ型ロボットの実現”，ロボティクス・メカトロニクス講演会 2016 講演論文集，1A1-09b5，2016.

[6] 亀川哲志，斉偉，須原大貴，松田絵梨子，秋山太一，酒井聡志，竹森達也，藤原始史，松野文俊，鈴木陽介，坂東宜昭，奥乃博：“螺旋捻転運動で配管を走破するヘビ型ロボットの開発 ―接触圧力センサならびに音響位置推定センサとの統合と実証実験―”, ロボティクス･メカトロニクス講演会 2017 講演論文集, 1P2-Q02，2017.

*Tetsushi Kamegawa

Okayama Univ.

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator, Beam and Medical Technologies：203-1 Accelerator and Beam Acceleration Technology

Wed. Sep 5, 2018 2:45 PM - 3:35 PM JST | Wed. Sep 5, 2018 5:45 AM - 6:35 AM UTC | Room L D12 - D Building

[1L07-09] Beam Diagnostics and Accelerator Technology

Chair:Takafumi Kondoh(Osaka Univ.)

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

[1L07] Energy measurement of coherent transition radiation

*Koichi Kan[1], Jinfeng Yang[1], Masao Gohdo[1], Takafumi Kondoh[1], Yoichi Yoshida[1] (1. ISIR, Osaka Univ.)

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

[1L08] Progress on Ultrasensitive Detection Techniques for Hard-to-measure Nuclide ^{41}Ca with the 6 MV Tandem Accelerator Mass Spectrometry System

*Kimikazu Sasa[1], Seiji Hosoya[2], Tsutomu Takahashi[1], Kenta Takano[1], Yuta Ochiai[1], Yasuji Oura[3], Keisuke Sueki[1] (1. Univ. Tsukuba, 2. QST, 3. Tokyo Metropolitan Univ.)

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

[1L09] Progress report of a negative ion generation technique in a compact ion microbeam system

*Takeru Ohkubo[1], Yasuyuki Ishii[1] (1. QST)

3:30 PM - 3:35 PM JST | 6:30 AM - 6:35 AM UTC

Time reserved for Chair

コヒーレント遷移放射のエネルギー測定

Energy measurement of coherent transition radiation

*菅 晃一，楊 金峰，神戸 正雄，近藤 孝文，吉田 陽一

阪大産研

本研究では、予め、マイケルソン干渉計によりフィラメント（熱型）光源をマイケルソン干渉計で測定することにより、コヒーレント遷移放射により得られるテラヘルツ光のスペクトル・エネルギー測定の可能性について報告する。

キーワード：電子ビーム，コヒーレント遷移放射，テラヘルツパルス

1. 緒言

阪大産研では、レーザーフォトカソード RF 電子銃ライナックを導入し、高時間分解能パルスラジオリシスの開発を行っている。これまでに、マイケルソン干渉計を用いて、検出部に液体ヘリウム冷却ボロメーターと液体窒素冷却 MCT（mercury cadmium telluride）検出器を備えることにより測定帯域を拡張し、フェムト秒電子ビーム診断を行ってきた[1]。しかし、これまでの電子ビーム診断では、コヒーレント遷移放射（CTR, coherent transition radiation）によるテラヘルツ波の周波数領域は考慮しているが、強度（検出器毎の出力電圧、パルスあたりのエネルギー）は考慮されていなかった。

そこで、本研究では、予め、マイケルソン干渉計によりフィラメントによる熱型赤外光源をマイケルソン干渉計で測定することにより、コヒーレント遷移放射により得られるテラヘルツ光のスペクトル・エネルギー測定の可能性について報告する。

2. 熱型赤外光源・コヒーレント遷移放射の測定

干渉計の感度（検出する光エネルギーあたりの出力電圧）を算出するために、光チョッパーにより変調された熱型赤外光源(IRS, IRS-001C, IR System Co.)の測定を行った。干渉計内で、入射電磁波はビームスプリッタにより分岐され、片方は移動鏡、もう片方は固定鏡により反射され、赤外線検出部で合流した。赤外検出器には、液体ヘリウム冷却 Si ボロメータ(Infrared Laboratories Inc.)を用いた。ビームスプリッタは、反射・透過率が検出効率に影響するため、遠赤外～中赤外領域において比較的高い反射・透過率を有する高抵抗 Si 基板を用いた。測定では、移動鏡の距離を変化させインターフェログラムの計測を行った。さらに、インターフェログラムのフーリエ変換により周波数スペクトルを解析した。一方、電子ビーム計測では、電子ビームが平面鏡の境界条件で発生する CTR を本干渉計により測定した。当日は、光源毎（熱型赤外光源、CTR）の比較、CTR については先行研究[2]との比較・電子ビーム発生条件によるテラヘルツスペクトルの違いについて報告する。

参考文献

[1] I. Nozawa et al., Phys. Rev. ST Accel. Beams 17, 072803 (2014).

[2] Y. Shibata et al., Phys. Rev. E 49, 785 (1994); T. Takahashi et al., Phys. Rev. E 50, 4041 (1994).

---

*Koichi Kan, Jinfeng Yang, Masao Gohdo, Takafumi Kondoh and Yoichi Yoshida

ISIR, Osaka Univ.

6 MV タンデム加速器質量分析装置における難測定核種 ^{41}Ca の高感度検出技術の進展

Progress on Ultrasensitive Detection Techniques for Hard-to-measure Nuclide ^{41}Ca with the 6 MV Tandem Accelerator Mass Spectrometry System

*笹 公和[1]，細谷 青児[1,2]，高橋 努[1]，高野 健太[1]，落合 悠太[1]，大浦 泰嗣[3]，末木 啓介[1]
[1]筑波大学，[2]量研機構，[3]首都大学東京

筑波大学 6 MV タンデム加速器質量分析装置を用いて，難測定核種 ^{41}Ca の高感度検出手法の開発を進めている。加速電圧 6.0 MV で $^{41}Ca^{5+}$を 32.5 MeV まで加速して，5 枚電極型ガス電離箱で検出することにより，^{41}Ca 同位体比の検出下限として $^{41}Ca/Ca \sim 3 \times 10^{-15}$ を達成した。

Keywords： ^{41}Ca, Accelerator Mass Spectrometry (AMS), 6 MV tandem accelerator

1. 緒言

長半減期放射性核種であるカルシウム 41 (^{41}Ca: $T_{1/2}$ = 1.04 ×10^5 yr)は，宇宙線との相互作用における $^{40}Ca(n,\gamma)^{41}Ca$ 反応などにより天然に逐次生成されている。自然界同位体比は $^{41}Ca/Ca \sim 10^{-14}$ 程度であり，通常の質量分析法では同重体の ^{41}K が妨害となり検出することが困難な核種である。しかし，^{41}Ca は宇宙線照射による年代測定研究に応用することができ，また，人為起源による放射性廃棄物のクリアランス評価対象核種でもある。そのため，^{41}Ca の高感度検出手法の開発が必要となっている。本研究では，6 MV タンデム加速器質量分析装置[1]における従来の検出手法の改善をおこない，^{41}Ca の検出性能の向上を図った。

2. 実験方法

^{41}Ca の加速器質量分析(Accelerator Mass Spectrometry : AMS)では，CaF_2 試料から負分子イオン $^{41}CaF_3^-$を引き出している。また，加速器ターミナルでの炭素薄膜（4.8 μg/cm^2）により荷電変換をおこない，加速をおこなっている。本研究では，加速電圧 6.0 MV により ^{41}Ca を高エネルギーに加速して，検出器により ^{41}Ca の直接検出をおこなった。検出器は，5 枚電極型ガス電離箱において，75 nm 厚の Si_3N_4 膜を入射窓に用いてイソブタンガスを封入している。これまでは，44.5 MeV の $^{41}Ca^{7+}$を検出しており，^{41}Ca の検出限界として $^{41}Ca/Ca \sim 10^{-14}$ を得ていた[2]。今回，Cu カソードに詰める CaF_2 試料の添加物として Ag の割合を Ag : CaF_2 = 3 : 1 として，イオン源引き出し電圧の設定を変更するなどして，$^{41}CaF_3^-$電流値として 500 nA を得た。また，加速電圧 6.0 MV における荷電分布の割合が高い 5 価に使用することで，ビーム透過率が 7%に向上した。検出器では 32.5 MeV の $^{41}Ca^{5+}$を検出して，6 MV タンデム加速器質量分析装置における ^{41}Ca-AMS の測定性能について確認をおこなった。

3. 結論

6 MV タンデム加速器質量分析装置における ^{41}Ca 検出手法の改善により，^{41}Ca の検出限界として $^{41}Ca/Ca \sim 3 \times 10^{-15}$ を得た。また，^{41}Ca の測定精度は，^{41}Ca 同位体比 9.76×10^{-12} の標準試料に対して約 3%となっている。本研究成果により，国内で初めて難測定核種 ^{41}Ca の高感度直接検出を実現した。現在は，隕石の分析や地形形成における表面照射年代測定などに利用されている。

参考文献

[1] K. Sasa et al., *Nucl. Instrum. Methods Phys. Res.* B 361 (2015) 124-128.

[2] 細谷青児 他，日本原子力学会 2016 年秋の大会.

---

*Kimikazu Sasa[1], Seiji Hosoya[1,2], Tsutomu Takahashi[1], Kenta Takano[1], Yuta Ochiai[1], Yasuji Oura[3], Keisuke Sueki[1]

[1]Univ. Tsukuba, [2]QST, [3]Tokyo Metropolitan Univ.

小型イオンマイクロビーム装置における負イオン発生技術の現状報告

Progress report of a negative ion generation technique in a compact ion microbeam system

*大久保 猛[1]，石井 保行[1]
[1]量子科学技術研究開発機構

イオンビームを数百 keV に加速しながら 1 μm 径に集束する小型イオンマイクロビーム装置で、ビーム径の縮小化を目的として水素負イオンマイクロビーム形成を試みた結果、ガスイオン源と直結しているビーム引出部分の低真空によりビームの大半が散乱、中性化されてしまうことが示唆されたことから、真空度を改善して負イオンビーム発生実験を行った。

キーワード：マイクロビーム，加速レンズ，小型，PBW，PIXE

小型イオンマイクロビーム装置は、一般的な大きさの実験室や工場内に設置して 1 μm 程度の空間分解能でのプロトンビーム描画(PBW)や微量元素分布分析(PIXE)を手軽に行うことを目的として開発されている。これまでに、図 1 に示す最大 300 keV のプロトタイプ装置を開発し、1.8 μm 径の 120 keV 水素正イオンマイクロビームを形成した[1]。さらなるビーム径の縮小化には、ビーム集束の妨げとなる色収差の低減、即ちイオンビームのエネルギー幅を小さくすることが解決策の一つである。負イオンビームは、その発生機構から正イオンに比べてイオン温度が低くエネルギー幅が狭いため、現在より色収差の低減が可能である。

本研究では、プロトタイプ装置のデュオプラズマトロン型ガスイオン源を使った水素負イオンマイクロビーム形成の第一段階として、電子・イオン混合のマイクロビーム形成を試みた。しかし実験の結果、集束点で測定したビームの電流値は、イオン源から引き出されたビームの電流値から想定される値に比べて 1000 分の 1 程度と微小であった。原因を精査した結果、本装置では 300 eV 程度の低エネルギーでガスイオン源からビームを引き出す必要があるため、ガスイオン源と直結している比較的低真空の引出部分で多くの電子や負イオンが残留ガスとの衝突により散乱、あるいは中性化し、大半のビームが集束レンズを通過していないことが示唆された。そこで、引出電極のビーム進行軸から十分に遠い箇所にガス抜き用の穴を複数開けて真空度を改善し、負イオンビーム発生実験を行った。詳細は講演で発表する。

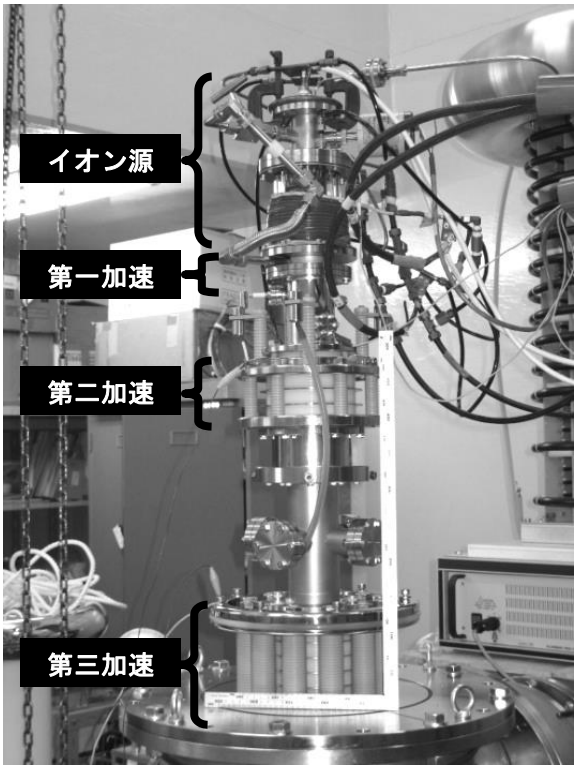


図 1 ：300 kV 小型加速レンズ装置

参考文献

[1] T. Ohkubo and Y. Ishii, Physics Procedia, **90**, 79-84 (2017).

*Takeru Ohkubo[1] and Yasuyuki Ishii[1]
[1]National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology (QST)

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator, Beam and Medical Technologies：203-3 Application of Beams, Target

Wed. Sep 5, 2018 3:35 PM - 5:00 PM JST | Wed. Sep 5, 2018 6:35 AM - 8:00 AM UTC | Room L D12 - D Building

[1L10-14] Radiation Chemistry, Biology and Gamma-ray Application

Chair:Koichi Kan(Osaka Univ.)

3:35 PM - 3:50 PM JST | 6:35 AM - 6:50 AM UTC

[1L10] Delbruck scattering by laser Compton scatternig gamma-rays

*Takehito Hayakawa[1], James Kevin Koga[1], Toshiyuki Shizuma[1], Zen Heishun[2], Toshiteru Kii[2], Hideaki Ohgaki[2], Masaki Fujimoto[3], Masahiro Kato[3] (1. QST, 2. Kyoto Univ., 3. IMS)

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

[1L11] Upgrade Plan of CT Isotope Imaging by LCS-NRF in UVSOR

*Hideaki Ohgaki Ohgaki[1], Heishun Zen[1], Hani Negm[5,1], Toshiteru Kii[1], Takehito Hayakawa[2], Toshiyuki Shizuma[2], Masahiro Kato[3], Masaki Fujimoto[3], Hiroyuki Toyokawa[4], Yoshitaka Taira[4] (1. Institute of Advanced Energy, 2. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology, 3. Institute for Molecular Science, 4. National Institute of Advanced Industrial Science and Technology, 5. Assuit University)

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

[1L12] Influence of secondary electrons on dissociation of biomolecules in liquids by fast heavy-ion collisions

*Hidetsugu Tsuchida[1], Kensei Kitagima[1], Shinji Nomura[1], Akihiro Kajiwara[1], Takuya Majima[1], Manabu Saito[1] (1. Kyoto Univ.)

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

[1L13] Study on primary process of radiation-induced chemical reaction of metal resist ligands

*Teppei Yamada[1], Satoshi Ishihara[1], Hiroki Yamamoto[2], Yusa Muroya[1], Yoshitaka Komuro[3], Daisuke Kawana[3], Akiyoshi Yamazaki[3], Takahiro Kozawa[1] (1. ISIR. Osaka Univ, 2. QST, 3. Tokyo Ohka Kogyo)

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

[1L14] Study of early stage of radiation chmistry in alkane by pulseradiolysis and probe molecule.

*Takafumi Kondoh Kondoh[1], Masao Gohdo[1], Kimihiro Norizawa[1], Koichi Kan[1], Jinfeng Yang[1], Seiichi Tagawa[1], Yoichi Yoshida[1] (1. ISIR, Osaka University)

4:50 PM - 5:00 PM JST | 7:50 AM - 8:00 AM UTC

Time reserved for Chair

レーザーコンプトン散乱ガンマ線によるデルブリュック散乱

Delbruck scattering by laser Compton scattering gamma-rays

*早川　岳人[1], James K. Koga[1], 静間　敏行[1], 全　炳俊[2], 紀伊　俊輝[2], 大垣　英明[2], 藤本　将輝[3], 加藤　政博[3]

[1]量研, [2]京大エネ研, [3]分子研

最近、直線偏光ガンマ線を用いることで、デルブリュック散乱の振幅を選択的に測定可能なことが理論的に指摘されている。その実証のために、UVSOR-III 放射光施設において、最大エネルギー約 1MeeV のレーザーコンプトン散乱ガンマ線の生成を行った。

キーワード：QED, デルブリュック散乱, レーザーコンプトン散乱ガンマ,

1. 緒言

これまで、デルブリュック散乱の振幅を選択的に計測する手段がなかったが、最近の理論研究によって直線偏光ガンマ線で選択的に計測できる条件が発見された。そこで、原理実証を行うために、分子研の UVSOR-III 放射光施設で炭酸ガスレーザーを導入してレーザーコンプトン散乱ガンマ線の開発をすすめ、最大エネルギーが約 1MeV の LCS ガンマ線を生成した。

2.研究方法

古典電磁気学にはない量子電磁力学(QED)固有の現象の検証のため、デルブリュック散乱の反応断面積の計測が行われてきた。この研究には大強度の単色ガンマ線が必要であり、従来は原子炉で製造した高レベルの放射性同位体のガンマ線、中性子捕獲反応ガンマ線が入射ビームとして用いられてきた。しかし、ガンマ線の弾性散乱として、デルブリュック散乱以外にも、レーリー散乱、原子核トムソン散乱、原子核巨大共鳴などがあり、実験的に計測できる反応断面積はこれらの振幅の和の2乗に比例する物理量であった。そのため、振幅の符号が確かでないため、デルブリュック散乱の振幅のみを計測することができなかった。2017 年、J.K.Koga と T.Hayakawa[1]は、直線偏光したガンマ線を入射ビームとして用いた場合には、選択的にデルブリュック散乱の振幅を計測できる条件を発見した。その原理実証のため、電子エネルギーが 750MeV の UVSOR-III 電子蓄積リングに、約 10μm の波長の炭酸ガスレーザーを導入して、レーザーコンプトン散乱ガンマ線を生成した。ガンマ線のエネルギーを臭化ランタンシンチレーション検出器で計測して、最大エネルギーを評価した。

3. 結論

生成した LCS ガンマ線の最大エネルギーは期待した通りに最大エネルギーは約 1 MeV であった。デルブリュック散乱には、リアルに対生成を経由する過程と量子力学の不確定性関係で許される仮想的な過程がある。本研究によって、仮想的なデルブリュック散乱の測定が本手法で可能なことが判明した。

参考文献

[1] J.K. Koga and T. Hayakawa, Phys. Rev. Lett. 118, 204801 (2017)

---

* Takehito Hayakawa[1], James K. Koga[1], Toshiyuki Shizuma[1], Heishun Zen[2], Toshiteru Kii[2], Hideaki Ohgaki[2], Masaki Fujimoto[3] Masahiro Katoh[3]

[1]QST, [2]IAE, Kyoto Univ., [3]IMS

UVSOR における LCS-NRF による同位体 CT 測定システムのアップグレード計画

Upgrade Plan of CT Isotope Imaging by LCS-NRF in UVSOR

*大垣　英明[1], 全　炳俊[1], ネグム ハニ[1,5], 紀井　俊輝[1],早川　岳人[2],
静間　俊行[2], 加藤　政博[3], 藤本 将輝[3], 豊川　弘之[4], 平　義隆[4],
[1]京大エネ研, [2]量研機構, [3]分子研, [4]産総研, [5]アシュート大学

UVSOR のレーザーコンプトンガンマ線(LCSγ線)を用いて、同位体 CT に関する研究を行ってきた。鉛、鉄、アルミニウムからなる小型ファントムに対して、CT 画像の取得に成功し、現在行っている、鉛同位体を用いた実験のための LCS ビームのアップグレードと、GEANT4 による測定系の最適化を報告する。

キーワード：同位体イメージング，核共鳴蛍光散乱(NRF)，同位体 CT

1. 緒言

同位体 CT 画像は核物質管理等に関し有効と考えられており、我々のグループでは、LCSγ線と光核共鳴散乱（NRF）法を用いた手法を提案し、実証実験を行ってきている [1]。最近では放射光施設 UVSOR において、LCSγ線ビームラインを新たに立ち上げ、同位体 CT 像の取得のための基礎的な研究を進めている。

2. UVSOR での LCSγ線ビームラインと同位体 CT 実験

NRF の反応断面積はμb のオーダーであり、特に同位体イメージングの実用化には、強力な LCSγ線源開発が必須である。現在、最も強力な LCSγ線施設は米国 Duke 大学の HIGS 施設であるが、現在ルーマニアでは ELI-NP の建設が進んでおり、10^9ph/s/keV の LCSγ線がユーザー提供可能と見込まれている。我々は NRF を用いた同位体 CT イメージング研究のために、UVSOR にて LCSγ線のビームラインの開発と、同位体 CT の基礎的研究を 2014 年度より開始している。これまで LCS ビームラインとして、5 W のファイバーレーザーを導入し、LCSγ線発生とその特性評価を行った結果、5.4 MeV の LCSγ線を得ている。更に鉛、鉄、アルミニウムロッドを埋め込んだ小型ファントム（40mmφ）に照射して、同位体分布の CT 画像取得実験を行った。^{208}Pb を含むファントムを透過した LCSγ線を同じく ^{208}Pb を含む天然鉛（ウィットネスターゲット）に導き、^{208}Pb の NRFγ線（5.2MeV）を 2 台の大型 Ge 検出器を用いて測定した。結果を図に示す。

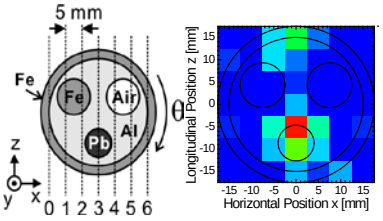


図 ：CT ターゲット（左）と同位体 CT 像（右）

3. アップグレード計画

図より分かるように、識別はされているもの、NRF 収量（γ線フラックスと測定時間の関係）から、解像度が低い。そこで、レーザーの出力の増大（50W）と波長の最適化を行い、NRF 収量の増加を目指す。また、ターゲットには濃縮 ^{208}Pb と ^{206}Pb を用いて、同位体識別のより本格的な実験を行う。一方、実験を再現するシミュレーション計算も GEANT4 を用いて行っており、実験配置の最適化を検討している。

参考文献

[1] H. Ohgaki et al., IPAC2016, TUPOY046.

* Hideaki Ohgaki[1], Heishun Zen[1], Negm Hani[1,5], Toshiteru Kii[1] , Takehito Hayakawa[2], Toshiyuki Shizuma[2], Masahiro Katoh[3], Masaki Fujimoto[3] , Hiroyuki Toyokawa[4], Yoshitaka Taira[4]

[1]IAE, Kyoto Univ., [2]QST, [3]IMS, [4]AIST, [5]Assuit Univ.

高速重イオン衝突による液体内生体分子の分解における二次電子の影響

Influence of secondary electrons on dissociation of biomolecules in liquids by fast heavy-ion collisions

*土田 秀次，北島　謙生，野村 真史，梶原 章弘，間嶋 拓也，斉藤 学
京都大学大学院工学研究

放射線の生体への影響において，生体物質の大部分を占める水分子からの放射線反応物が重要な役割を果たしている。本研究では，高速重イオンによる DNA 損傷について，水分子の電離に伴う二次電子が生体分子損傷に与える影響を考察した。二次電子の発生は LET（線エネルギー付与）に起因し，二次電子の量やエネルギー分布等は LET に相関していることが知られている。本研究の実験では，真空内で生体分子水溶液のマイクロジェットや液滴標的に高速イオンを照射し、反応生成物を飛行時間型二次イオン質量分析した。反応生成物の中で，生体分子損傷に起因する生成物の収量の LET（線エネルギー付与）依存性を調べた。

キーワード：生体分子，放射線損傷，液体，二次電子，高速重イオン

1. 緒言

生体の放射線作用において，生体物質の媒体となる水分子は，二次電子やラジカルの発生源となり，様々な過程により生体分子の損傷を引き起こす。本研究では，粒子線がん治療に関連する基礎研究として，液体内の生体分子損傷を調べた。高速イオンが生体物質の大部分を占める液体の媒質を通過すると，イオンの飛跡に二次電子が発生する。この二次電子が生体分子に衝突することで引き起こす損傷について，水に対する LET と生体分子損傷度合いの相関を調べた。

2. 実験

標的は，真空内液体分子線および液滴法により作製したアミノ酸（グリシン，プロリン）水溶液である。この標的に，0.8～6.5 MeV の C イオンを照射する。照射によって液体から放出される二次イオンを，飛行時間型質量分析によって測定する。生体分子からの分解片イオンの収量の入射イオン依存性を調べることで，LET 依存性を得る。LET の評価には，SRIM コードを用いた。

3. 結論

用いたアミノ酸分子の照射損傷において，分子の C–Cα 結合の切断が支配的に生じる。また，複数の結合が切断され，分子の多重分解も生じる。これらの切断に起因する反応生成物の収量を，液体の水に対する LET およびアミノ酸分子に対する LET の依存性を見ると，水に対する LET 依存性と相関があることが分かった。この結果は，LET が媒質から発生する二次電子に関連していることを考慮すると，本研究で注目した C–Cα 結合の切断が，水分子から発生した二次電子によって引き起こされると考えられる。

参考文献

[1] S. Nomura *et al*., J. Chem. Phys. **147**, 225103 (2017).

*Hidetsugu Tsuchida, Kensei Kitajima, Shinji Nomura, Akihiro Kajiwara, Takuya Majima and Manabu Saito
Kyoto Univ.

メタルレジスト配位子の放射線化学反応機構の解明

The elucidation of radiation-chemical reaction mechanism on ligands of metal resists

*山田 徹平[1]，石原 智志[1]，山本 洋揮[2]，室屋 裕佐[1]
小室 嘉崇[3]，川名 大助[3]，山﨑 晃義[3]，古澤 孝弘[1]
1. 阪大産研、2. 量研機構、3. 東京応化

高感度かつ耐エッチング性の高いメタルレジストは次世代フォトレジストとして注目されているが、そのビーム誘起反応のメカニズムについては未だによくわかっていない。そこで本研究では、パルスラジオリシス法とガンマラジオリシス法を用いてその反応メカニズムを調べた。

キーワード：パルスラジオリシス，ガンマラジオリシス，次世代レジスト，配位子

1. 緒言

金属ナノ粒子を用いたメタルレジストは露光感度の高さと耐エッチング性から次世代レジスト材料の一つとして注目されている。ナノ粒子の配位子がメタルレジストの性能に影響を与えるという報告がなされており[1]、金属コア・配位子界面の量子ビーム誘起反応を把握・制御することが重要である。しかし、その反応メカニズムは未だによくわかっていない。本研究では、配位子として用いられている様々なカルボン酸の量子ビーム誘起反応を、ナノ秒パルスラジオリシス法を用いて調べた。

2. 方法

カルボン酸には安息香酸(BA)，o-トルイル酸(o-TA)，p-トルイル酸(p-TA)を用いた。これらのカルボン酸とラジカルカチオンとの反応性を調べるために溶媒にはドデカンを用いた。また、ラジカルアニオンを除去するために 0.5 M ジクロロメタン(DCM)を用いた。全てのサンプルについて、Ar バブリングを行うことによって酸素を除去した。

3. 結果および考察

カチオンとの反応性について、ドデカンのラジカルカチオンの吸収帯(800 nm 近傍)のタイムプロファイルを測定すると、全ての芳香族カルボン酸にて吸光ピークの減少が見られた一方で、その減少には差が見られた。このことから、芳香族カルボン酸の置換基の種類、または位置によって、ラジカルカチオンに対する反応性が変化していることが示唆された。

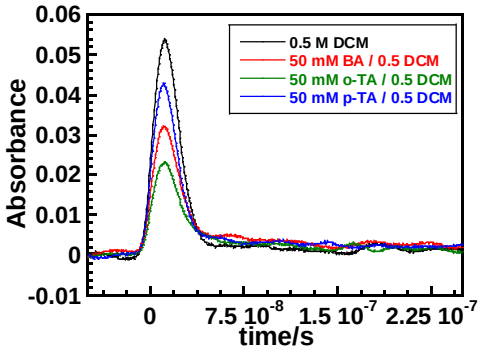
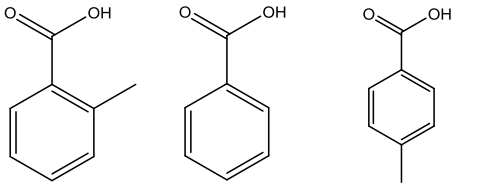


図 1:ラジカルカチオンのタイムプロファイル
(λ=800 nm)



o-toluic acid　Benzoic acid　p-toluic acid

参考文献

[1]Christopher K. Ober *et al*, *J.Photopolym.Sci.Technol*, **28,**4, 515-518 (2015)

謝辞：本研究は阪大産研量子ビーム研究施設及び東京大学原子力専攻ライナック施設の共同利用の一環として実施した

---

*Teppei Yamada[1], Satoshi Ishihara[1], Hiroki Yamamoto[2], Yusa Muroya[1], Yoshitaka Komuro[3], Daisuke Kawana[3], Akiyoshi Yamazaki[3], Takahiro Kozawa[1]

[1]ISIR. Osaka Univ, [2]QST, [3]Tokyo Ohka Kogyo

パルスラジオリシスとプローブ分子を用いた放射線化学初期過程の研究

Study of early stage of radiation chmistry in alkane by pulseradiolysis and probe molecule

*近藤 孝文[1]，神戸 正雄[1]，法澤公寛[1]，菅 晃一[1]，楊 金峰[1]，田川 精一[1]、吉田 陽一[1]

[1]阪大産研

電子線照射によるアルカン中のイオン化収量を求めるために、種々の捕捉剤をプローブ分子として導入し溶液をフェムト秒パルスラジオリシス測定した。アルカンラジカルカチオンはプローブ分子ラジカルカチオンに、電子はプローブ分子ラジカルアニオンへと転換していく。そのダイナミクスのモンテカルロシミュレーションを行って、特定波長における、電荷移動ダイナミクスとモル吸光係数比を求め、シミュレーションとの比較により、初期イオン化 G 値を推定する。

キーワード：放射線化学、パルスラジオリシス、アルカン

1. 緒言

ドデカンは、使用済み核燃料再処理の抽出剤溶媒として用いられており、放射線照射効果および放射線分解の観点から、放射線化学過程を解明することが重要である。ドデカンに放射線が照射されると、イオン化により電子とラジカルカチオンが生成する。ドデカンは比誘電率が小さく、クーロン相互作用が比較的遠距離まで到達するので、これらはクーロン引力場中で拡散運動してジェミネートイオン再結合する。溶質がある場合、電子とラジカルカチオンは、それぞれ溶質ラジカルアニオン、溶質ラジカルカチオンを生成する。パルスラジオリシス法は、パルス放射線を試料に照射して活性種を生成し、これら各種活性種の濃度変化を時々刻々と測定する手法である。ドデカンは放射線場で用いられる重要な溶媒にも関わらず、初期イオン化収量（Gii 値）が決定されていない。本研究では、プローブ分子を含んだ溶液のフェムト秒パルスラジオリシシスとモンテカルロシミュレーションから、ドデカンの初期イオン化 G 値を求める。

2. 実験手法

フェムト秒パルスラジオリシス実験は､典型的には 0.4 nC, 500 fs, 35 MeV のパルス電子線を試料に照射し、フェムト秒レーザー光を波長変換して時間遅延路を経て分析光パルスとして試料を透過し、バンドパスフィルターで分光し、可視域は Si-アバランシェフォトダイオード（APD)、 近赤外域は InGaAs-APD により検出して吸光度を計算した。試料は、ドデカンを溶媒としたビフェニル他各種溶液を調整し、石英セル中で Ar バブリングで脱酸素した。ジェミネートイオン再結合や溶質への電荷移動には、モンテカルロシミュレーションを用いた。密度、誘電率、拡散速度定数、熱化分布距離、関数等は既報値を用いた。

3. 結果と考察

ビフェニル-ドデカン溶液のフェムト秒パルスラジオリシスの測定結果と、励起ラジカルカチオンを考慮したモンテカルロシミュレーションにより、800 nm におけるドデカンラジカルカチオンとビフェニルラジカルカチオンのモル吸光係数比 $\varepsilon_{RH.+}/\varepsilon_{\phi.+}=4$ を得た。その他既報のモル吸光係数値とビフェニルラジカルカチオンスペクトルから 800nm でのドデカンラジカルカチオンのモル吸光係数を 13950　M-1 ㎝-1 と求めた。ラジカルカチオンの前駆体として励起ラジカルカチオンを考慮した場合のモンテカルロシミュレーションと比較することにより、ドデカンの初期イオン化 G 値（Gii）を 4.7（/100 eV）と推定した。しかしながら使用したビフェニルラジカルカチオンのスペクトルは、77K における s-BuCl のものであったので、今回より精度を高めるべく、室温でのジクロロメタン溶液中でのビフェニルラジカルカチオンのスペクトル、ドデカン中のビフェニルラジカルカチオンのスペクトルを測定した。その結果スペクトル形状が大きく事なることとなり、モル吸光係数ひいてはイオン化 G 値を再検討する。

*Takafumi Kondoh[1], Masao Gohdo[1], Kimihiro Norizawa[1], Kan Koichi[1], Jinfeng Yang[1] Seiichi Tagawa[1] and Yoichi Yoshida[1]

[1]ISIR, Osaka Univ.

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

Wed. Sep 5, 2018 10:00 AM - 11:10 AM JST | Wed. Sep 5, 2018 1:00 AM - 2:10 AM UTC | Room M E11 -E Building

[1M01-04] Uncertainty Evaluation 1

Chair:Tomohiro Endo(Nagoya Univ.)

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

[1M01] Study on uncertainty propagation due to nuclear analysis codes on statistical safety evaluation method

(5) Influence of plant data uncertainty to static analysis

*Teppei Yamana[1], Hirohisa Kaneko[1], Yuji Honma[1], Kenichi Harada[2], Kohei Mochizuki[3], rui kagiyama[3], Takeshi Yamada[3] (1. GNF-J, 2. Chubu Electric Power Co., Inc, 3. Hitachi GE)

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

[1M02] Study on uncertainty propagation due to nuclear analysis codes on statistical safety evaluation method

(6) Influence of plant data uncertainty to dynamic analysis

*Kohei Mochizuki[1], Rui Kagiyama[1], Takeshi Yamada[1], Teppei Yamana[2], Yuji Honma[2], Hirohisa Kaneko[2], Kenichi Harada[3] (1. Hitachi-GE, 2. GNF-J, 3. CHUBU Electric Power)

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

[1M03] Proposal of efficient MCCV method using sensitivity evaluation result

*Shunsuke NIHIRA[1], Go Chiba[1] (1. Hokkaido Univ)

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

[1M04] Investigation of uncertainty evaluation methodology for spent fuel pit due to nuclear data and manufacturing tolerances based on statistical approach

*Tetsuya Sugimura[1], Kazuki Kirimura[1], Hiroki Koike[1], Daisuke Sato[1], Toshikazu Takeda[2] (1. MHI, 2. Fukui Univ.)

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

Time reserved for Chair

統計的安全評価手法における核計算コードに起因する不確かさ伝播に関する検討 (5) プラントデータ不確かさの静特性解析への影響

Study on uncertainty propagation due to nuclear analysis codes on statistical safety evaluation method
(5) Influence of plant data uncertainty to static analysis

*山名 哲平[1], 金子 浩久[1], 本間 雄滋[1], 原田 健一[2], 望月 康平[3], 鍵山 留衣[3], 山田 雄士[3]
[1]GNF-J, [2]中部電力, [3]日立 GE

BWR 電力共同研究として, 統計的安全評価手法における核計算コードに起因する不確かさ伝播に関する検討を実施している。2017 春の年会で, (1)全体計画, (2)共分散核データの静特性解析への影響, (3)共分散核データの過渡解析への影響, (4)製造公差の静特性解析及び過渡解析への影響について報告した。今回はプラントデータ不確かさの影響について報告する。

キーワード: BWR, 統計的安全評価, 不確かさ, プラントデータ, ランダムサンプリング法, AETNA

1. 緒言 プラントの測定データの不確かさ(以降, プラントデータ不確かさと呼ぶ)によって, 出力分布や反応度特性が変わり過渡解析結果が影響を受ける。その影響量を, 炉心計算コード AETNA[1)]と動特性解析コード TRACG を一貫して実行するランダムサンプリング評価によって定量化した。本報では, AETNA による静特性解析について報告する。

表1. 摂動パラメータ設定

パラメータ	相対標準偏差
原子炉出力	2%
原子炉圧力	0.5%
全炉心流量	6.0%

2. プラントデータ不確かさの定量化 摂動パラメータには, SLMCPR 評価を参考にして原子炉出力・原子炉圧力・全炉心流量の 3 つを選定した(表 1)。評価対象の炉心データは, 9×9(A 型)燃料が装荷された 13ヶ月運転, ABWR 平衡炉心を基点として, プラントデータ不確かさを考慮して 10 サイクル燃焼させることで作成した。定期検査ごとに測定系の校正を行うと仮定して, 測定データの誤差設定はサイクル毎に独立とした。

原子炉出力・原子炉圧力・全炉心流量の摂動によって, ボイド率分布が軸方向に傾向をもって影響を受けることから(図 1), 軸方向出力分布に影響が見られた(図 2)。最も影響が大きいのは軸方向高さ 3/24 で, 相対標準偏差 5%であった。反応度特性については, ボイド率分布や出力分布が影響を受けることの 2 次的な効果として, ボイド係数について相対標準偏差 1.4%の影響であった。また, 熱的制限値の MCPR については標準偏差 0.05 の影響が見られたが, この影響は SLMCPR 評価にプラントデータ不確かさが含まれていることから, 現行の MCPR 運転制限値に考慮されている。

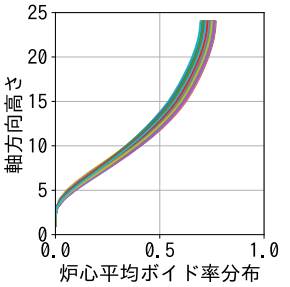


図1. 標本毎のボイド率分布

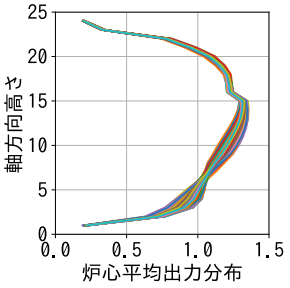


図2. 標本毎の出力分布

静特性の評価結果と, 別途求めた TRACG のパラメータ感度から, TRACG 過渡解析(負荷遮断, タービンバイパス弁不作動事象)の“ΔMCPR/初期 MCPR”への影響は, 標準偏差 0.005 と見積もられた。プラントデータ不確かさによる過渡解析への影響は, 現行の MCPR 運転制限値に考慮されている影響量よりも小さいと見積もられた。

3. 不確かさ要因を同時に考慮した場合の影響 不確かさ要因を同時に摂動させる場合と, 個々に摂動させる場合とで, 得られる不確かさ量に違いが生じることが考えられる。原子炉出力, 原子炉圧力, 全炉心流量, 及び, 前報[2)]で評価した共分散核データの計 4 つの不確かさ要因を用いて, その影響を確認した。同時に摂動した不確かさと、個々に摂動した不確かさの足し合わせ結果がよく一致したことから, 4 つの不確かさ要因の重畳効果が想定通り小さいことを確認した(表 2)。

表2. ボイド係数への影響

不確かさ要因	相対標準偏差
原子炉出力	0.6%
原子炉圧力	0.1%
全炉心流量	1.3%
核データ	2.4%
同時摂動	2.7%
足し合わせ(*)	2.8%

(*)相対標準偏差の2乗和平方根

参考文献

[1] GNF-J 炉心核熱水力特性解析システム GLR-005, [2] 山名, 他, 日本原子力学会春の年会, 3M08(2017)

*Teppei Yamana[1], Hirohisa Kaneko[1], Yuji Honma[1], Kenichi Harada[2], Kohei Mochizuki[3], Rui Kagiyama[3], Takeshi Yamada[3]
[1]GNF-J, [2]Chubu Electric Power Co., Inc, [3]HGNE

統計的安全評価手法における核計算コードに起因する不確かさ伝播に関する検討 (6) プラントデータ不確かさの動特性解析への影響

Study on uncertainty propagation due to nuclear analysis codes on statistical safety evaluation method
(6) Influence of plant data uncertainty to dynamic analysis

*望月 康平[1], 鍵山 留衣[1], 山田 雄士[1], 原田 健一[2], 山名 哲平[3], 金子 浩久[3], 本間 雄滋[3]
[1] 日立 GE, [2] 中部電力, [3] GNF-J

BWR 電力共同研究として, 統計的安全評価手法における核計算コードに起因する不確かさ伝播に関する検討を実施している。2017 春の年会で, (1)全体計画, (2)共分散核データの静特性解析への影響, (3)共分散核データの過渡解析への影響, (4)製造公差の静特性解析及び過渡解析への影響について報告した。今回はプラントデータ不確かさの影響について報告する。

キーワード:BWR, 統計的安全評価, 不確かさ, プラントデータ, ランダムサンプリング法, TRACG

1. 緒言

プラントの測定データの不確かさ(以降, プラントデータ不確かさと呼ぶ)によって, 出力分布や反応度特性が変わり過渡解析結果が影響を受ける。その影響量を, 炉心計算コード AETNA[1)]と動特性解析コード TRACG を一貫して実行するランダムサンプリング評価によって定量化した。本報では, TRACG による動特性解析について報告する。

2. プラントデータ不確かさの定量化

摂動パラメータには, SLMCPR 評価を参考にして原子炉出力・原子炉圧力・全炉心流量の 3 つを選定した(表 1)。対象プラントは ABWR, 対象事象は発電機負荷遮断, タービンバイパス弁不作動とした。原子炉出力・原子炉圧力・全炉心流量の摂動によって, 静的な炉心特性が影響を受けることに加え, 初期ボイド率が変化し過渡変化中の印加反応度が変化することや, 初期再循環ポンプ速度が変化しポンプトリップ時の流量低下率が変化すること等により, ΔMCPR/初期 MCPR が変化した。解析結果から, 事象が厳しくなるサイクル末期(EOC)において, ΔMCPR/初期 MCPR の標準偏差は 0.008, 95%信頼水準/95%累積確率値はノミナル値＋0.013 であった。

表1. 摂動パラメータ設定

パラメータ	相対標準偏差
原子炉出力	2%
原子炉圧力	0.5%
全炉心流量	6.0%

3. 静的特性と動的特性の個別影響評価

炉心状態をノミナルで固定し, TRACG においてのみ表 1 の摂動パラメータを統計的に振ることで, 静的な炉心特性の影響を除いた場合のプラントデータ不確かさの影響を評価した。その結果, ΔMCPR/初期 MCPR の標準偏差は 0.005, 95%信頼水準/95%累積確率値はノミナル値＋0.005 となり, 静的な炉心特性の影響を除いた, プラントパラメータの過渡的な挙動の変化(動的特性)のみの影響量は大きくないことが確認された。また, 上記動的特性のΔMCPR/初期 MCPR への影響量と, 本報告前段の(5)プラントデータ不確かさの静特性解析への影響 において実施した, 静的特性のみの評価における影響量を足し合わせると, 2.において実施した, 炉心計算と動特性解析を一貫して実行するランダムサンプリング評価によって得られたΔMCPR/初期 MCPR への影響量とよく一致しており, 静的特性と動的特性の影響を個別に評価することの妥当性が確認された(図 1)。

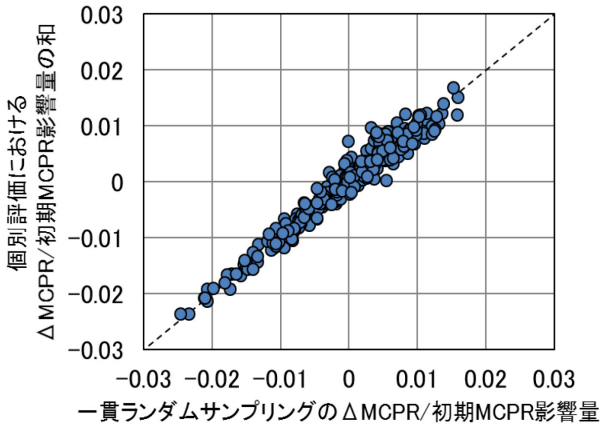


図 1. 一貫ランダムサンプリングとの比較

参考文献

[1] GNF-J 炉心核熱水力特性解析システム GLR-005

*Kohei Mochizuki[1], Rui Kagiyama[1],Takeshi Yamada[1], Kenichi Harada[2], Teppei Yamana[3], Hirohisa Kaneko[3], Yuji Honma[3]
[1] HGNE, [2]Chubu Electric Power Co., Inc, [3] GNF-J

感度係数による不確かさ評価結果を類似対称に用いた、より効果的な MCCV 法の提案

Proposal of efficient MCCV method using sensitivity evaluation result

*二平 舜介[1]，千葉 豪[1]

[1]北海道大学大学院工学院

ランダムサンプリング法(RS 法)に対する分散低減手法の一つである MCCV 法において用いられる類似対象に感度係数を用いた不確かさ伝播計算を適用することを提案し、その有効性を評価した。

キーワード：ランダムサンプリング法，不確かさ評価，核データ，MCCV 法

1. 緒言　確率論的な不確かさ評価手法である RS 法は、入出力の関係に拠らず複雑な体系に対しても容易に導入可能であるという利点を持つが、精度の高い評価を行うためには多くの標本を必要とし、それに応じて計算コストも高くなる傾向にある。そこで、今回 MCCV 法[1]と呼ばれる分散低減手法に着目し、用いられる類似対象として比較的簡便に求めることができる感度係数を用いた結果を適用することを提案する。

2.MCCV 法と類似対象　RS 法では通常、入力の不確かさに従って標本を複数作成し（入力$a_i = \{a_1, a_2, \ldots, a_I\}$）これを用いて標本の数だけ対象とする計算を行う。MCCV 法ではこの際、分散や期待値が既知である類似対象に対しても同様の乱数列を用いてサンプリングを行い、その結果を用いて対象の分散の低減を図る。ここで、期待値の推定を行う際の MCCV 法の式を(1)に示す。下式において、X は RS 法によって不確かさを推定したい評価対象、Y は分散や期待値が既知である類似対象を示す。

$$E[X] = \frac{1}{N}\Sigma\left(X_i - \alpha Y_i\right) + \alpha\mu_y \quad \left(\mu_y \text{は Y の期待値}\right) \cdots (1)$$

このとき、式中のαを指定する必要があるが、これはすなわち(X-αY)の分散を最小化するような値が最適であり、$\alpha = C_{XY}/\sigma_y^2$となるときが最も分散低減効果が大きい（$C_{XY}$は XY の共分散）。また同様の条件で分散 V[X]を求めると最適値は V[X]=V[X-αY] − α^2V[Y]と表せるが、このαは（X-αY）の分散を最小化する条件であり、V[X]の推定精度を最大化する条件と一致しておらず、実際に分散推定へ MCCV 法を適用する際の係数はα^2ではなくαの方が効果は大きくなる。

3. 評価の結果と今後の展望　ここで、評価対象を一次の微係数 S1、二次の微係数 S2 とした二次関数、類似対象を一次の微係数 S1 のみに依存する一次関数として簡易モデルを作成し MCCV 法を適用した。結果は Fig.1 の通りである。なお、誤差棒は同サンプル数で 100 回統計量を算出し、得られた 2σ 信頼区間を用いている。また、Fig.1 は入力分布が平均 5、分散 3 の正規分布を S1=2,S2＝2 の伝播式に通した結果である。MCCV 法の誤差棒が通常の RS 法に比べ大きく低減されていることが分かる。また、このときαは 10 サンプルごとに相関を求め更新しており、このαの設定も分散低減効果に大きく影響を与える。すでに分散、歪度に関しても評価済みであり、燃焼計算に適用した場合でも効果が見込まれている。

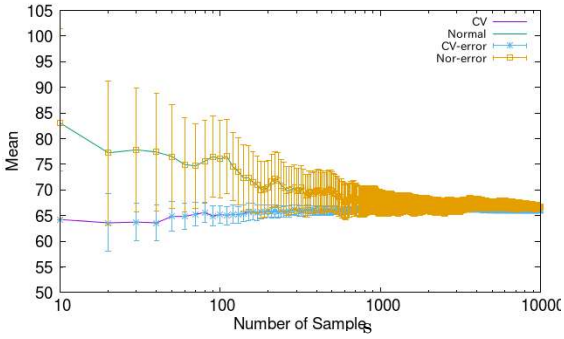


Fig.1 標本数に伴う期待値の収束

参考文献　[1]Jonathan Goodman, Chp.3 Variance Reduction, Lecture Notes on Monte Carlo Methods Fall Semester(2005).

[2] 柴、他、日本原子力学会 2018 春の年会予稿集、1F17

*Shunsuke Nihira[1], Go Chiba[1]

[1]Hokkaido Univ.

使用済燃料ピットにおける核データと製作公差に起因する核的不確かさの統計的取り扱いに関する検討

Investigation of uncertainty evaluation methodology for spent fuel pit due to nuclear data and manufacturing tolerances based on statistical approach

*杉村徹也[1]，桐村一生[1]，小池啓基[1]，左藤大介[1]，竹田敏一[2]
[1]三菱重工業，[2]福井大学

使用済燃料ピットの未臨界性評価に対する不確かさ評価の高度化のため、核データの不確かさと製作公差をランダムサンプリング法（RS）によって取り扱う手法を開発した。

キーワード：使用済燃料ピット、未臨界性評価、不確かさ、核データ、製作公差

1. 背景・目的

現行の使用済燃料ピットの未臨界性評価に対する不確かさは、設計コード起因の不確かさ（核データ起因の不確かさ）と製作公差起因の不確かさで構成される。製作公差起因の不確かさについては、燃料諸元、形状の製作公差に対し、実効増倍率の評価値が厳しくなるように公差の上限または下限を仮定した保守的な解析に基づいて評価しており、合理化の余地がある。本研究では、設計コード起因の不確かさ（核データ起因の不確かさ）と製作公差起因の不確かさを統計的に取り扱う手法（RS）を開発し、不確かさに対する保守性を低減した。

2. 不確かさ評価手法

本研究で開発した不確かさ評価手法では、RSに基づき、核データおよび未臨界性評価体系のインプット（燃料諸元、形状）をそれぞれ不確かさの範囲でランダムに変更した多数の解析条件を作成する。各条件に対して実効増倍率を算出し、その結果を統計処理して実効増倍率の平均値と標準偏差を求める（図 1）。

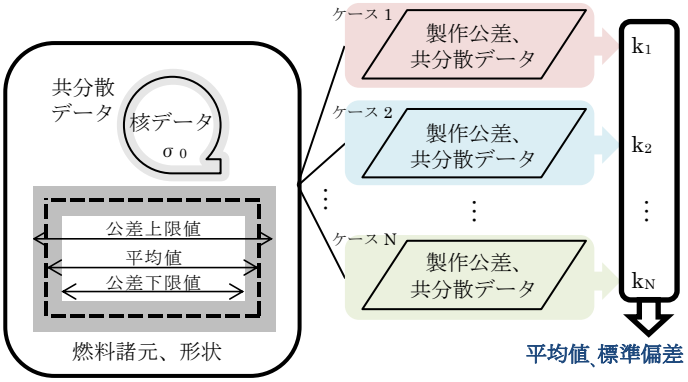


図 1　ランダムサンプリング法

3. 検証

SCALE コードの SAMPLER モジュール[1]を用いて RS の有効性を検証した。評価体系は、燃料がラック内で偏心する効果を考慮できるように 4×4 の無限配列体系とした（図 2）。製作公差は、公差の上下限値で 3σ の正規分布となるモデルを適用した（図 3）。

評価結果を表 1 に示す。RS を用いることで不確かさが低減されることを確認した。

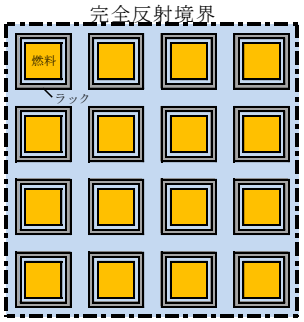


図 2　評価体系

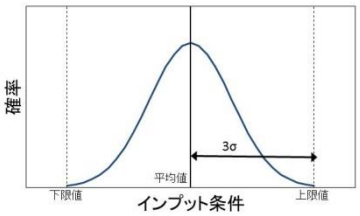


図 3　確率分布の設定

4. 結論

設計コード起因の不確かさ（核データ起因の不確かさ）と製作公差起因の不確かさを統計的に取り扱う手法（RS）を開発し、その有効性を確認した。

表 1　実効増倍率評価結果

	従来手法	本検討（RS）
不確かさを含んだ実効増倍率【従来手法からの差】	0.9832	0.9780【−0.0052】

[1] B. T. Rearden andM. A. Jessee, “SCALE Code System,” *ORNL/TM-2005/39Version 6.2.1* (2016).

*Tetsuya Sugimura[1], Kazuki Kirimura[1], Hiroki Koike[1], Daisuke Sato[1], and Toshikazu Takeda[2]　[1]Mitsubishi Heavy Industries, ltd. [2]Fukui University

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

Wed. Sep 5, 2018 11:10 AM - 12:00 PM JST | Wed. Sep 5, 2018 2:10 AM - 3:00 AM UTC | Room M E11 -E Building

[1M05-07] Uncertainty Evaluation 2

Chair:Cheol Ho Pyeon(Kyoto Univ.)

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

[1M05] Nuclear data-induced uncertainty quantification of prompt neutron decay constant using the first-order perturbation theory

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

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

[1M06] An Influence of Choice of Delayed Neutron Models on Inverse Kinetics Analysis

*Kazuki Takahashi[1], Kunihiro Nakajima[1], Atsushi Sakon[2], Sin-ya Hohara[2], Kengo Hashimoto[2] (1. Graduate School of Science and engineering, Kindai University, 2. Atomic Energy Research Institute, Kindai University)

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

[1M07] Development of a prediction model for modeling approximation error using the principal component analysis and the Kriging

*Tomomi Hanai[1], Akio Yamamoto[1], Tomohiro Endo[1], Kento Yamamoto[2], Yasunori Ohoka[2], Hiroaki Nagano[2] (1. Nagoya Univ., 2. Nuclear Fuel Industries, Ltd.)

11:55 AM - 12:00 PM JST | 2:55 AM - 3:00 AM UTC

Time reserved for Chair

1 次摂動論に基づいた即発中性子減衰定数の核データ起因不確かさの定量評価

Nuclear Data-Induced Uncertainty Quantification of Prompt Neutron Decay Constant using the First-Order Perturbation Theory

*遠藤 知弘[1]，山本 章夫[1]
[1]名古屋大学

Godiva 臨界実験を対象として、Sn 輸送計算コード PARTISN により即発中性子減衰定数αの数値解を求め、1 次摂動論に基づくことで核データに対するαの相対感度係数、核データ起因不確かさを評価した。

キーワード：即発中性子減衰定数、ω固有値計算、1 次摂動論、感度解析、不確かさ定量評価

1. 緒言　炉物理分野における V&V およびデータ同化手法として、炉雑音解析やパルス中性子法により直接測定可能な「即発中性子減衰定数α」に注目し検討を進めている。これまでの研究成果として、1 次摂動論に基づくことで、ω固有値方程式の forward/adjoint 固有関数を用いた、αの相対感度係数評価式を導出した。また自作の拡散計算コードにより、直接法により評価された感度係数と比較することで、1 次摂動論による感度係数評価手法の妥当性を確認するとともに、αを推定する場合には遅発中性子項を無視した即発中性子近似が適用可能であることを確認した。以上の結果を踏まえ、本研究では S_N 輸送計算コード PARTISN を用いたαの相対感度係数評価および核データ起因不確かさの定量評価について検討を実施した。

2. 計算手法　αは即発中性子のみを考慮したω固有値方程式の基本モード固有値に対応する$(\alpha = -\omega_\mathrm{p})$。(1)式において $\mathbf{A}$,$\mathbf{F}_p$は中性子消滅演算子、即発中性子生成演算子を表す。S_N 輸送計算コード PARTISN に実装されているαサーチ機能を利用することで、(1)式を満足する時定数ω_pを探索し、対応する中性子ψ_pを求めることができる。(1)式に基づく forward/adjoint の輸送計算を 2 回だけ実施し、ψ_pおよび随伴中性子束$\psi_\mathrm{p}^\dagger$を求めることで、任意の核データσに対するαの相対感度係数$S_{\alpha,\sigma}$は(2)式により評価できる。こうして評価された$S_{\alpha,\sigma}$と核データ共分散行列を用いることで、不確かさ伝播則に基づき核データ起因のα不確かさを評価することができる。

$$\left(\mathbf{A}+\frac{\omega_\mathrm{p}}{\mathrm{v}(E)}\right)\psi_\mathrm{p}(\vec{r},E,\vec{\Omega}) \approx \mathbf{F}_\mathrm{p}\psi_\mathrm{p}(\vec{r},E,\vec{\Omega}) \cdots (1)$$

$$S_{\alpha,\sigma}=\frac{\sigma}{\alpha}\frac{d\alpha}{d\sigma} \approx \frac{\sigma}{\omega_\mathrm{p}}\frac{\langle\psi_{\mathrm{p},g}^\dagger\left(\frac{\partial(\mathbf{F}_\mathrm{p}-\mathbf{A})}{\partial\sigma}+\frac{\omega_p\partial \mathrm{v}_g}{\mathrm{v}_g^2\,\partial\sigma}\right)\psi_{\mathrm{p},g}\rangle}{\langle\frac{\psi_{\mathrm{p},g}^\dagger\psi_{\mathrm{p},g}}{\mathrm{v}_g}\rangle} \cdots (2)$$

3. 計算結果　Godiva(HEU-MET-FAST-001)では臨界時のα が Rossi-α法により測定されている。SCALE6.2.3/CENTRM により 252 群実効断面積を求め、PARTISN(S64-P5)により感度係数$S_{\alpha,\sigma}$を推定した。$S_{\alpha,\sigma}$と SCALE の核データ共分散(252groupcov7.1)によるα不確かさ評価結果を図 1 に示す。なお、実効増倍率k_effとαの核データ起因の相関は-0.9994と極めて強い。核データ起因のk_eff不確かさは約 1100pcm だが、αの手法起因相対誤差が3% $= \frac{1.144-1.11}{1.11}$だとしても、$\alpha$測定結果を用いたバイアス因子法を適用することで、$k_\mathrm{eff}$不確かさは 50pcm まで低減可能である。

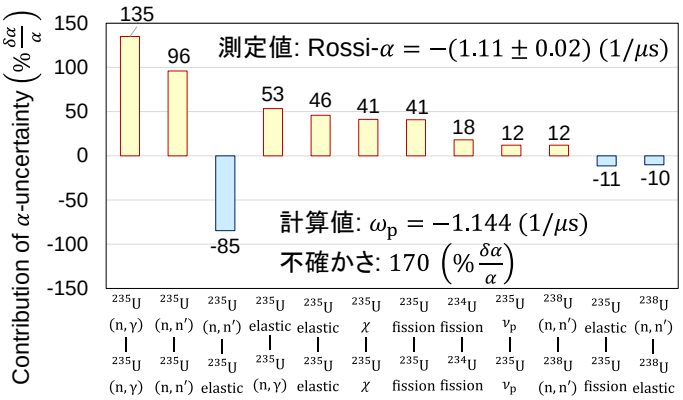


図 1 αの核データ起因不確かさの内訳

謝辞　本研究は JSPS 科研費(17K14909)の助成による。

* Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1]
[1]Nagoya Univ.

逆動特性解析に対する遅発中性子モデル選択の影響

An Influence of Choice of Delayed Neutron Models on Inverse Kinetics Analysis

*高橋 和暉[1]，中嶋 國弘[1]，左近 敦士[2]，芳原 新也[2]，橋本 憲吾[2]
[1]近畿大学総合理工学研究科，[2]近畿大学原子力研究所

逆動特性解析に対する遅発中性子モデルの相違の影響を検討した。、Spriggs らの遅発 8 群モデルによる反応度結果と Keepin の遅発 6 群モデルによる結果との差異は僅かであった。Wilson らのモデル、Brady のモデルによる結果と Keepin のモデルによる結果との間には有意な差異が観察された。

キーワード：遅発中性子モデル，逆動特性解析

1. 緒言

遅発中性子データは、炉物理実験において反応度を決定するための必須のデータであり、反応度測定値の精度に大きな影響を及ぼす。遅発中性子のモデルとしては Keepin の 6 群モデルが使用されてきたが、近年、遅発群構造や相対収率が異なる様々なモデルが提案され、商業炉を中心に 8 群モデルの採用も検討されている。本研究では、逆動特性解析に対する遅発中性子モデルの相違の影響を検討した。

2. 検討方法

Keepin の遅発 6 群モデル、Brady の遅発 6 群モデル、Spriggs らの遅発 8 群モデル、Wilson らの遅発 6 群及び 8 群モデルについて逆動特性解析への影響を検討した。遅発群構造と相対収率の差異の影響を評価するため、逆動特性解析ではドル単位の反応度を算出した。逆動特性解析は、近畿大学原子炉で実施した制御棒落下実験、制御棒連続引抜実験等の時系列データに対して行った。

3. 結果

一例として、図 1 に Keepin の遅発 6 群モデルと Wilson らの遅発 8 群モデルによる結果の比較を、図 2 に Keepin のモデルと Spriggs らの遅発 8 群モデルによる結果の比較を示す。Keepin の遅発 6 群モデルによる反応度と Wilson らの遅発 8 群モデルによる結果との差異は大きいが、Spriggs らの遅発 8 群モデルによる結果との差異は極めて僅かであった。

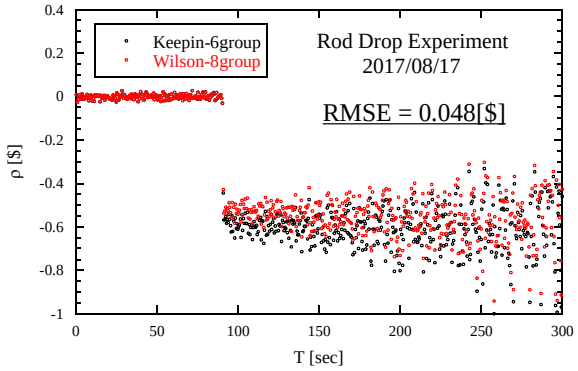


図 1　Wilson-8group による結果との比較

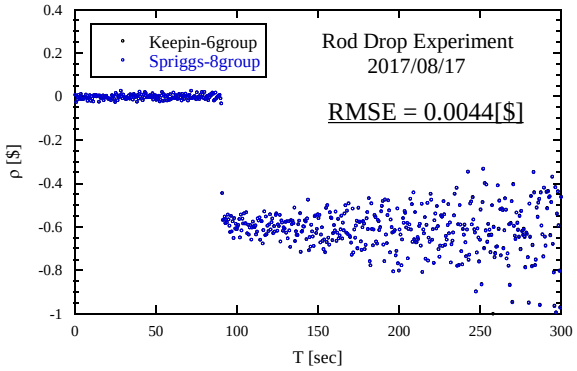


図 2　Spriggs-8group による結果との比較

*Kazuki Takahashi[1], Kunihiro Nakajima[1], Atsushi Sakon[2], Sin-ya Hohara[2], Kengo Hashimoto[2]
[1]Graduate School of Science and Engineering, Kindai University., [2]Atomic Energy Research Institute, Kindai University.

主成分分析及び Kriging を用いた解析手法起因誤差の予測モデルの開発

Development of a prediction model for modeling approximation error
using the principal component analysis and the Kriging

*花井 智海[1]，遠藤 知弘[1]，山本 章夫[1]，山本 健土[2]，大岡 靖典[2]，長野 浩明[2]
[1]名古屋大学，[2]原子燃料工業

核計算における解析手法起因誤差の評価を目的として、主成分分析(PCA)及び Kriging を用いて、解析手法起因誤差の予測を可能とするサロゲートモデルを作成した。

キーワード：主成分分析，PCA，Kriging，解析手法起因誤差，サロゲートモデル

1. 緒言

炉心設計においては、核計算コードにより求められる炉心の核特性と制限値を比較している。一般的な核計算コードでは、拡散近似、Characteristics 法(MOC)等、様々な解析手法が用いられているが、そこには解析手法に起因する誤差が存在する。この解析手法起因誤差は、連続エネルギーモンテカルロ計算等による参照解と比較することで評価される。しかし、参照解に値する計算結果を得るには、多大な計算コストを要するため、実機炉心設計において、解析手法起因誤差を評価することは難しい。そこで本研究では、少数の検証結果より、解析手法起因誤差を予測可能なサロゲートモデル[1]の作成を目的とする。具体的には、PCA や Kriging を用い、設計計算において得られる核特性パラメータから、解析手法起因誤差を予測するサロゲートモデルの作成手法について検討を行う。

2. サロゲートモデル作成手法

実機の運転状態を模擬する入力条件にてランダムサンプリングを行い、ピンセル体系のインプットを N 個作成した。これらのインプットをもとに、設計計算として CASMO4(MOC)の結果及び参照値として MVP の結果を用い、両者の差異として実効増倍率の解析手法起因誤差を求めた。また、CASMO4 の結果より、体系全体で均質化した 9 群構造の中性子束及び巨視的断面積(捕獲、生成、全)、実効増倍率の計 37 種の核特性パラメータを読み取った。得られた 37 種の核特性パラメータに PCA を適用し、主成分得点を得た。解析手法起因誤差及び 37 種の主成分得点をまとめて、データセットとした。対応する特異値が大きい主成分得点から、モデルの入力パラメータとして使用し、Kriging によりサロゲートモデルを作成した。作成したモデルを交差検証し、モデルの推定値と参照値の差異が最も小さくなる主成分得点の数を決定した。

3. 結果

UO_2 ピンセル体系のデータセットで作成したモデルにより、PWR 燃料集合体体系における解析手法起因誤差を推定した。結果を図 1 に示す。モデルの入力には第 1 主成分得点から第 24 主成分得点の計 24 種を使用し、モデルの作成に用いたデータセットは 300 サンプルであった。サロゲートモデルにより、解析手法起因誤差を-30 pcm から+180 pcm の差異で推定可能だと確認できる。

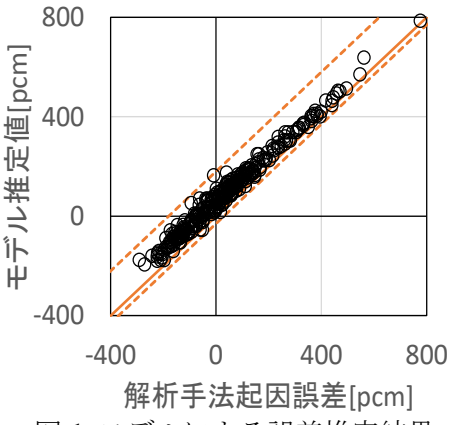


図 1 モデルによる誤差推定結果

参考文献

[1] Y. BANG, et al. *Proc. PHYSOR2012*, (2012).

謝辞 本研究の一部は JSPS 科研費(16K06956)の助成に拠る。

* Tomomi Hanai[1], Akio Yamamoto[1], Tomohiro Endo[1], Kento Yamamoto[2], Yasunori Ohoka[2], Hiroaki Nagano[2]
[1]Nagoya Univ., [2]Nuclear Fuel Industries, Ltd.

General Meeting

Wed. Sep 5, 2018 12:00 PM - 1:00 PM JST | Wed. Sep 5, 2018 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room M E11 -E Building

[1M_GM] 「炉物理部会」第49回全体会議

[1M_GM] General Meeting

General Meeting

[1M_GM] 「炉物理部会」第49回全体会議

Wed. Sep 5, 2018 12:00 PM - 1:00 PM Room M (E11 -E Building)

[1M_GM]General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network：Reactor Physics Division

Wed. Sep 5, 2018 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 5, 2018 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room M E11 - E Building

[1M_PL] Restart and future of research reactors

Chair:Michitaka Ono(GNF-J)

[1M_PL01] Restart of research reactors at Kyoto University and their current status

*Ken Nakajima[1] (1. Kyoto Univ.)

[1M_PL02] Future experimental reactor physics and nuclear reactor education

*Kengo Hashimoto[1] (1. Kindai Univ.)

[1M_PL03] Expectations and requests for research reactors

*Takanori Kitada[1] (1. Osaka Univ.)

[1M_PL04] Status of projects to restart of JAEA research reactors

*Teruhiko Kugo[1] (1. JAEA)

[1M_PL05] Discussion

2018年秋の大会

炉物理部会セッション

研究炉の運転再開と今後
Restart and Future of Research Reactors

（1）京大研究炉の運転再開と最近の状況

(1) Restart of Research Reactors at Kyoto University and Their Current Status

*中島　健[1]
[1]京都大学

1. はじめに

京大の2基の研究炉（研究用原子炉KUR、臨界集合体実験装置KUCA）は、東電福島第一原子力発電所の事故を踏まえて策定された新規制基準に対応するために、2014年より運転を停止していたが、昨年6月KUCAが、また8月にはKURが運転を再開した。本報告では、運転再開までの経緯とその後の研究炉の状況及び研究炉の今後について述べる。

2. 研究炉運転再開までの経緯

2013年12月18日に「試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準」（以下、新規制基準）が施行され、同日以降に定期検査を開始した研究炉は、この新規制基準に適合していなければ、運転することができなくなった。KUCA（最大熱出力100W）は2014年3月10日から、またKUR（最大熱出力5,000kW）定期検査を開始し、2014年9月30日に両原子炉施設の設置変更承認申請書を原子力規制委員会に提出し、その後、新規制基準への適合性審査が始まった。約2年間の審査の後、設置変更が承認され、さらに各種の工事、手順書の整備等のために約1年を要し、2017年6月20日にKUCAが最終検査に合格し、翌日より利用運転を開始した。また、KURは2017年8月25日に検査が終了し、翌週より利用運転を開始した。結果的に、両原子炉ともに3年3カ月の間、運転休止となった。この間、共同利用研究が実施できず、また、学生実験等の内容も両原子炉を使用しない範囲に変更するなど、研究及び教育の両面で大きな影響があった。なお、KUCA学生実験では、原子炉を使用しない範囲で実施可能な実験として、未臨界体系での実習に内容を見直した実習を実施したが、その内容は、文科省事業「福島第一原子力発電所の燃料デブリ分析・廃炉技術に関わる研究・人材育成」における「未臨界度測定実習」として、現在も実施されている。

3- 運転再開後の現状

2017年度にKUR及びKUCAが利用運転を開始したことから、同年度の共同利用・共同研究の課題数は259件となり、受け入れた研究者数は1,009名（うち、学内68名）となった（課題数、研究者数は、KUR及びKUCA以外の施設を利用した研究も含む）。KURは2月中旬まで、KUCAは3月中旬まで運転を継続し、その後定期検査を開始している。同年度中の利用運転実績は、KURが13週、KUCAは36週となった。また、KURでのBNCT治療研究（医療照射）は37件実施された。KUCAでの実習教育も再開され、全国の大学から162名の学生が参加し、年度末時点での参加学生の累計は4,164名に達している。

なお、KURでは、運転再開直後の9月20日に重水の漏えい事象が発生し、その対応のために、5週間の運転休止となった。また、1月23日には、KUR運転中に安全保護回路のリレー誤作動により、自動停止（スクラム）となり、復旧のため約1週間運転を停止した。運転再開に当たっては、長期間停止していたことも踏まえ、十分な点検等を実施していたが、これらのトラブルにより、多くの利用者に迷惑をかけることとなってしまった。これらのトラブルは、原因は異なるが、原子炉の高経年化が要因の一つであると考えられることから、保全計画の見直しを実施している。

上述のとおり、KUCAは本年2月中旬から定期検査を開始し、7月4日に全ての検査を終了し、7月6日より利用運転を開始している。現在（7月下旬）は、学生実験が実施中である。一方、KURについては、3月中旬から定期検査を行っており、8月下旬より運転再開の予定である。なお、両原子炉ともに、定期検査期間中に工事等があり、定期検査期間が通常より長期化している。

4. 今後について*

新規制基準は、福島第一原発事故の教訓を反映し、多くの面で規制が強化され、また、バックフィット制度の導入により、既設の原子炉施設に対しても全面的な適合を要求している。その結果、運転を再開したKUCA、KURでは、従来よりも厳しい安全管理が必要となっている。また、昨年4月に公布となった原子炉等規制法等の改正法により、3年以内に改正炉規法が施行されることとなったが、この改正では、これまで規制当局が実施してきた各種の検査等を事業者が実施する制度など、事業者の自主的な対応が要求されている。その一方で、大学の予算と人員は毎年削減されており、大学において原子炉施設を維持管理していくことは、非常に厳しい状況になりつつある。特に、KURは運転開始後54年を経過しており、これまでも必要な設備の更新等は行っているが、今後の長期的な運転継続のためには、大規模の設備の更新が必要となる。このような状況を踏まえ、KURについては、将来の使用済燃料の取扱いが不明であることも考慮し、当面の間の運転は継続するが、長期的に運転を継続するのは困難であると考えている。

一方、KUCAについては、人材育成や研究利用を今後も継続し、長期の運転継続を行っていきたいと考えている。そのためには、2026年の核セキュリティサミットにおいて日米合意が得られたKUCA燃料の低濃縮化を進めて行く必要がある。その際には、KUCAの運転ができるだけ中断することのないような工程とする予定である。この燃料低濃縮化により、これまで実施できなかった実験が実施できる可能性もあり、低濃縮化後のKUCAの研究利用については、多くの関係者（特に炉物理関係者）の協力が必要と考えている。

（* 本節の内容は筆者の個人的見解である。）

---

*Ken Nakajima[1]

[1]Kyoto Univ.

2018年秋の大会

炉物理部会セッション

研究炉の運転再開と今後
Restart and Future of Research Reactors

（2）今後の炉物理実験研究と人材育成

(2) Future Experimental Reactor Physics and Nuclear Reactor Education

*橋本 憲吾[1]
[1]近畿大学原子力研究所

1. はじめに

新規制基準適合確認のための３年間の利用停止を経て、2017 年度初頭から近畿大学 UTR-KINKI、京都大学 KUCA, KUR の大学炉が利用運転を再開した。これら試験研究炉を有する大学の教員は、設置変更許可、保安規定認可、品質保証システム再構築、設計工事認可、使用前検査及び施設定期検査等に係る膨大な業務に忙殺されてきた。しかしながら、我々大学教員は、このような厳しい許認可・施設管理業務を、自己目的化することなく、研究・教育の果実を得る手段として受け入れていた。大学炉が利用再開した今、今後の炉物理研究と教育に対して明確で力強い展望を描き実践して行くことが必要である。さもなくば、利用停止の３年間の出来事は空しいものとなってしまう。さあ、研究・教育の種を蒔き、その果実を収穫する時が来たのである。

本発表では、まず、炉物理実験研究の課題について議論する。この本質的な課題を炉物理研究者と広く共有し、打破する道を共に探りたい。また、原子炉分野を専門とする後進の育成と教育についても考えてみたい。私は、生まれながらにして理論や解析が大好きであり、時を得ると理論式の導出や計算コードにのめり込む質である。このような私は、幾度となく、年長の先生達により実験現場に引きずり戻された。KUCA や UTR で沢山の論文を書かせて頂いたが、いまでも理論や解析研究について未練がある。このような未熟な私が炉物理実験研究について論じる資格が有るかどうかは不安であるが、与えられた役回りを果たすこととする。

2. 原子炉物理実験研究の問題と課題

2-1. 炉物理実験研究の衰退と消滅の危機

まず、炉物理実験研究の低調さを具体的に示したい。図 1 は、原子力学会英文論文誌(J. Nucl. Sci. Technol.)に掲載された炉物理分野論文数の推移である。全炉物理分野の年間論文数(黒丸)は、20 本前後で推移しており、同英文論文誌全論文の 1 割強を占めている。国内から投稿された炉物理分野の年間論文数(赤丸)は、10 本強程度で推移している。この論文数が妥当か否かについては、炉物理部会での議論に預けることとする。2015 年については、PHYSOR2014 特別号の出版のため、海外からの投稿による掲載が急増しているが、2016 年以降も海外からの論文が炉物理分野論文の 4 割程度を占めている。同特別号の出版が英文論文誌の知名度向上に資した可能性がある。PHYSOR2014 関係者に感謝したい。

さて、問題の国内から投稿された炉物理実験研究に関する年間論文数(青丸)は、どうにか 2 本程度を死守している状況である。近い将来、英文論文誌上から炉物理実験研究論文が消え失せることも予想させる。英文論文誌創刊時から 2000 年頃までは、旧原研の TCA, FCA、京大の KUCA、東芝の NCA、旧動燃の DCA、及び国内の研究炉等に関する論文が「にぎやかに」掲載されていた。また、ANL の ZPPR のような海外の施設の実験論文も掲載されている。現在、TCA, FCA, NCA, DCA 等の臨界集合体は廃止措置段階にあり、我々が利用できる臨界集合体は KUCA しか残っていない。この貴重な KUCA をいかに有効に活用し、

*Kengo Hashimoto[1]
[1]Atomic Energy Research Institute, Kindai University

研究成果を論文として残していくかが最も重要な課題である。

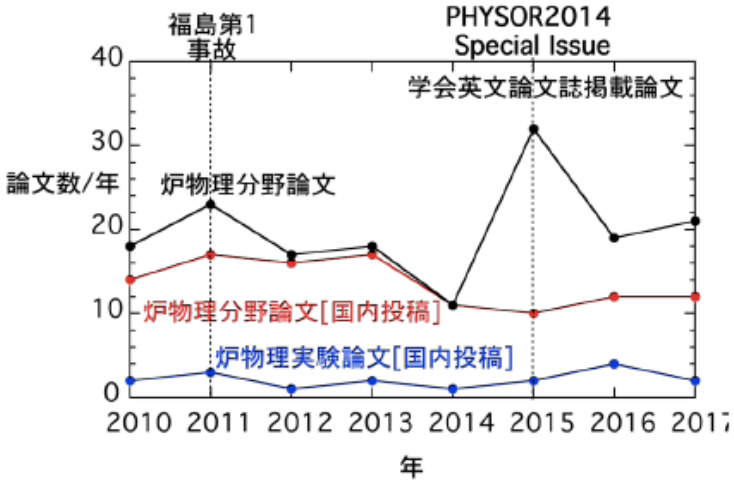


図 1 原子力学会英文論文誌掲載の炉物理分野論文数の推移

次に、炉物理研究者にとって最も重要な原子炉施設である KUCA の共同研究について現状を見つめてみたい。図 2 は、KUCA 共同研究採択数と共同研究者による KUCA 論文数の推移を示したものである。ただし、採択数は実際に運転利用した件数であり、論文数はメジャー3 雑誌(J. Nucl. Sci. Technol., Nucl. Sci. Eng., Ann. Nucl. Energy)掲載論文の橋本による調査結果である。また、共同研究について理解を深める目的から、京大の所員が出版した論文は含めていない。近年の共同研究者による実験研究論文数(赤丸)は、1 本から 2 本を推移しており、依然として、共同研究の維持の観点からは危険水域にある。全国の炉物理研究者の方から、「これではイカン！」との声が聞こえる悲惨な状況である。「KUCA ヘビーユーザ」を自認にている橋本も、「恥ずかしくて孔に入りたい」心境である。このような現状をご存じなかった研究者も多いと予想する。この危機的状況を打破できない限り、実験炉物理、ひいては炉物理の明るい将来は無いと確信している。しかし、残念ながら、この難題を直ちに打開するための妙案は、橋本は持ち合わせてはいない。まずは、年間論文数を採択件数に近づけること、これを達成するためにはマシンタイム 1 週につき論文を 1 本は書くことから始めなければならい。次に、若い有能な共同研究者を誘い込み、共同研究者を増やすことも重要である。

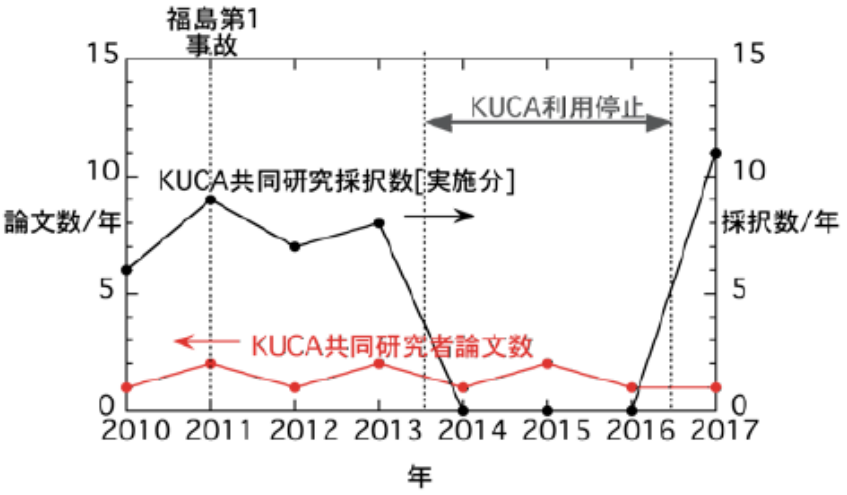


図 2 KUCA 共同研究採択数と共同研究者による KUCA 論文数の推移

2-2. KUCA 共同研究採択数の推移

図 3 に、共同研究開始当初からの KUCA 共同研究採択数と院生実験参加者数の推移を示す。KUCA 共同

研究採択数(黒丸)は、1990 年代後半から減少の傾向が見られる。橋本もこの頃に共同研究から暫く遠ざかった記憶がある。数年後、代谷先生から「共同研究復帰命令」を頂戴し、卞先生の下で加速器駆動未臨界炉の基礎研究を始め、現在に至っている。卞先生の尽力もあって、現在の共同研究採択数は回復傾向にある。図 3 には院生実験参加者数(水色丸)の推移も示しているが、共同研究採択数との間に逆相関が見られるが、双方に因果関係が有るのか否かは不明である。兎に角、院生実験が占めるマシンタイムが将来に亘って減ることはあっても増えることは無いと期待するが、共同研究に割り振られるマシンタイムには制限がある。「共同研究申請は増えて欲しいが、マシンタイムは増やせない」、これは悩ましい問題である。

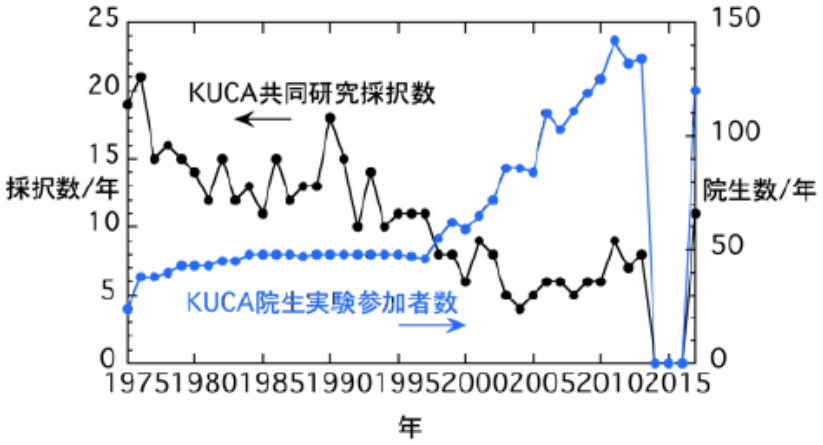


図 3 KUCA 共同研究採択数と院生実験参加者数の推移

3. 炉物理実験研究の明るい将来に向けて

3-1. 共同研究マシンタイムの有効活用

KUCA に限らず UTR においても、共同研究申請を躊躇する理由として、研究者から以下のような意見をしばしば頂戴する。

(1) マシンタイムの制限

KUCA の共同利用マシンタイムは、原則として、課題当たり 1 週間(施設利用は 4 日間)である。UTR の場合は 2 日間という場合もあり、KUCA は恵まれている方であるが。

(2) 法令からの制限

原子炉の利用は、原子炉等規制法等により規制され、施設利用については規制法令内で実施されなければならない。自由な発想を重んじる研究者からは、「あれもこれも法令により無理では研究はできない。」とのお叱りを頂くこともある。少なくとも、炉物理研究者からはこのようなお叱りは無いと思うが、「規制があるのが原子炉研究」であり、だからおもしろいと考えたいのだが。

(3) 使用機器の調達と整備の問題

共同研究においては、原子炉施設の設備・機器の整備については施設側の責任で実行されるが、データ収録システムや解析用機器のような研究資材の調達・整備は共同研究者の責任である。従って、「実験用機材が無いので共同研究はできない。」と言われても、施設側のスタッフとしては困惑するしかないのだが。

(4) 実験手法や原子炉利用の実経験の障壁

実際に原子炉施設を研究利用し種々な実験を適切に実施するには、豊富な実経験が必要である。これらすべてを施設側に期待するのは、共同研究とはいえず、「お任せ実験」と言わざるを得ない。ただし、誰でも最初は未経験者なのだけれど。

(5) 共同研究実験に要するマンパワーの問題

KUCA の共同研究利用では、最低 3〜4 名程度の共同研究協力者が必要である。さもなくば、所員に過大な負担を強いることになる。教員スタッフや大学院生が限られている研究室は、とても困るのだが。

以上のような問題を解決する 1 つの方法は、「相乗り利用」の申請である。例えば、A 大学と B 研究所がそれぞれ相乗りで申請をし､1 週間のマシンタイムを共有する場合も 2 週間のマシンタイムを共有する場合も有りである。この相乗り利用を活用して、橋本は 3,4 週間にわたり KUCA 実験を行ったこともある。相乗り利用は、資材・人材・経験を共有できるので、法規制以外の問題解決とマシンタイム有効活用につながるだけでなく、様々な議論や経験を通して新たな発見や将来の実験計画を生み出す原動力になると確信している。さらに、大学院生にとっては、種々な機材を実際にハンドリングし、他大学の教員や院生と「仕事」を共有し深く交流できるので、真の人材育成には「もってこい！」だと考えている。最後に「院生旅費」の問題だけは残るのだが。現在、共同利用 1 回当たり院生旅費は 1 名までとなっている。教員の旅費は無しにしても良いから、院生旅費を回復・拡充して欲しいと願うのは私だけではないと思うのだが。

3-2. 共同利用施設の多様化

KUCA は、炉物理の共同研究利用の中心となる原子炉施設であること言うまでもない。ただし、KUCA での実験は零出力炉の炉物理実験に制限される。出力炉の炉物理実験はやるべき課題が山積しており興味有る未開発分野であるように思える。隣の KUR を出力炉の炉物理実験研究対象に考えられないか。熱出力は 1MW 程度であるが、出力炉固有の FP の蓄積や熱水力フィードバックも存在する。また、JAEA の HTTR 等の試験研究炉における共同研究も議論すべきではないか。さらに、核分裂連鎖反応に関する基礎研究に限定されるが、近畿大炉 UTR の炉物理実験研究への活用も検討の余地がある。

4. まとめ

現状の問題点のみの列挙に終始してしまったが、当日、炉物理実験研究と院生の教育について会場で議論できることを楽しみにしている。炉物理実験研究の危機的状況を皆さんと共有できれば、この発表はまずは成功と考えている。ただし、炉物理実験研究の低迷を放置すれば、近い将来、炉物理実験を理解する研究者が消滅し、原子炉実験研究の論文は海外の雑誌に投稿せざるを得なくなる。悲しい現実である。

近畿大学原子力研究所のスタッフは、UTR のみならず、KUCA, KUR の共同研究をそれぞれ複数申請し、「やる気満々」である。ただし、橋本は、年齢を考えれば、そろそろ研究の後始末に取りかからねばならぬ時期に至っている。若手研究者の実験研究への挑戦と健闘を祈る次第です。

2018年秋の大会

炉物理部会セッション

研究炉の運転再開と今後
Restart and future of research reactors

(3) 研究炉に対する期待・希望

(3) Expectations and requests for research reactors

*北田 孝典
大阪大学大学院工学研究科

1. はじめに

研究炉に対する期待・希望は、研究炉が果たすべき役割の裏返しといえる。研究炉の役割やあり方については、近年幾つかの検討が行われ纏められており、近畿大学の橋本先生が参画された「日本学術会議」における「研究用原子炉のあり方検討小委員会」の審議を反映し取りまとめた提言である「**研究用原子炉のあり方について**」(平成 25 年 10 月 16 日(*1))や、京都大学の中島先生が参画された「日本原子力学会」における「研究炉等の役割検討・提言分科会」の中間報告書「**我が国における研究炉等の役割について**」(平成 28 年 3 月(*2))が公開されている。一方、「日本原子力学会炉物理部会」においては名古屋大学の山本先生が中心となり「**原子炉物理分野の研究開発ロードマップ 2017 年版**」(平成 29 年 10 月(*3))を 2012 年版から更新する形で取りまとめる過程において、将来の炉物理が目指す姿についての議論がなされており、この中で研究炉の果たす役割について、特に炉物理分野の観点から纏められている。

以上に述べた多くの検討で取り纏められている研究炉の役割において、現状では福島事故以降の研究炉の利用停止に伴い、研究炉でない施設で代替実施する動きもあるものの、研究炉でなければ実施できない事柄が多々あることを踏まえ、炉物理部会の一員として今後の研究炉に対する期待や希望を、施設の一利用者の観点から述べさせていただく。

2. 研究炉に対する期待・希望

2-1. 研究炉の役割

原子炉だけでなくホットラボや加速器などの施設とあわせて運営される研究炉は、多くの分野で学術、科学・技術の発展に必要不可欠な研究基盤施設(*1)である。上に挙げた提言・報告書で述べられているように、これまで日本における臨界実験装置を含む研究炉では、原子力に係る人材育成教育や学術研究だけでなく、がんの放射線治療や医療用同位体の生産などの医療利用、シリコン半導体生産などの産業利用、さらには施設見学利用による一般公衆への啓蒙活動などが行われてきている。つまり研究炉の役割の一つである産業利用や医療利用などの中性子利用は、今後さらに利用対象が拡がることが予想されるものの、ここでは炉物理部会の一員として研究炉に対する期待・希望について述べるにあたり、炉物理に近しい事柄に限定して研究炉の役割について述べることとする。

主として炉物理の観点から見た研究炉の役割としては、大きく「学術利用・エネルギー利用」と「人材育成教育」に分けられる。

①学術利用・エネルギー利用：核データ測定や実験データベース蓄積、計測法開発・制御材開発などの原子力基礎基盤の維持・充実や将来に向けた開発。また燃料材料試験などを通じた燃料高度化・高経年化対応による安全研究。

②人材育成教育：施設を利用した研修や実験教育。施設維持・運転を通じた人材育成。特に原子力新興国を対象とした国際貢献。

学術利用・エネルギー利用を行うことにより、人材育成も行える面があるため、両者は完全には分離できないものの、研究炉利用の主目的としては分けることが出来ると考えられる。

*Takanori Kitada, Osaka Univ. Graduate School of Engineering

2-2. 研究炉に対する期待

「人材育成教育」について、その必要性に異議を唱える人はいないであろう。特に炉物理の人材育成においては「炉物理実験を通じて炉物理を実際に肌で感じ、学習することは大変有意義(*3)」であり、virtual reactor で代用できるものではない。また「原子力システムで発生する様々な物理現象を深く理解(*3)」することが原子力の安全な利用につながるため、人材育成は連綿と進めていかなければならないものである。ただし、研究炉を用いて実施する人材育成において、基礎的な部分は変化しないものの、福島事故以降では廃炉にかかわる人材育成や原子力規制にかかわる人材育成がうたわれるなど、どのような人材が必要であるかは変化しうるものである。どのような変化が起こるか(起こらないか)はわからないため、研究炉には柔軟な対応(設備や運営)が可能であることが望まれる。

もう一方の「学術利用・エネルギー利用」は、現状或いは将来の原子力を見据えた研究開発であり、原子力利用における様々な課題に対する、多様なアプローチによる課題解決を図るものである。原子力に係る研究開発の大枠としての方針は、福島事故以前であれば内閣府原子力委員会が策定していた「原子力政策大綱」(最新は平成 17 年 10 月(*4))に示されていたが、策定されない現状では「エネルギー基本計画」(最新は第 5 次エネルギー基本計画で平成 30 年 7 月(*5))における原子力に関する記述がその役割を担っていると考えられる。最新の第 5 次エネルギー基本計画では原子力の利用を安定的に進めていくための原子力事業の課題として「再稼働や使用済み燃料対策、核燃料サイクル、最終処分、廃炉等」が挙げられており、さらに技術開発の推進においては、「軽水炉技術の向上（過酷事故対策を含めた安全性・信頼性・効率性の向上)」や「放射性廃棄物の減容化・有害度低減」に加えて、「高温ガス炉」だけでなく「小型モジュール炉」や「溶融塩炉」も視野に入れることで戦略的柔軟性を高めるとしている。また炉物理ロードマップ 2017(*3)においては、将来を見据えた「核変換」、「固有安全炉」、「Th サイクル」、「高速炉サイクル」などの研究開発、「核データ」や ICSBEP や IRPhE などの「実験データベース」への貢献、「未臨界」や「核セキュリティ」などに関する実験技術開発が挙げられている。しかしながら、これらで挙げられている研究開発項目は、現時点で考えられているものであり、将来にわたり変化しないはずがない。将来にわたり変化する研究開発ニーズに対応できるよう、研究炉には多様な実験が可能であることが望まれる。

「人材育成教育」で育成すべき人材、「学術利用・エネルギー利用」での利用・実験内容は将来にわたって変化しないとは考えられないため、研究炉には柔軟な対応および多様な実験が可能であること（ありつづけること）が望まれる。さらにこれらの人材育成や研究開発に研究炉を利用することができるよう機関外に広く開かれ、かつ継続的に利用が可能であることが望まれる（全国共同利用や共用促進法(1994 年)による運営が必須と考える)。

3. さいごに

上に述べた期待（願望）を達成するには、研究炉の施設あるは運営上の改造・改良（新設?）を進める必要があると思われる。施設の老朽化や使用済み燃料、運営管理など研究炉は様々な課題を抱えており、一利用者としての期待・希望の実現は容易ではない。しかしながら日本において研究炉が漸減している現状では次世代育成や技術継承にも支障が出てきているはずである。様々な課題があるものの、将来にわたり研究炉が担う役割を踏まえての研究炉に対する期待について、またその実現に向けた方策について、会場で意見交換できれば幸いである。

最後になりますが、各施設がそれぞれの機関で維持管理され、所外利用に供することに多大な貢献がなされていることに対して、あらためて感謝の意を示させていただきます。

(参考文献)
(*1) 日本学術会議、基礎医学委員会・総合工学委員会合同放射線・放射能の利用に伴う課題検討分科会　研究用原子炉のあり方検討小委員会。提言「研究用原子炉のあり方について」(平成 25 年 10 月 16 日)
http://www.scj.go.jp/ja/info/kohyo/pdf/kohyo-22-t178-1.pdf
(*2) 日本原子力学会　「原子力アゴラ」特別専門委員会 研究炉等の役割検討・提言分科会。「我が国における研究炉等の役割について」中間報告書（平成 28 年 3 月）
http://www.aec.go.jp/jicst/NC/iinkai/teirei/siryo2016/siryo14/siryo1-2.pdf
(3) 日本原子力学会炉物理部会　「炉物理ロードマップ調査・検討」ワーキンググループ。「原子炉物理分野の研究開発ロードマップ 2017 年版（RM2017)」(2017 年 10 月)
https://bcp-rpg.jaea.go.jp/else/rpd/roadmap/rm/rpg_rm2017.pdf
(*4) 原子力委員会。「原子力政策大綱」（平成 17 年 10 月 11 日）
http://www.aec.go.jp/jicst/NC/tyoki/taikou/kettei/siryo1.pdf
(*5) 「エネルギー基本計画」（平成 30 年 7 月）
http://www.aec.go.jp/jicst/NC/tyoki/taikou/kettei/siryo1.pdf

2018年秋の大会

炉物理部会セッション

研究炉の運転再開と今後
Restart and future of research reactors

(4) 原子力機構の研究炉の運転再開に向けた取組状況

(4) Status of projects to restart of JAEA research reactors

*久語 輝彦[1]

[1]日本原子力研究開発機構

1. はじめに

日本原子力研究開発機構の研究用原子炉の運転再開に向けた取組の現状として、原子力科学研究所に設置されている研究用原子炉（JRR-3）、原子炉安全性研究炉（NSRR）及び定常臨界実験装置（STACY）並びに大洗研究所に設置されている高温工学試験研究炉（HTTR）及び高速実験炉（「常陽」）について、平成30年6月末時点での状況を紹介する。

2. 各炉の現状

原子炉安全性研究炉（NSRR）：新規制基準に適合した原子炉設置変更許可を平成30年1月31日付で取得した。5月までに施設定期検査及び使用前検査を完了して、6月28日に運転再開を果たした。

定常臨界実験装置（STACY）：原子炉設置変更許可を平成30年1月31日付で取得した。従来装置の解体と改造工事を行い、平成31年度での運転再開を目指している。

高温工学試験研究炉（HTTR）：原子炉設置変更許可の取得を今夏に見込み、許可取得後、平成31年度での運転再開を目指している。

研究用原子炉（JRR-3）：原子炉設置変更許可の取得を今夏に見込んでいる。許可取得後、耐震補強工事を行い、平成32年度での運転再開を目指している。

高速実験炉（「常陽」）：原子炉設置変更許可について、今秋での補正申請及び審査開始を目指している。

3. 新規制基準への対応

試験研究炉は、熱出力、冷却材の種類等の炉毎の特徴を踏まえて、新規制基準への対応を行っている。

原子炉安全性研究炉（NSRR）：耐震Bクラスであり、基準地震動の想定を要しない。水冷却低出力炉（熱出力換算500kW未満）であるため、多量の放射性物質等を放出する事故（BDBA）の対策を要しない。

定常臨界実験装置（STACY）：耐震Bクラスであり、基準地震動の想定とBDBA対策を要しない。

高温工学試験研究炉（HTTR）：耐震Sクラスであり、基準地震動を想定した安全対策を行う。過去に実施した安全性実証試験のデータを基に、重要度分類を見直し設計を合理化するなどして、耐震補強等の時間と費用を要する対策を不要としている。熱出力10MW以上のガス冷却炉であるため、BDBA対策を行う。

研究用原子炉（JRR-3）：HTTRと同様に耐震Sクラスとして基準地震動を想定した安全対策、水冷却高出力炉（熱出力10MW以上）であるためBDBA対策を行う。今後、設置変更許可を得て、基準地震動等の地震力に対する耐震補強工事を行う。

高速実験炉（「常陽」）：HTTRと同様の対応の他、50MWを上回る熱出力を有するナトリウム冷却炉であることから、原子炉停止系統等の安全機能の信頼性については、発電炉の設置許可基準を踏まえて、同程度の安全性を確保するための対策を講じる。

4. 最後に

福島第一原子力発電所の廃止措置、軽水炉・新型炉の研究、中性子科学研究、産業、医学・治療、人材育成等の多様な利用目的に応えるべく、運転再開に全力で取り組んでいく。

---

*Teruhiko Kugo

[1]Japan Atomic Energy Agency

Planning Lecture | Technical division and Network | Reactor Physics Division

[1M_PL] Restart and future of research reactors

Chair:Michitaka Ono(GNF-J)

Wed. Sep 5, 2018 1:00 PM - 2:30 PM Room M (E11 -E Building)

[1M_PL05]Discussion

研究炉は原子力の研究・開発、人材育成に役立てられてきたが、福島第一原子力発電所事故後の厳しい新規制基準対応や、施設の高経年化などの課題があり、研究炉を取り巻く環境は近年厳しくなっている。昨年度、大学が所有する研究炉は新規制基準への対応を終え安全審査に合格し稼動を再開した。また、文部科学省では、原子力研究開発基盤として維持すべき施設の検討が開始されている。そこで本企画セッションでは、今後も研究炉を有効に活用するため、研究炉の現状とその将来像を共有し、今後の炉物理実験研究・教育の方向性について議論する。

©Atomic Energy Society of Japan

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

Wed. Sep 5, 2018 2:45 PM - 4:25 PM JST | Wed. Sep 5, 2018 5:45 AM - 7:25 AM UTC | Room M E11 - E Building

[1M08-13] Criticality Safety 1

Chair:Yasunobu Nagaya(JAEA)

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

[1M08] Theoretical Development of Method to Estimate Reactivity and Fissile Isotope Ratio at the Same Time Based on Power Profile in Quasi Steady State

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

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

[1M09] Exponent dependency of neutron multiplication factor distribution in system randomized with $1/f^{\beta}$ frequency spectrum

*Shouhei Araki[1], Yuichi Yamane[1], Taro Ueki[1], Kotaro Tonoike[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

[1M10] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

(41) Statistical evaluation of criticality - The criticality evaluation of 1F-2/1F-3 RPV lower part debris with considering non-uniform positioning of UO2+Gd2O3

*Takuya UMANO[1,2], Mitsuaki YAMAOKA[1,2], Rei KIMURA[1,2], Yamato HAYASHI[1,2] (1. International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 2. Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation)

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

[1M11] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

(42) Criticality behavior analyses based on assumed criticality scenario during fuel debris retrieval

*Yamato Hayashi[1,2], Rei Kimura[1,2], Masahiko Kuroki[1,2] (1. IRID, 2. Toshiba ESS)

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

[1M12] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

(43) Feasibility study of sub-criticality monitoring method using Feynman-α method and neutron source multiplication method

*Shinya Kano[1,2], Satoshi Wada[1,2], Tsuyoshi Misawa[3], Kitamura Yasunori[3] (1. IRID, 2. Toshiba Energy Systems & Solutions Corp., 3. Kyoto Univ.)

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

[1M13] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

(44) Verification of sub-criticality monitoring system by KUCA experiment

*Satoshi Wada[1,2], Shinya Kano[1,2], Tsuyoshi Misawa[3], Yasunori Kitamura[3] (1. IRID, 2. Toshiba Energy Systems & Solutions, 3. Kyoto University)

4:15 PM - 4:25 PM JST | 7:15 AM - 7:25 AM UTC

Time reserved for Chair

準静的状態の出力挙動に基づいて反応度と核分裂性同位体比を同時に求める方法の理論的開発

Theoretical Development of Method to Estimate Reactivity and Fissile Isotope Ratio at the Same Time Based on Power Profile in Quasi Steady State

*山根 祐一
原子力機構

未臨界状態の核燃料で準静的状態の出力挙動からドル単位の反応度を評価する、新しく提案した手法に関して、数百秒分の中性子計数率データがあれば、核分裂性同位体比を同時に評価できることの理論的予測と、過渡臨界実験装置 TRACY の数十秒程度のデータに適用するために開発した方法及び適用結果を報告する。

キーワード：未臨界、反応度評価、核分裂性同位体比、出力挙動、準静的状態、TRACY

1. 緒言

核燃料溶液の臨界管理されていない容器への流入や燃料デブリ取出し等への適用を想定した、未臨界の核燃料の反応度変化と出力の即発跳躍に続いて現れる準静的状態の出力挙動から、ドル単位の反応度を評価する手法を開発し、実験データに適用して妥当な結果を得たことをこれまで報告した[1][2][3]。この新しい手法は、ドル単位の反応度と核分裂性同位体比 r を同時に評価可能であると理論的に予測されることを報告する。このことは、反応度評価に必要なデータが実質的に中性子計数率だけで、予備解析や核燃料内外の条件に対する仮定が不要であることを示唆する。この成果は、核燃料施設や原子炉施設の安全性向上、核燃料物質を取り扱う際の臨界防止に役立つことが期待される。

2. 核分裂性同位体比の評価

準静的状態における出力挙動が方程式$P = \alpha_y q + P_\infty$を満たす[1]ことから$D \equiv \alpha_y \mathrm{q}/(P - P_\infty)$は常に 1 となる。もし q の計算時に実際とは異なる r を想定し、その遅発中性子相対比率と崩壊定数を用いると、D が 1 からずれ、評価の指標としての相関係数 R が低下するため、R が最大となる r が実際の値に最も近いと予想される。崩壊定数の時定数の範囲から、ずれの生じる数百秒分のデータがあれば評価可能と考えられる。

3. 不十分な実験データへの適用

^{235}U を用いた数十秒の実験データ（-1.4$）[4]に対して、^{235}U と ^{239}Pu の混合物と想定して、本手法を適用したところ（図 1 参照）、R の最大値を採用すると ^{239}Pu 100%かつ-1.65$となる。相関係数の計算で回帰直線の切片の大きさ C が、上述のずれに伴って大きくなると予想したところ、その傾向があることを確認できた。^{239}Pu の比率がゼロで-1.31$の点で C が最小となることも確認でき、数百秒に満たないデータでも評価できる見通しを得ることができた。

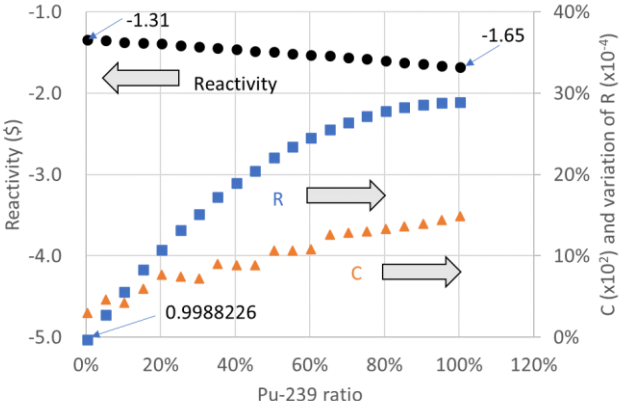


図 1 :評価した反応度と相関係数 R の変化量及び切片の大きさ C

参考文献

[1] 山根祐一、2017 春の年会 1F04 (2017). [2] 山根祐一、2017 秋の大会 3G15 (2017). [3] 山根祐一、2018 春の年会 1F04(2018). [4] S. Gunji, et al., “Study of accelerator transient on ADS operation using TRACY ,” PHYSOR 2004 (2004).

*Yuichi Yamane JAEA

1/f$^{\beta}$周波数分布乱雑体系における中性子実効増倍率分布の指数依存性

Exponent dependency of neutron multiplication factor distribution
in system randomized with1/f$^{\beta}$ frequency spectrum

*荒木 祥平[1], 山根 祐一[1], 植木 太郎[1], 外池 幸太郎[1]
[1]日本原子力研究開発機構

体系の空間分布の乱雑さの様子と中性子実効増倍率（k_{eff}）の分布の関係を明らかにする目的で解析を行った。確率論的乱雑化モデルを用いて1/f$^{\beta}$の周波数分布を持つ乱雑体系を生成し、周波数 f の指数βと k_{eff} 分布の標準偏差σとの関係を調査した。解析の結果、標準偏差σはβに対し正の相関があることが分かった。

キーワード：燃料デブリ、中性子実効増倍率、モンテカルロ計算、乱雑さ、臨界安全

1. 緒言

福島第一原子力発電所の燃料デブリ取出し時の再臨界リスクを評価するためには、様子のわからないデブリ内部について、物質の乱雑な分布を仮定して臨界計算を行う必要がある。仮定する乱雑さの様子の候補として、ホワイトノイズの他、ピンクノイズ、ブラウンノイズなどの自然界の無秩序な体系でよく見られる 1/f$^{\beta}$の周波数分布を持つ乱雑さが考えられる。計算結果の中性子実効増倍率（k_{eff}）は仮定した乱雑さに応じた分布を持つが、その分布は再臨界時の影響（核分裂数、被ばく量等）に分布を与えるため、乱雑さの様子の仮定が再臨界リスクの評価に影響を与えると予想される。ここでは、1/f$^{\beta}$の周波数分布を持つ乱雑な体系に対し、k_{eff} の分布の広がり（標準偏差σ）と指数βとの関係について調査した結果について報告する。

2. 解析手法

本解析では、1/f$^{\beta}$の周波数分布を持つ乱雑体系を確率論的乱雑化モデル[1]を用いて生成した。1/f$^{\beta}$の周波数分布の指数 β の 1 近傍から 3 の範囲において、それぞれの β に対し 100～300 個のサンプル体系を作成して k_{eff} を計算し、k_{eff} 分布の標準偏差σを計算した。燃料デブリの組成で臨界近傍となるように条件を設定した。具体的には、各サンプル体系は 1 辺が 100cm の立方体とその周囲を覆う 140cm の立方体で構成し、内部の立方体には燃料成分とコンクリート成分とを体積割合 1:7 で乱雑に配置し、その周囲を覆う領域はコンクリートのみで配置した。なお、乱雑領域全体で 1/f$^{\beta}$周波数特性が満たされるように、1/f$^{\beta}$の周波数分布に対応する空間変動スケールの周期 S を 100cm とした。

3. 結果・結論

図 1 に k_{eff} 分布の標準偏差σと指数βとの関係を示す。βの増加に伴ってσは増加しており、1<β≦3 の範囲においてβとσには正の相関があることが分かる。このことから、同じ組成の体系であってもβが大きいほど、k_{eff} 分布の広がりは大きくなり、k_{eff}+3σに相当する再臨界時の影響の上限が大きくなると予測される。

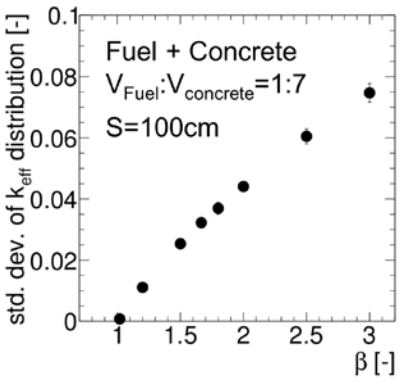


図 1. 1/f$^{\beta}$の周波数分布を持つ乱雑体系における指数βと k_{eff} 分布の標準偏差との関係

参考文献

[1] T. Ueki, Monte Carlo criticality analysis under material distribution uncertainty, J. Nucl. Sci. Tech. 2017, 54(3), 267-279.

*Shouhei Araki[1], Yuichi Yamane[1], Taro Ueki[1] and Kotaro Tonoike[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

燃料デブリの臨界管理技術の開発

（41）統計的臨界評価　Gd 偏在の影響を考慮した 1F-2/3RPV 下部デブリの評価

Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

(41) Statistical evaluation of criticality - The criticality evaluation of 1F-2/1F-3 RPV lower part debris with considering non-uniform positioning of UO_2＋Gd_2O_3

*馬野　琢也[1,2]，山岡　光明[1,2]，木村　礼[1,2]，林　大和[1,2]

[1]IRID，[2]東芝エネルギーシステムズ株式会社

苛酷事故解析コード “MAAP”, “SAMPSON”の予測計算結果に基づき,福島第一原子力発電所 2 号機/3 号機（1F-2/1F-3）の圧力容器（RPV）下部の燃料デブリの冠水時の（再）臨界可能性評価を実施した。本評価では MVP コードの確率論的幾何形状モデル（STGM）を 2 重に適用することで第 1 サイクルの燃料集合体に存在していた Gd 物質の空間配置の違いによる中性子吸収量の差を考慮した。

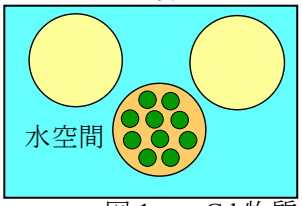
キーワード：福島第一原子力発電所事故、燃料デブリ、臨界安全、Gd 物質、偏在の影響、MVP、STGM

1. 緒言

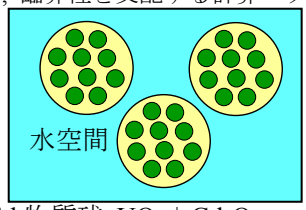
燃料デブリ取出し作業に関し,冠水時の臨界可能性の定量評価は不可欠である。燃料デブリの性状が明確に規定出来ない現状況では,多くの計算パラメータをそれぞれ変化させた網羅的な計算が必要であるが,ここでは計算パラメータの値を一様乱数を用いて選定し,更に, 強い中性子吸収材である Gd 物質の空間的な配置効果（Gd 偏在の影響）を考慮できる幾何形状の計算モデルで臨界性の評価を実施した。

2. 計算手法

RPV 下部に存在する燃料デブリや構造材の質量は、”MAAP”, “SAMPSON”の予測計算結果に従った。臨界評価計算は MVP コード[1]と JENDL-4.0[2] を用い,原子数密度は 1F-2/1F-3 の炉心管理コードによる事故直前時の燃料集合体の燃料棒 1 本毎の詳細データをサイクル毎に平均化して使用した。強い中性子吸収材である Gd 物質（UO_2＋Gd_2O_3）は第 1 サイクルの燃料集合体のものを UO_2 物質と平均化せずに独立に取り扱った。Gd 物質は小球として STGM で UO_2 物質球内の空間に配置し,更にその UO_2 物質球を STGM で RPV 下部空間に配置した。Gd 物質の配置に関しては,(1) 第 1 サイクルの UO_2 物質内に存在する場合,(2) 第 1 ～ 第 5 サイクル平均の全ての UO_2 物質内に存在する場合 の 2 通りを想定した。計算モデルの概念図を図 1 に示す。燃料デブリの各数値パラメータは数値範囲を仮定して,一様乱数を用いて計算点を決めた。(1),(2) とも 600 ケースの計算を実施した。計算結果を重回帰分析し, 臨界性を支配する計算パラメータの順位付けをした。



(1)　Gd 物質が第 1 サイクルの UO_2 物質球のみに存在する場合（U5G1 ケース）



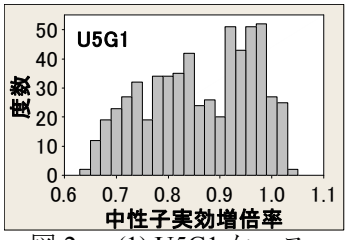
(2)　Gd 物質が第 1 ～ 第 5 サイクル平均の UO_2 物質に存在する場合（U1G1 ケース）

図 1　　Gd 物質の空間配置

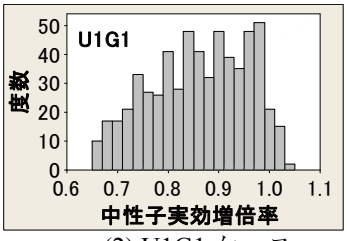
Gd 物質球 UO_2＋Gd_2O_3　　UO_2 物質球

3. 計算結果

上記(1),(2)の 1F-2 の計算結果をヒストグラムにして図 2 に示す。中性子実効増倍率が 1.000 を超える割合は(1)の方が多く,Gd 物質の空間的偏在効果による中性子吸収量の変化が示されているが, その効果は 1F-2 の場合も 1F-3 の場合も極めて大きいとは言えず限定的であった。



(1) U5G1 ケース



(2) U1G1 ケース

図 2

4. まとめ

本計算は多くの仮定の下での計算で,今後,炉内調査が進むにつれ,計算パラメータの数値幅や分布形を修正した計算が必要になる。一方,今回の計算結果の重回帰分析から,臨界性に関して第一の支配因子は燃料デブリの体積占有率で,次に Gd 物質球の直径や混在する構造材の質量であり,Gd 物質の空間的偏在効果は支配因子ではないと理解できた。これらの知見については引き続き将来の検討に利用できると判断される。

謝辞

本件は、資源エネルギー庁『平成 27 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] Y. Nagaya, et al., JAERI -1348(2005).　[2] K. Shibata, et al., J. Nucl. Sci. Technol. 48(1), 1-30 (2011).

本論文に掲載の商品等の名称は、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。

*Takuya UMANO[1,2], Mitsuaki YAMAOKA[1,2], Rei KIMURA[1,2], Yamato HAYASHI[1,2] [1]IRID, [2]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

燃料デブリの臨界管理技術の開発

（42）デブリ取り出し作業中に想定される臨界シナリオに基づく臨界挙動の解析評価

Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

(42) Criticality behavior analyses based on assumed criticality scenario during fuel debris retrieval

*林 大和[1,2]，黒木 政彦[1,2]，木村 礼[1,2]

[1]IRID，[2]東芝エネルギーシステムズ

デブリが臨界になった場合の核分裂挙動・被ばく影響を評価するための解析コード”PORCAS-F”の開発を進めている。デブリ取り出し作業時に想定される臨界事象について解析を行い、万一臨界になった場合においても作業者および公衆への被ばく影響は小さい見通しが得られた。

キーワード：福島第一発電所事故、燃料デブリ、臨界安全、臨界挙動解析、PORCAS-F

1. 緒言

1F-1/2/3 号機の燃料デブリ取出し時に，形状が変化してデブリ内部に水が浸入して，水対燃料体積比が最適になると，臨界になる可能性がある。デブリを加工する方法は複数あり，臨界に至るシナリオも異なるため，どのような臨界シナリオの場合に臨界リスクが大きくなるのか，検討した。

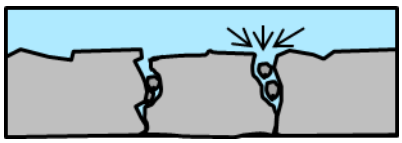


図 1 デブリに亀裂が入るイメージ

2. 想定される臨界シナリオ

デブリ取り出し作業時に想定される代表的な臨界シナリオとして，デブリに亀裂が入るケース，デブリが崩落するケース，デブリに穴を開けるケース，の 3 ケースを選定した。また，デブリ取り出し作業と関わりなく，地震などの外部要因によって発生する可能性のある臨界シナリオの代表例として，CRD ハウジングに付着しているデブリが落下するケースを仮定した。

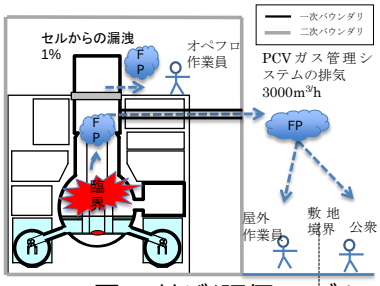


図 2 被ばく評価のモデル

3. 解析方法

デブリ組成を仮定し，”MVP”計算コード[1]で H/U や温度などのパラメータを変化させた計算を行い，各パラメータに対する反応度係数を評価した。また，ケースごとの反応度投入量を評価した。

これまでに開発を進めてきた解析コード”PORCAS-F”[2]に反応度係数と投入量をインプットして，デブリが臨界になった場合の核分裂挙動・被ばく影響を解析評価した。

臨界によって新たに発生する FP ガスが，バウンダリから漏えい，または建屋外に放出されるものとして，作業員や公衆の外部・内部被ばく影響を評価した（図 2）。

4. 臨界挙動解析結果

臨界になった場合の被ばく影響の大きさは，穴あけ＜亀裂＜崩落の順番となることが示された。作業に起因する臨界事象は，外部要因の代表例と考えられるデブリ落下に起因する臨界事象と比べて同程度若しくは小さくなる見込みである（図 3）。また，屋外作業員の被ばく線量は事故時の管理目標値を下回る見通しであり，屋内作業員や公衆についてはこれよりも 2 桁小さい結果が得られた。

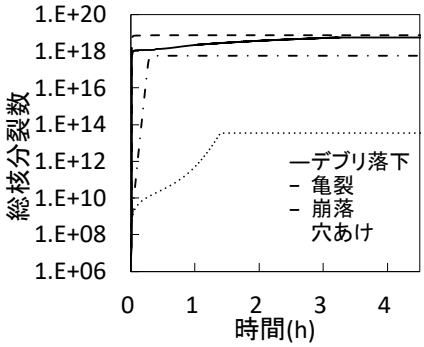


図 3 解析結果（総核分裂数）

5. まとめ

デブリ取り出し作業時に想定される臨界事象による被ばく影響について，相対的な大小関係が示され，万一臨界になった場合においても作業者および公衆への被ばく影響は小さい見通しが得られた。

謝辞

本件は、資源エネルギー庁『平成 27 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] Y. Nagaya, et al., JAERI 1348(2005)，[2]林 他，AESJ 2016 年秋の大会“2H16”

*Yamato HAYASHI[1,2], Masahiko KUROKI[1,2] and Rei KIMURA[1,2]

[1]IRID, [2]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

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。

燃料デブリの臨界管理技術の開発
（43）ファインマンα法と中性子源増倍法を組み合わせた臨界近接監視手法の成立性の検討

Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris
(43) Feasibility study of sub-criticality monitoring method using Feynman-α method and neutron source multiplication method

*加納 慎也[1,2]，和田 怜志[1,2]，三澤 毅[3]，北村 康則[3]
[1]IRID，[2]東芝エネルギーシステムズ，[3]京都大学

1F 燃料デブリ取出し時に，ファインマンα法と中性子源増倍法を組み合わせて臨界近接監視を行うことを検討している。本稿では，この臨界近接監視の手法の成立性を検討した結果について報告する。

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では，ファインマンα法(FA 法)と中性子源増倍法(NSM 法)を組み合わせて体系の実効増倍率(keff)を監視し，臨界近接を検知する。本稿では，この臨界近接監視の手法の成立性を試験／解析等により検討した結果について報告する。

2. FA 法と NSM 法を組み合わせた臨界近接監視　燃料デブリ取出し前は，図 1 の通り，掘削する箇所の近傍に，複数の中性子検出器を束ねたユニット(検出器ユニット)を設置し，FA 法により，keff の絶対値を測定する。この際，併せて，別の離れた場所に中性子検出器を設置し，この keff に対応した中性子計数率を測定しておく。燃料デブリを取出す際は，検出器ユニットを移動し，その直下の燃料デブリを掘削する。離れた場所の中性子検出器で，中性子計数率の測定を継続し，NSM 法により，燃料デブリ取出し前の時点からの keff の変化(相対値)を求める。keff が 0.95 未満であれば，取出し作業を継続する(ここでは推定臨界下限増倍率が 0.95 と仮定。)。keff が 0.95 に達したら，警報を発し，取出し作業の停止，中性子吸収材の投入 等臨界の発生を防止するための措置を促す。

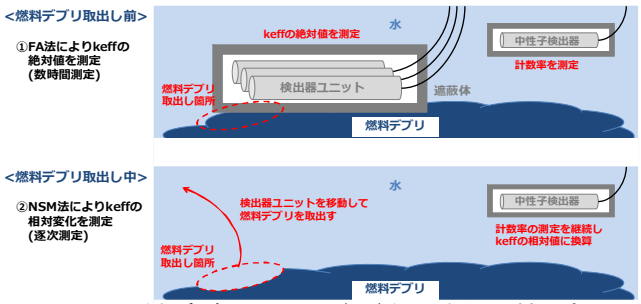


図 1　燃料デブリ取出し前／中の臨界近接監視

3. 臨界近接監視の成立性の検討　表 1 の通り，燃料デブリ取出し前／中において，臨界近接監視を妨げる可能性のある要因を抽出し，KUCA 試験等により，その影響を評価した。燃料デブリ取出し中は，FA 法と NSM 法の両方の keff の測定誤差が加わることになるため，頻繁に臨界近接を誤検知し，取出し作業を停止することによる作業効率の低下が懸念されたが，KUCA 試験で確認された結果から，その可能性は低く，提案する臨界近接監視手法が成立する見通しを得た。

表 1　臨界監視の成立性の検討結果(抜粋)

検討項目		懸念事項	検討結果
燃料デブリ取出し前	keff および H/U の影響	深い未臨界での keff の推定精度の低下	KUCA試験により，FA法によるkeffの推定誤差が，最大8%dk/k程度であることを確認 (keff = 0.7~0.95，H/U = 50~300)
	燃料デブリ-検出器間距離の影響	燃料デブリ-検出器間距離による検出効率の低下	KUCA試験により，keffの測定に最低限必要となる検出効率が2.0E-5 程度であることを確認
	外部中性子源の影響	外部中性子源からの中性子による keffの測定精度の低下	KUCA試験により，外部中性子源があると，Y値が小さくなり，測定に悪影響を与えることを確認
	中性子計数 (=計数率*測定時間) の影響	計数率が得られない場合の測定時間の長時間化	1F燃料デブリ測定時の計数率は予測できないため，サンプリング等で測定した結果(計数率およびY値の概算値)から，必要な測定時間を予測する方法を策定
	中性子吸収材の影響	中性子吸収材による検出効率の低下	Cfの測定試験により，中性子検出器と中性子吸収材が数cm以上離れていれば，中性子吸収材の影響は十分に小さいことを確認
	…	…	…
燃料デブリ取出し中	keffおよび H/U の影響	深い未臨界での keffの推定精度の低下	KUCA試験により，NSM法によるkeffの推定誤差が，最大7%dk/k程度であることを確認 (keff = 0.7~0.95，H/U = 50~300)
	…	…	…
	臨界近接の誤検知	FA法とNSM法のkeffの推定誤差の重なりによる臨界近接の誤検知	非現実的に少ない取出し回数で，臨界近接が誤検知されることがないことを確認

4. 結論　FA 法と NSM 法を組み合わせた臨界近接監視手法が成立する見通しを得た。今後は，実機で想定される大型の体系での成立性を確認するとともに，臨界近接監視システムの実機への実装に向けた検討を進めていく。

謝辞　本件は，資源エネルギー庁『平成 27 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] 加納 他，AESJ 2017 年秋の大会 “2H19”

*Shinya Kano[1,2], Satoshi Wada[1,2] , Tsuyoshi Misawa[3] and Yasunori Kitamura[3]　[1]IRID, [2]Toshiba Energy Systems & Solutions Corp., [3]Kyoto Univ.

燃料デブリの臨界管理技術の開発

（44）KUCA を用いた臨界近接監視システムの成立性確認試験

Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

(44) Verification of sub-criticality monitoring system by KUCA experiment

*和田 怜志[1,2]，加納 慎也[1,2]，三澤 毅[3]，北村 康則[3]

[1]IRID，[2]東芝エネルギーシステムズ，[3]京都大学

福島第一発電所事故で発生した燃料デブリの取り出し作業中の再臨界による被ばくリスク低減のためにFeynman-α 法を用いた臨界近接監視システムの開発を行っている。システム成立性確認試験のために京都大学臨界集合体で実施した試験の結果と検討内容について報告する。

キーワード：福島第一発電所事故，燃料デブリ，京都大学臨界集合体，臨界安全，ファインマンα法

1. 緒言

燃料デブリ取り出し時の未臨界度監視には他の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法が有効であると考えられる[1]。そこで，ファインマンα法を用いた臨界近接監視システムを開発[2]し，京都大学臨界集合体実験装置（KUCA）にて成立性検証試験を実施した。

2. 未臨界度測定試験の方法

燃料デブリの組成は不定であるため，KUCA の A/B 架台で 93%-^{235}U-Al 合金燃料および PE の組み合わせにより， 中性子スペクトル（H/^{235}U=50～300）と未臨界度（k=0.7～0.95）が広範囲に異なる炉心を設定し，増倍率および炉心特性に対する臨界監視システムの増倍率推定精度への感度を評価した。燃料デブリに対する中性子検出器の配置を検討するため，燃料要素と中性子検出器（B10 比例計数管）の距離を離した測定を実施した。燃料デブリの中性子源は自発核分裂核種の ^{244}Cm が主であり初期相関を持つ，またデブリは広く分布しているため測定したい対象以外の中性子相関を検出する。試験では自発核分裂核種の ^{252}Cf を用いることで初期相関の影響や，検出器の背後から飛来する相関中性子（BG 中性子）の影響を評価した（図 1 参照）。また，測定時間は 30~60 分とした。

3. 試験結果

keff の推定誤差は，keff = 0.95 の場合であれば 1%Δk/k 程度，keff = 0.7 であれば 8%Δk/k 程度となった。keff の推定精度に与える影響は，keff が低いほど大きく，H/U の影響は keff に比べて小さいことが分かった。炉心-検出器間距離は，距離が離れるほど，keff の推定精度が下がり，水中では約 20cm が測定限界となることを確認した。中性子源に初期相関を持つとき，Y 値の飽和値(Y∞)が大きくなることを確認した。一方，BG 中性子は即発中性子減衰定数α に影響を持ち，特に深い未臨界時に影響が大きいことがわかった。

4. まとめ

開発した臨界近接監視システムの成立性を KUCA 試験を用いて示した。図 2 に実験で得られた結果のまとめを示す。深い未臨界度（k=0.7）においても実用的な測定時間・測定精度で未臨界度を推定することができた。中性子スペクトルの不確かさによる推定誤差への影響は小さいことが確認された。一方で，炉心-中性子検出器間距離や，深い未臨界時の中性子の初期相関や BG 中性子の未臨界度推定精度への影響が大きいことが確認された。

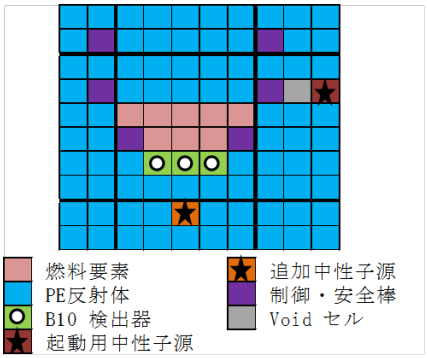


図 1　KUCA 試験体系図

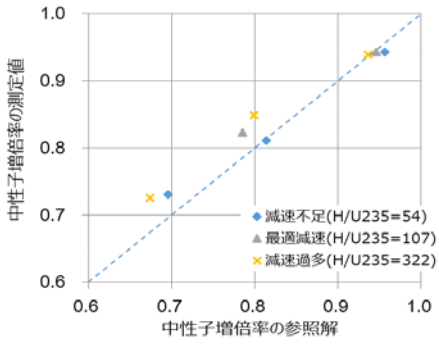


図 2　増倍率の推定値と参照解の関係

謝辞

本件は，資源エネルギー庁『平成 27 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] 加納　他，AESJ 2017 年秋の大会“2G19”，

*Satoshi WADA[1,2], Shinya KANO[1,2], Tsuyoshi MISAWA[3] and Yasunori KITAMURA[3]

[1]IRID, [2]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, [3]Kyoto University

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

Wed. Sep 5, 2018 4:25 PM - 6:00 PM JST | Wed. Sep 5, 2018 7:25 AM - 9:00 AM UTC | Room M E11 - E Building

[1M14-19] Criticality Safety 2

Chair:Go Chiba(Hokkaido Univ.)

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

[1M14] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris
(45) Accuracy evaluation of virtual neutron capture method in KUCA experiments

*Takeshi Mitsuyasu[1], Yuichi Morimoto[1], Koichi Okada[1], Masanori Akaike[1], Tsuyoshi Misawa[2], Tasunori Kitamura[2] (1. IRID(Hitachi-GE), 2. Kyoro Univ.)

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

[1M15] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris
(46) Criticality benchmark experiment using soluble boron at KUCA.

*YASUHIRO HARADA[1], Makoto Nakano[1], Kazuya Yamaji[1], Tsuyoshi Misawa[2], Yasunori Kitamura[2] (1. IRID(MHI), 2. Kyoto Univercity)

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

[1M16] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris
(47)Measurement of nuclear reactivity of insoluble absorber by using KUCA test facility

*Yuta Shindo[1,2], Kazuya Ishii[1,3], Tsuyoshi Misawa[4], Yasunori Kitamura[4] (1. International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 2. Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, 3. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd, 4. Kyoto University)

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

[1M17] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris
(48)Effect of insoluble neutron absorbers on pH of a solution and hydrogen generation

*Ryo Ishibashi[1,3], Kazuya Ishii[1,3], Toshiyuki Fujita[2,3], Yuta Shindo[2,3], Yuuichi Morimoto[1,3] (1. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., 2. Toshiba Energy Systems & Solutions, Co, 3. International Research Institute for Nuclear Decommissioning)

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

[1M18] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris
(49)Viscosity and applicability evaluation of water grass based neutron absorber

*Shohei Kawano[1], Yuta Shindo[1], Tetsuji Kaneko[1] (1. Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation)

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

[1M19] Development of the insoluble neutron absorbers using self-assembled surfactant aggregates(2)

*Noriaki Ushio[1], Kouji Koyanagi[1], Hiroyuki Terazaki[1] (1. Kao Corporation)

5:55 PM - 6:00 PM JST | 8:55 AM - 9:00 AM UTC

Time reserved for Chair

燃料デブリの臨界管理技術の開発
（45）KUCA 試験における仮想中性子捕獲法の精度評価

Criticality Control Technique Development for Fukushima Daiichi Fuel Debris

(45) Accuracy Evaluation of Virtual Neutron Capture Method in KUCA Experiments

*光安　岳[1,2]，森本　裕一[1,2]，岡田　耕一[1,2]，赤池　正則[1,2]，三澤　毅[3]，北村　康則[3]

[1]IRID　[2]日立 GE　[3]京都大学

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精度について検討した。京都大学臨界集合体実験装置（KUCA）試験で得られた検出器出力から未臨界度を評価した。その結果，中性子増倍率 0.7 において最大誤差は 4.3%dk であり，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

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 臨界試験におけ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中性子増倍率を推定する手法である[1]。

3. KUCA 試験体系

実効増倍率 0.7～0.95 となる炉心体系を燃料とポリエチレンの装荷比率の異なる 3 つの燃料集合体(減速過多，減速不足，最適減速)それぞれを用いて構成した。図 1 に実効増倍率 0.95，最適減速燃料の試験体系を示す。本研究では検出器 1 の検出器出力を用いて，中性子増倍率の予測精度を評価した。

	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21
た	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2
れ	2	8	2	2	2	2	2	9	2	2	2
そ	2	2	2	21	21	21	2	2	2	2	2
つ	2	9	21	21	21	21	21	6	3	10	2
ね	2	15	21	21	21	21	21	14	2	2	2
な	2	2	7	21	21	21	9	2	2	2	2
ら	2	2	2	11	11	11	2	2	2	2	2
む	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2
う	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2

ID	説明
21	燃料体(最適減速)
2	ポリエチレン
3	ボイド
6	制御棒①
7	制御棒②
8	制御棒③
9	安全棒①～③
10	AmBe線源
11	検出器A
14	検出器B
15	検出器1

図 1. KUCA 試験体系

4. 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。解析結果を表 1 に示す。中性子増倍率予測精度に関する一次要求は，keff≧0.9 で 1%dk，0.7≦keff<0.9 で 5%dk，keff<0.7 で 10%dk としており，それぞれの範囲の仮想中性子捕獲法の最大誤差は+2.8%dk，+1.8%dk，+4.3%dk であり，本手法は 0.9 未満で要求を満たしている。臨界近接検知システムの運用に関する現在の検討では，0.95 は国際的な未臨界管理基準の上限値，10cm 角のデブリ取り出し時にデブリの落下などで万が一反応度が投入されたときの最大値が 13%dk であり，デブリ取り出しの際には 0.95-0.13=0.82 以下での運用が想定されることから，本手法は 中性子増倍率予測手法として適用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	減速過多	0.952	0.966	+1.5
2	減速過多	0.807	0.825	+1.8
3	減速過多	0.690	0.733	+4.3
4	減速不足	0.932	0.959	+2.8
5	減速不足	0.793	0.806	+1.4
6	減速不足	0.716	0.713	-0.3
7	最適減速	0.778	0.790	+1.1
8	最適減速	0.940	0.955	+1.5

5. 結論

KUCA 臨界試験において仮想中性子捕獲法の中性子増倍率の予測精度を検証した。本手法は中性子増倍率予測精度に関する一次要求を満たし，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。

謝辞　本件は，資源エネルギー庁『平成 27 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 (34)仮想中性子捕獲法による臨界検知」2017 年秋の大会 2G21 (2017)

*Takeshi Mitsuyasu[1,2], Yuichi Morimoto[1,2] , Koichi Okada[1,2], Masanori Akaike[1,2], Tsuyoshi Misawa[3] and Yasunori Kitamura[3]

[1]International Research Institute for Nuclear Decommissioning, [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., [3]Kyoto University

燃料デブリの臨界管理技術の開発
(46)KUCA 試験による溶解性中性子吸収材の核的特性の評価

Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

(46) Criticality benchmark experiment using soluble boron at KUCA

*原田 康弘 [1]，中野 誠 [1]，山路 和也 [1]，三澤 毅 [2]，北村 康則 [2]

[1]IRID(三菱重工)，[2]京都大学

京都大学複合原子力科学研究所（以下、京大複合研）の臨界集合体実験装置を用いて、燃料デブリ取出し時に使用を検討している高濃度五ホウ酸ナトリウム水（以下、ホウ酸水）による臨界防止性能にかかる核的精度確認試験を実施し、計算コードによる臨界計算の 誤差評価（不確定さの評価）を行った。なお、試験には 6,000ppm および 12,000ppm のホウ酸水を使用した。

キーワード：福島第一原子力発電所事故、溶融燃料、デブリ、臨界安全、中性子吸収材

1. 緒言

燃料デブリ取出し時においてホウ酸水を使用して臨界防止を行う場合、これまでの国内外の軽水炉において使用されているホウ素濃度より高いホウ素濃度のホウ酸水が使用される可能性がある。そのため，本研究では京大複合研の臨界集合体実験装置(KUCA)を用いて、高濃度ホウ酸水を用いて核的精度確認試験を実施し、計算コードによる臨界計算の誤差評価（不確定さの評価）を行った結果を報告する。なお、試験では 6,000ppm および 12,000ppm の試料を装荷することによる反応度変化を中性子源増倍法等を用いて測定した。

2. 臨界実験の概要

臨界実験は、KUCA(A 架台)を使用し、図 1 に示す炉心により実施した。溶解性中性子吸収材は図 2 に示すようにアクリル容器に密封封入したうえでアルミ容器に入れ、図 1[れ 14]の位置に装荷した。なおホウ水サンプルの設置位置が炉心高さ方向中央となるように、上下にポリエチレン(PE)を装荷した。試験は、6,000ppm、12,000ppm について実施した。また、別途体系の H/U を変化させた試験も同様に実施した。

	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21
か	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2
よ	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2
た	2	2	2	2	2	F	F	F	2	2	2	2	2
れ	2	2	2	C3	F	A	F	F	F	S	2	2	2
そ	2	2	2	2	F	F	F	F	F	2	2	2	2
つ	2	2	2	S	F	F	F	F	F	C1	2	2	2
ね	2	2	2	2	F	F	16	F	F	2	2	2	2
な	2	2	2	2	C2	2	2	2	S	2	2	2	2
ら	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2
む	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2

2 PE反射体　F 燃料体（36セット）
A 吸収材位置　16 燃料体（16セット）
C1 制御棒　C2 制御棒　C3 制御棒
S 安全棒

図1 臨界実験体系

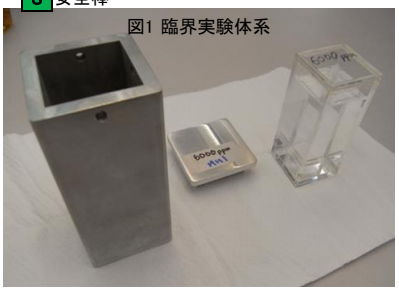


図 2 五ホウ酸ナトリウム水サンプル

3. 計算コードの精度確認結果

モンテカルロ計算コード MVP2.0(JENDL4.0 ライブラリ)を用いて、臨界実験体系をモデル化し、計算コードの精度確認を実施した。再現計算の結果を図 3 に示す。6,000ppm, 12,000ppm のいずれにおいても、実験での測定値との差は小さく、よい一致を確認した。また、ホウ素濃度が上昇することによる誤差傾向に変化がないことが確認できた。

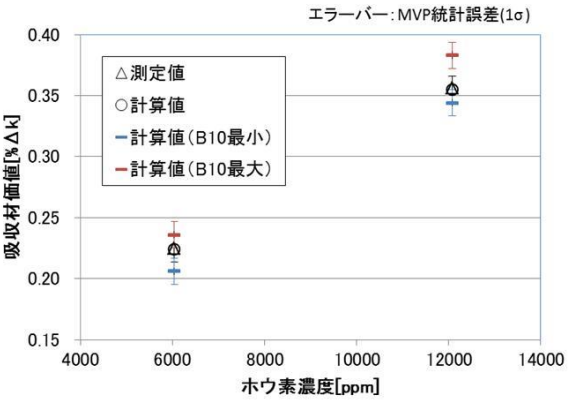


図 3 吸収材価値の測定値と計算値の比較

4. 結論

ホウ素濃度が高濃度となった場合でも計算コードの誤差が既存の臨界実験で得られている誤差と同程度となることを確認した。

謝辞 本件は、資源エネルギー庁『平成 27 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。

*Yasuhiro Harada[1], Makoto Nakano[1], Kazuya Yamaji[1],Tsuyoshi Misawa[2],Yasunori Kitamura[2]

[1]International Research Institute for Nuclear Decommissioning (Mitsubishis Heavy Industries, LTD), [2]Kyoto Univ.

燃料デブリの臨界管理技術の開発

（47）KUCA 試験による非溶解性中性子吸収材の核的特性の評価

Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris
(47) Measurement of nuclear reactivity of insoluble absorber by using KUCA test facility

*進藤　雄太[1,2]，石井　一弥[1,3]，三澤　毅[4]，北村　康則[4]
[1]IRID，[2]東芝エネルギーシステムズ，[3]日立 GE ニュークリア・エナジー，[4]京都大学

福島第一原子力発電所（以下、1F）燃料デブリ取り出し時の再臨界防止用に開発を進めている非溶解性中性子吸収材（以下、吸収材）5 種類について、臨界試験を行い、中性子吸収能力を実証し、計算コードによる予測精度を確認した。

キーワード：非溶解性中性子吸収材、デブリ、核的特性、KUCA

1. 緒言

開発中の吸収材はこれまで使用された実績がないため、中性子吸収能力を実証する必要がある。また、中性子吸収能力を解析で評価する際の不確かさを評価しておく必要がある。このため、京都大学の臨界集合体実験装置（以下、KUCA）を用いて吸収材の反応度価値を測定した。本試験の目的は、燃料デブリ性状の不確かさ（＝中性子エネルギースペクトルの違い）が、吸収材の吸収反応度価値に及ぼす影響確認と、解析手法の検証である。

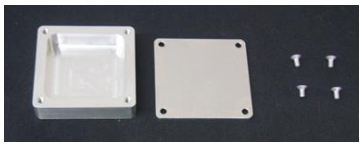


図 1　Al 容器の外観

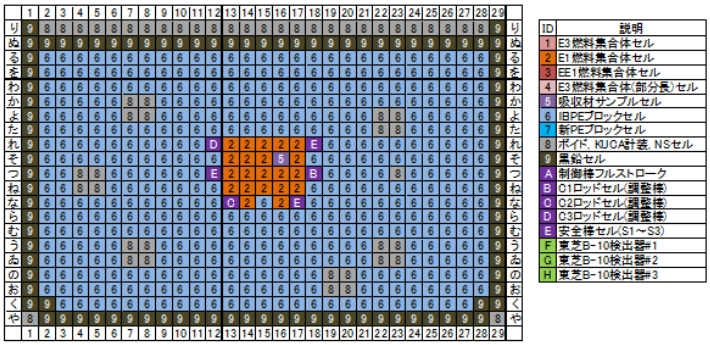


図 2　炉心平面図（最適減速炉心）

2. 試験の方法

核的特性試験用に「Gd_2O_3 粒子」「水中硬化樹脂」「水ガラス」「B_4C 金属焼結材」「B・Gd 入りガラス材」の 5 種類の試験材を作製した。Al 容器(図 1)に各試験材を充填しフタをネジ閉めした。KUCA に吸収材を封入した容器を装荷して、その反応度価値を中性子源増倍法により測定した。中性子スペクトルの異なる 2 種類の炉心状態（最適減速(図 2)、減速過多）を設定した。空容器を炉心に装荷し、3 本の制御棒を調整して未臨界状態の異なる 2 つの基準状態をつくり、中性子計数率を測定した。次に吸収材を封入した容器を炉心に装荷して、中性子計数率の変化を測定し、反応度価値を求めた。

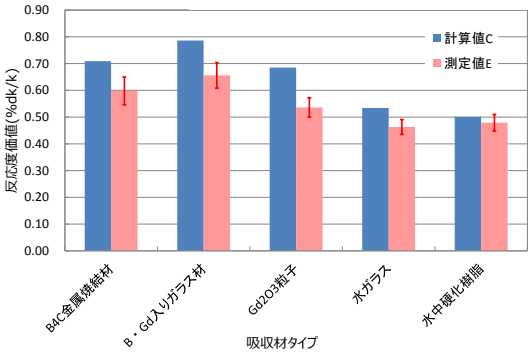


図 3　反応度価値の計算値と測定値の比較（最適減速炉心）

3. 試験の結果

最適減速炉心の反応度価値を MVP コード[1]で計算し、測定値と比較した結果を図 3 に示す。C/E は 1.05~1.28 であった。水ガラス等は 3σ の範囲内で計算値と測定値が一致したが Gd_2O_3 粒子は 3σ の範囲内で一致しなかった。Gd の粒径が大きく（数百 μm）、容器内の配置を厳密に模擬できないことが差異の原因と考えられる。いずれの吸収材も計算値は測定値より高めとなった。減速過多炉心の C/E は 1.07~1.36 であり最適減速炉心と比較するとやや高めであるが、同様の傾向であった。

4. 結論

①新規開発した吸収材の中性子吸収能力が実証された、②吸収材の反応度価値について計算コードによる予測精度を確認できた。デブリに適用する際には、C/E を考慮して余裕のある量を投入すれば良いと考えられる。

謝辞　本件は、資源エネルギー庁『平成 27 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] Y. Nagaya, et al., JAERI 1348(2005)

* Yuta Shindo[1,2], Kazuya Ishii[1,3], Tsuyoshi Misawa[4] and Yasunori Kitamura[4]　[1]IRID, [2]Toshiba Energy Systems & Solutions, [3]Hitachi-GE Nuclear Energy, [4]Kyoto University

燃料デブリの臨界管理技術の開発
（48）溶液 pH および水素発生に及ぼす非溶解性中性子吸収材の影響

Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

(48) Effect on Insoluble Neutron Absorbers on pH of a Sloution and Hydrogen Generation

*石橋 良[1,2]，石井 一弥[1,2]，藤田 敏之[1,3]，進藤 雄太[1,3]，森本 裕一[1,2]

[1] IRID，[2] 日立 GE，[3] 東芝エネルギーシステムズ

福島第一原子力発電所(1F)-1/2/3 号機での燃料デブリ取り出し時における臨界管理技術の一つとして、非溶解性中性子吸収材を用いた臨界防止技術を開発しており、副次的影響を検討した結果を報告する。

キーワード：福島第一原子力発電所事故，燃料デブリ，中性子吸収材，臨界防止，ガンマ線照射

1. 緒言

1F-1/2/3 号機の燃料デブリを安全に取り出すため、炉内作業時の臨界管理技術としてほう素（B）、ガドリニウム（Gd）等の熱中性子吸収断面積の大きな元素を含んだ非溶解性の固体、固化体または粘性体（非溶解性中性子吸収材）を用いた臨界防止技術を検討している [1)]。燃料デブリ取り出し作業後、燃料デブリとともに回収された非溶解性中性子吸収材は数十年ほどの長期間の照射環境に晒される可能性があることから、収納・貯蔵工程における非溶解性中性子吸収材適用による副次的影響の評価が早急の課題である。本研究は、長期間の放射線照射に伴う非溶解性中性子吸収材の副次的影響を評価することを目的とする。

2. 検討方法

非溶解性中性子吸収材候補に対して長期間のガンマ線照射試験を実施し、放射線照射に伴う副次的影響として、1)溶出による構造材腐食等に及ぼす影響、2)水素発生に及ぼす影響を評価した。1)は気中ガンマ線照射材の溶出試験および水中ガンマ線照射試験での試験水水質変化から推定し、2)は水中ガンマ線照射試験によりみかけの水素発生 G 値から推定した。評価した候補材は、B_4C 金属焼結材、B・Gd 入ガラス材、Gd_2O_3 粒子、水ガラス/ Gd_2O_3 造粒粉材、水中硬化樹脂/ Gd_2O_3 造粒粉材である。気中ガンマ線照射試験は、線量率 10 kGy/h で最大 3603 h 実施した。溶出試験では、比液量 40 ml/cm^2 で 80℃の 200 倍希釈人工海水中に試験片を 72 h 浸漬した。水中ガンマ線照射試験では、比液量 40 ml/cm^2 で 500 ml の 200 倍希釈人工海水中に試験片を浸漬し，内部を窒素ガスで満たして密閉した内容積 1000 ml の容器を照射した。事前に測定した試験片位置での線量率は 6～9 kGy/h であり、最大で照射量 11 MGy まで照射した。

3. 結果と考察

3-1. 水質変化

気中ガンマ線照射材の溶出試験液は、水ガラス/Gd_2O_3 造粒粉材では照射量にかかわらず強アルカリ性(pH12)を示し、水中硬化樹脂/Gd_2O_3 造粒粉材では照射量 7.2 MGy 以上になると中性域(pH5～9)から酸性(pH4)に移行したが、他の候補材では中性域(pH5～9)にあった。水中ガンマ線照射試験では、窒素ガスと水との反応により試験水中の硝酸イオン濃度の増加がみられた。試験片のない場合では pH が低下し照射量 6.5 MGy 以上で試験液は酸性(pH2～3)となった。一方、試験片が存在すると pH の変化は緩和された。収納・貯蔵工程での腐食に及ぼす影響は、対象の構造材料、水量、雰囲気などを考慮する必要があるものの、本検討により候補材それぞれの腐食に及ぼす影響を評価するための知見が得られた。

3-2. 水素発生

ガンマ線が照射されると水の放射線分解により水素分子が発生し、気相に水素ガスとして移行する [2)]。本試験では、試験時間に発生した水素ガス量を測定し、液相中の水素分子と平衡状態にあるとしてみかけの水素発生 G 値を算出した。密閉容器を用いた本試験では、照射量が増加するに従い、発生した水素分子が試験液および気相に蓄積することにより、みかけの水素発生 G 値が低下する傾向がみられた。試験片が存在すると、候補材による程度の違いはあるものの、みかけの水素発生 G 値が試験片のない場合と比べて上昇する傾向にあることがわかった。ただし、引き続きデータの拡充が必要ではあるものの、純水における初期水素発生 G 値 0.45 を超えることはなく、これを上限として管理できる可能性が示された。みかけの水素発生 G 値が上昇する要因として、試験片から溶出した成分が、水の放射線分解により発生した水素が水に戻る反応を抑制したためと推定される。

謝辞 本件は、資源エネルギー庁『平成 27 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。さらに、量子科学技術研究開発機構の施設共用制度に基づき高崎量子応用研究所のガンマ線照射設備を利用して得られた成果の一部である。

参考文献

[1] R. Ishibashi, T. Fujita, K. Ishii, and Y. Harada, Proc. ICAPP 2017, 17279, (2017).

[2] 例えば，室屋裕佐, RADIISOTOPES, 66, 425-435 (2017).

*Ryo Ishibashi[1,2], Kazuya Ishii[1,2], Toshiyuki Fujita[1,3], Yuta Shindo[1,3], and Yuichi Morimoto[1,2]

[1]International Research Institute for Nuclear Decommissioning (IRID), [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., [3] Toshiba Energy Systems & Solutions, Co.

燃料デブリの臨界管理技術の開発

（49）水ガラス系中性子吸収材の粘性及び施工性評価

Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris
(49) Viscosity and applicability evaluation of water grass based neutron absorber

*川野　昌平[1,2]，金子　哲治[1,2]，進藤　雄太[1,2]
[1]IRID，[2]東芝エネルギーシステムズ

福島第一原子力発電所の燃料デブリ取出し時の臨界防止用に、非溶解性中性子吸収材（以下、吸収材）の開発を進めている。水ガラスを主成分として酸化ガドリニウム粒子を混合した吸収材の粘度特性に及ぼす材料成分や温度の影響を把握した。また水中での付着特性に及ぼす防錆剤の影響を評価した。

キーワード：非溶解性中性子吸収材、燃料デブリ、粘性、施工性

1. 緒言

粘性体タイプの吸収材は、遠隔施工装置で搬送された後、水中でデブリ表面に拡がって付着する必要があり、搬送中は粘性が低く、デブリ表面に達した後に粘性が増加し硬化する特性が望ましい。そこで水ガラスが主成分の吸収材を対象に、添加材で硬化時間を調整した試験材料を作製し、粘度の時間変化に及ぼす材料成分や温度の影響を測定した。一方、水中での付着特性を昨年報告したが、格納容器等の構造健全性の観点から水中に防錆剤を投入する可能性があるため、防錆剤を含む水中での付着特性を評価した。

2. 試験方法

材料は水ガラス（ケイ酸ソーダ）と Gd_2O_3、硬化材（セメント）、添加材（第一リン酸ナトリウム）の混合材である。温度を変数として粘度の時間変化を測定し、取得データから材料成分や温度の影響を評価した。さらに、防錆剤を含む水溶液中で SUS304 板に水ガラス系吸収材を流下し、付着面積や厚さを測定した。防錆効果を発現する溶液成分の試験前後の変化を分析した。防錆剤は 4 種類である。①五ホウ酸ナトリウム、②タングステン酸ナトリウム＋五ホウ酸ナトリウム、③リン酸塩系防錆剤（亜鉛／モリブデン酸ナトリウム混合リン酸塩 : ZSMMP）、④リン酸塩系防錆剤（亜鉛／炭酸ナトリウム混合リン酸塩 : ZSCMP）

3. 試験結果

20, 50, 80℃の粘度測定結果を図 1 に示す。粘度は時間とともに増加し、温度とともに粘度増加が早まった。所定粘度に達する時間は温度に対してアレニウス型の式で近似され、各温度での粘度と時間の近似曲線は、実験データと一致した。また、防錆剤環境が付着特性に及ぼす影響を調べた結果，水ガラス系吸収材は 4 種類の防錆剤環境中で SUS304 板上に付着固化することを確認した。試験前後の溶液中の pH 測定結果を図 2 に示す。23kg の水溶液に 45g の吸収材を流下した本条件では試験前後に有意差はなかった。

4. 結論

水ガラスを主体とする吸収材の粘度特性を把握するとともに、防錆剤を含む水溶液中でも水ガラス系吸収材は対象物の表面に付着固化することを確認した。

謝辞　本件は、資源エネルギー庁『平成 27 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。

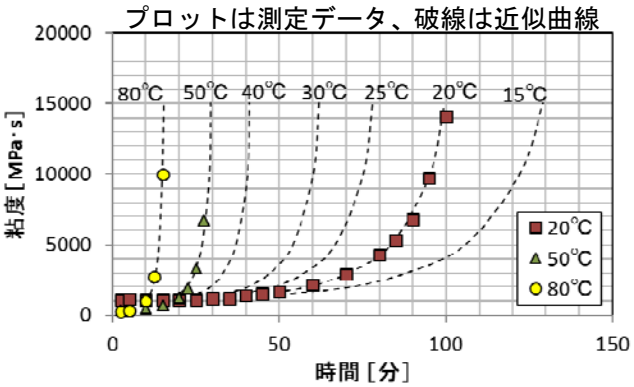


図 1　粘度と時間の温度依存性測定結果および近似曲線
成分比；水ガラス：48%、Gd_2O_3：35%、硬化材：10%、残りは水

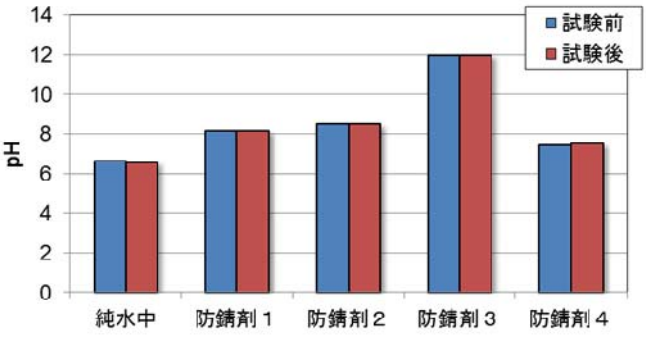


図 2　試験前後の水溶液の分析結果（pH）

* Shohei Kawano[1,2], Tetsuharu Kaneko[1,2], Yuta Shindo[1,2],　[1]IRID, [2]Toshiba Energy Systems & Solutions

界面活性剤自己集合体を用いた非溶解性中性子吸収材の開発（2）

Development of the insoluble neutron absorbers using self-assembled surfactant aggregates(2)

*牛尾 典明[1]，小栁 幸司[1]，寺﨑 博幸[1]

[1]花王株式会社

福島第一原発において安全、かつ迅速に燃料デブリを取り出すことを目的として、非溶解性中性子吸収材を用いた再臨界防止剤の開発を行っている。我々はビスコトップ（ＶＴ）による炭化ホウ素を担持した高粘度流動体が有効であると考え、昨年度、ＶＴを用いた粘性体タイプの非溶解性中性子吸収材の提案を行った。ひも状ミセルを形成する界面活性剤自己集合体であるＶＴは放射線分解が予測される。これまでにＶＴの耐放射線性と高温における溶出耐性の改善を検討し、改良処方を得ている。今回、改良処方の放射線分解物の定量と水中照射試験を実施した。また、デブリ取出し時の施工を模した検討も進めている。

Keywords：Insoluble neutron absorbers，Surfactant，Viscotop，Worm-like micelles

1. 緒言

水溶液中において、界面活性剤は様々な形態の自己集合体を形成する。数多くの自己集合形態の中で、ひも状ミセルは非常に高い粘弾性を有する水に不溶な流動体を形成する。ひも状ミセルは多くの炭化ホウ素粒子を担持する事が出来、またこの流動体は水中で隙間に入り込む事が出来ることから燃料デブリの新しい破断面に展着可能である。これらのことからＶＴは再臨界防止剤として貢献出来るものと考えている。

2. ＶＴの放射線耐性

ＶＴはアルキルアリルスルホネート（アニオン）とアルキルアンモニウム塩（カチオン）とのコンプレックスである。ＶＴは積算照射量100kGy 程度のγ線量であれば問題ないが、高いγ線積算照射量（7200kGy）に曝されるとアニオン、カチオンともに分解する。昨年度、アニオンをサリチル酸に代替することで分解を抑制できることを報告した。今回、分解物の分析を行い、酢酸、ギ酸、シュウ酸、フェノール等を同定・定量した。また、ヒドロキシル化、メチル化されたサリチル酸の存在も示唆された。更に水中照射試験を行ったところ、物性が変化することが分かった。

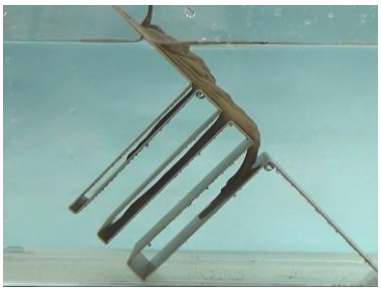


図 1. ビスコトップを用いたスラリーの隙間流動性

3. デブリ取出し時施工を想定した検討

本中性子吸収材は水中で高温に曝される可能性があることから、格納容器の水循環環境を模して水中で本中性子吸収材を高温体に接触させた際の影響を検討した。また、デブリ取出し時の機械力を想定して、流動性を有する本中性子吸収材が機械力により水中にどの程度拡散するか検討を行った。

4. 結論

我々はＶＴを改良して燃料デブリの再臨界を防止するための粘性体タイプ非溶解性中性子吸収材を開発した。耐放射線性、高温溶出耐性の改善を行い、放射線分解物の定量を行った。水中照射や施工検討に向けてまだまだ課題は多く残り、更なる改善検討を行っている。本発表では最新知見を紹介する予定である。

謝辞　本研究は量子科学技術研究開発機構の施設共用制度を用いて実施した。

参考文献

[1] 牛尾，小栁，寺﨑，日本原子力学会 2017 年秋の大会予稿集, 3G05, (2017)

---

*Noriaki Ushio[1],Kouji Koyanagi[1] and Hiroyuki Terazaki[1]

[1]Kao Corporation

Oral presentation | VI. Fusion Energy Engineering：601-1 Plasma Technology, including Inertial Confinement Fusion / 601-4 Reactor Component Technology, First Wall, Divertor, Magnet

Wed. Sep 5, 2018 10:00 AM - 11:55 AM JST | Wed. Sep 5, 2018 1:00 AM - 2:55 AM UTC | Room N D23 -D Building

[1N01-07] Engineering and Design for Nuclear Fusion (Heat and Mass-transfer Characteristic, Engineering Design)

Chair:Teppei Otsuka(Kindai Univ.)

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

[1N01] Spatial Distribution of Ion Generation in a Linear-type Inertial Electrostatic Confinement Fusion Device

*Tomonobu Itagaki[1], Jun Hasegawa[1], Shinnosuke Tabata[1], Eiki Hotta[1], Kei Takakura[1] (1. Tokyo Institute of Technology)

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

[1N02] Design against Cavitation in a Downstream Conduit of the Liquid Lithium Target for IFMIF

*ChangHo Park[1], Hiroo Kondo[1], Makoto Oyaizu[1], Yasushi Hirakawa[2], Tomohiro Furukawa[2] (1. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology, 2. Japan Atomic Energy Agency)

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

[1N03] Emissivity measurement on lithium-lead droplet while falling in vacuum

*Fumito Okino[1], Keisuke Mukai[1], Juro Yagi[1], Satoshi Konishi[1] (1. I.A.E. Kyoto-U.)

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

[1N04] Plasma-driven hydrogen isotope permeation in tungste deposition layer

*Daisuke Mori[1], Kazunari Katayama[1], Satoshi Fukada[1] (1. Kyushu Univ.)

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

[1N05] Development of tungsten laminated composite for suppresion of low-temperature brittleness

*Takefumi Hazama[1], Shuhei Nogami[1], Hiroyuki Noto[2], Takuya Nagasaka[2], Takeshi Miyazawa[1], Akira Hasegawa[1] (1. Tohoku University, 2. National Institute for Fusion Science)

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

[1N06] Evaluation on structural integrity of cylindrical blanket structure under load conditions of ITER

*Wenhai Guan[1], Hyoseong Gwon[1], Hisashi Tanigawa[1], Takanori Hirose[1], Yoshinori Kawamura[1] (1. QST)

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

[1N07] A fast discharge scheme of toroidal field coils for a fusion demo reactor

*yasuyuki Itoh[1], Hiroyasu Utoh[2,3], Yoshiteru Sakamoto[2,3], Ryoji Hiwatari[2,3] (1. Fukui University of Technology, 2. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology, 3. Joint Special Design Team for Fusion DEMO)

11:45 AM - 11:55 AM JST | 2:45 AM - 2:55 AM UTC

Time reserved for Chair

直線型慣性静電閉じ込め核融合装置におけるイオンの生成分布

Spatial Distribution of Ion Generation in a Linear-type Inertial Electrostatic Confinement Fusion Device

*板垣 智信[1]，長谷川 純[1]，田端 真之介[1]，堀田 栄喜[1]，高倉 啓[1]
[1]東京工業大学

コンパクト中性子源への応用を目指し，冷却に有利な直線型慣性静電閉じ込め核融合(IECF)装置を開発している．装置内部の粒子速度分布と初期イオン生成分布を分光測定およびモンテカルロシミュレーションにより解析した．

キーワード：慣性静電閉じ込め核融合，中性子源，分光測定，放電プラズマ

1. 緒言

慣性静電閉じ込め核融合(IECF: Inertial Electrostatic Confinement Fusion)では，希薄な重水素ガス(~1 Pa)を充填した真空容器内部に高電圧(~100 kV)の陰極および接地電位の陽極を配置し，グロー放電により生成した重水素イオンを静電界により加速・収束させて核融合反応を起こす．装置構成が単純で比較的小型で取り回しの良い中性子源として地雷探査[1]などへの応用が期待されている．

2. 円筒直線型 IECF 装置

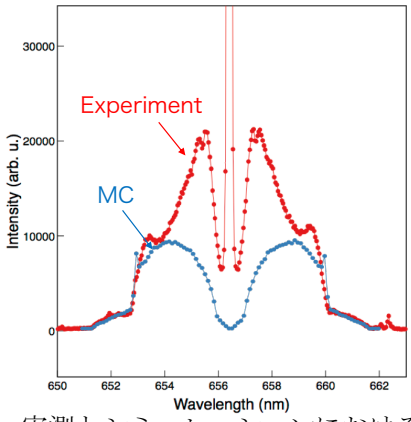
放電電極の冷却は IECF 装置の課題である．我々は直線的な電極配置を持つ IECF 装置を開発した．装置全体は円筒形状で，両端に接地陽極，中央に中空陰極が配置され，分光測定のため壁面にガラス管が用いられている．この構造により全ての電極を接触伝熱により効率的に冷却できるのが特徴である．

3. 分光測定によるイオン速度の分析

IECF 装置内では静電界で加速されたイオンと中性背景ガス分子との荷電交換反応により高速の中性粒子が生成される．高速中性粒子が放射する光の波長は，粒子速度に応じてドップラーシフトすることを利用し，軽水素放電時のバルマー α 線（中心波長 656.3 nm）の発光スペクトルを観測することで，核融合反応に寄与しうる高速粒子の速度分布を分析した．

4. モンテカルロ・シミュレーションによる分析

分光測定と並行して，一次元モンテカルロ（MC）計算により高速粒子の速度分布を解析した．MC 計算では，イオンの初期生成分布を任意に与えることができるので，様々な初期条件のもとで粒子速度分布を求めた．



実測とシミュレーションにおける典型的な Hα スペクトル
(軽水素, 30 kV, 0.57 Pa)

5. 実験結果および解析結果

典型的な分光測定および MC 計算の結果を示す．MC 計算では，初期イオンを空間的に一様に生成した．ドップラーシフトの小さい領域で相対的に大きな発光が観測され，MC 計算の結果と大きな違いが見られた．この結果は，イオン生成領域が加速ポテンシャルの低い陰極側に偏っていることを示唆している．講演ではより詳細な分析により，直線型 IECF 装置中での初期イオン生成分布について議論する．

参考文献

[1] K. Yoshikawa et al. “Research and development of a compact discharge-driven D–D fusion neutron source for explosive detection”, Nucl. Instr. and Meth. in Phys. Res. B 261 (2007) pp.299–302

---

*Tomonobu Itagaki[1], Jun Hasegawa[1], Shinnosuke Tabata[1], Eiki Hotta[1] and Kei Takakura[1]
[1]Tokyo Institute of Technology.

IFMIF の液体リチウムターゲットの下流配管での キャビテーション現象に対する設計検討

Design and Countermeasures against Cavitation in a Downstream Conduit of the Liquid Lithium Target for IFMIF

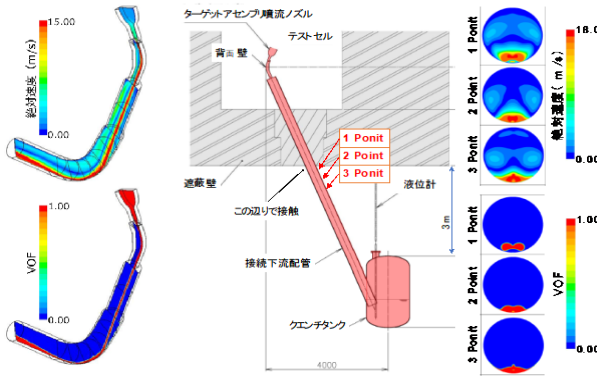
*朴 昶虎[1]，近藤 浩夫[1]，小柳津 誠[1]，平川 康[2]，古川 智弘[2]
[1]量子科学技術研究開発機構，[2]日本原子力研究開発機構

A liquid-lithium (Li) free-surface stream flowing under a high vacuum serves as a Li target. To clarify the cause of this acoustic noise in the downstream conduit of Li target assembly of ELTL, we found the method to determine this conflict (initial arrival) location was formulated. To examine the detailed location of the cavitation-like acoustic noise, the change of initial arrival position in the downstream conduit according to the velocity of Li target was calculated by the flow analysis, and the design and countermeasures against this type of cavitation were discussed.

Keywords: IFMIF, Liquid lithium target, Cavitation

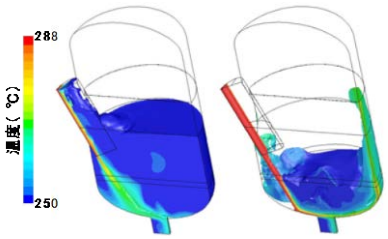
【序論】 高真空下で流動する液体リチウム(Li)自由表面類は、IFMIF/EVEDAプロジェクトのLiターゲットシステムに対する日本の主要活動により、Li試験ループ(ELTL)を利用したLiターゲットの下流配管で生じたキャビテーションのような異音放出が報告された。この異音の原因を明確にするため、アコースティックエミッションセンサーを用いて下流曲げ配管の狭い領域での音響放出の特定ができ、この衝突(初期到着)の位置を決定する手法として策定した。間欠的な高周波異音は、キャビテーション気泡の崩壊により構造材料のキャビテーションエロジョンの原因となる。本研究では、キャビテーション現象を防止することを目的として、流動解析によるLiターゲットの速度に対するターゲットの下流配管内の初期到着位置の変化を計算による異音の詳細な位置を特定し、下流配管からターゲットアッセンブリから吐き出される高速リチウム流を安定な流動状態に変換すると共に重陽子ビーム入熱を均一化して主循環系に戻す為のクエンチタンクまでの流動場設計検討を行った。

【設計検討・結論】 既存のL字型下流配管(図1a)ではLiターゲットの下流配管内面に当たる角度が高くキャビテーションが生じやすい構造であるため、クエンチタンクまでの下流配管を長直管型(図1b)として設計を見直し、ANSYSを用いてLiターゲットからクエンチタンクへの突入方式及びクエンチタンク配置と流動解析・検討を行った。配管内流況解析結果からキャビテーションの恐れはまだ残っているが、接触部を遮蔽の外に出すことで肉厚監視可能にした。又、当該部前後をベローズ配管で繋ぐなど容易に交換可能な構造や2重管構造など防御構造を検討している。クエンチタンクへの突入方式は、二つのケースとして、ケース①の場合(図2a)、クエンチタンク内液面はほとんど乱れなくクエンチタンク上部の真空排気配管と液面計管台への影響が少なかった。又、ケース②の場合(図2b)、接続配管に逆流はしないが、クエンチタンク内液面が大きく乱れてクエンチタンク内液位が少なすぎた。いずれのケースでも、温度が均一化する前にクエンチタンクから流出して周期的な温度変化が生じた。内部構造を設けて、温度均一化を図ったのち、流出させることが必要である。又、クエンチタンクは電気計装品の寿命・メンテナンス・液位計の引抜等を考慮する為に遮蔽から3mの間隔を離して配置した。今後、解析モデルの改良を行ってLiターゲット下の下流配管～クエンチタンク構造を決定していく。



(a)既存 L 字型　　(b)長直管型

図 1 接続配管内での接触(初期到着位置の把握)



(a)ケース①　(b)ケース②

図 2 クエンチタンクへの突入方式

*ChangHo Park[1], Hiroo Kondo[1], Makoto Oyaizu[1], Yasushi Hirakawa[2] and Tomohiro Furukawa[2]
[1]National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology, [2]Japan Atomic Energy Agency

ﾘﾁｳﾑ鉛液滴の真空落下中“ふく射率”測定

Emissivity measurement on lithium-lead droplet while falling in vacuum

*興野　文人[1], 向井　啓祐[1], 八木　重郎[1], 小西　哲之[1]

[1]京都大学　ｴﾈﾙｷﾞｰ理工学研究所

ﾘﾁｳﾑ鉛(PbLi)液滴から熱ｴﾈﾙｷﾞｰを真空下で回収する概念において落下中液滴表面の全半球ふく射率(ε)は熱回収能率を評価する最重要ﾊﾟﾗﾒｰﾀであるが実測値は未報告である。今回試験装置を試作し放射測定法により 0.2~0.3 の値を得た。今後追加実験と理論解析により妥当性を検証する。

キーワード：液体ﾘﾁｳﾑ鉛、PbLi、液滴、真空、熱回収、ふく射率

1. 緒言

液体ﾘﾁｳﾑ鉛(PbLi)液滴から真空落下中に熱ｴﾈﾙｷﾞｰを回収する概念の実現性をｼﾐｭﾚｰｼｮﾝにより検討し平均径 0.17mm の場合 ε が 0.3 程度あれば実用ﾚﾍﾞﾙの回収が可能となる事を演者らは報告している。その成立性は PbLi 液滴のふく射率 ε に大きく依存するが、液体金属の ε に関しては水銀(非酸化状態)での報告があるのみで PbLi に関しては未報告である。金属表面の ε は表面粗度や酸化膜の存在に大きく依存し同一材料に於いても 0.1 から 0.9 近くにまで変化する事が報告されており[1]、新鮮な表面を持つ液体金属では実測が不可欠であるため、その手法を開発し初期的結果について報告する。

2. 測定手法と実測結果

2-1. 落下中液滴の ε 測定手法

Fig. 1 に示す LiPb 液滴製造装置により InfRec 社製赤外線温度計 H-9000 (波長域 2.0μm-5.7μm)を用い容器外より落下中液滴の温度を測定した。ﾁｬﾝﾊﾞｰ内面と校正用熱電対は 400℃でﾍﾞｰｷﾝｸﾞし粗黒体に変色させ使用した。液滴の実態温度はﾉｽﾞﾙ直近に設置した熱電対の温度を利用し観測点までの落下時間は 0.05s 以内として温度変化を 1%以下に抑えた。ﾋﾞｭｰﾎﾟｰﾄはｻﾌｧｲｱ製を使用し測定温度該当波長に対する透過率を確保した。ε は、放射計測には壁面の反射を考慮し、液滴温度 T_1 と壁面温度 T_w より $\varepsilon = (T_i^4 - T_w^4) / (T_1^4 - T_w^4)$ で算出した。

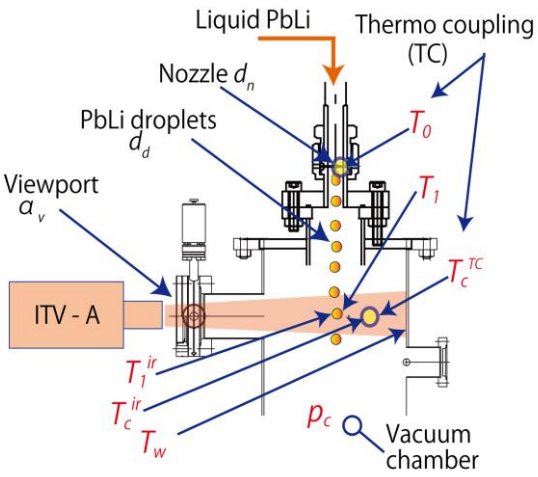


Fig. 1　ε 測定装置概念図
ITV-A は赤外線温度計、T_0, T_1, T_c, T_w は液滴ﾉｽﾞﾙ点、液滴計測点、熱電対、壁面の温度、ir は赤外線表示温度を示す。

2-2. 測定結果と考察

液滴径 0.8mm 温度 400℃で 3 回の測定を実施。結果の一例を Fig. 2 に示す。今回の測定から得られた ε は 0.2~0.3 であった。今後は測定回数の増加、表面性状に対する変動要因を加味した追加測定を実施し信頼性を向上させる。

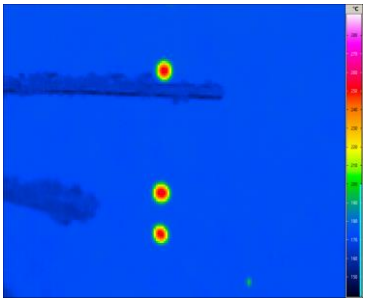


Fig. 2　落下中液滴表面温度計測例
青色は壁面、水平棒は校正用の熱電対
T_1, T_i, T_w = 400,268,185℃　液滴径 0.8mm　ε =0.26

3. 結論

真空中を落下する金属液滴の ε 値の測定に成功した。熱回収法としてのフィジビリティを確証するには熱収支の評価とあわせ信頼性の向上が必要。

本研究は NIFS 一般共同研究(NIFS18KEMF115)により実施した。

参考文献

[1] R. Siegel & J.R. Howell, Thermal radiation heat transfer 2nd ed. CH. 5, pp. 122-166.

*Fumito Okino[1], Keisuke Mukai[1], Jyuro Yagi[1] and Satoshi Konishi[1]

[1]Kyoto Univ., Institute of Advanced Energy.

タングステン堆積層におけるプラズマ駆動水素同位体透過挙動

Plasma-driven hydrogen isotope permeation in tungsten deposition layer

*森 大輔[1]，片山 一成[1]，平中 芳樹[1]，深田 智[1]

[1]九州大学

核融合炉内でスパッタリングにより形成される金属堆積層における水素同位体挙動の把握はまだ十分に行われていない。高周波プラズマ装置を用いて水素プラズマスパッタリングによるタングステン堆積層の形成とそれに伴う水素透過挙動を観測したところ、堆積に伴う透過フラックスの減少が確認された。

キーワード：タングステン，スパッタリング，水素透過

1. 緒言

プラズマ対向壁におけるトリチウム挙動の理解は、核融合炉の安全性及び燃料サイクル成立性の観点から重要な課題である。タングステン(W)は、プラズマ対向材料として有望視されており、国内外でトリチウム挙動に関する研究が進められている。本研究グループは、プラズマスパッタリングにより形成される W 堆積層に注目した研究を進めている。これまでに、水素プラズマスパッタリングによる W 堆積層形成過程での水素取込量の評価や、ガス駆動水素透過実験による水素拡散係数、水素溶解度定数の定量を行った。しかし実際のプラズマ対向壁環境では、プラズマ駆動によるトリチウム透過が生じる。そこで本研究では、W 堆積層作製用の高周波スパッタ装置を改良し、W 堆積層形成過程でのプラズマ駆動透過による水素透過フラックスを計測した。

2. 実験

図 1 に実験装置概略図を示す。W 堆積層作製用の高周波プラズマ装置のグラウンド電極側に厚み 20μm の円板状 Ni 基板を設置した。Ni 基板は銅ガスケットと穴あきフランジによって挟み、穴あき部分から W スパッタターゲットが見通せる構造となっている。なお、ターゲットと Ni 基板の距離は可変である。Ni 基板設置後、ターボ分子ポンプによりプラズマ側及び透過側の真空排気を行い十分に排気ができたのちにプラズマ側にマスフローコントローラーを介して水素ガスを導入しガス圧を調整した。その後高周波電極に電力を印加してプラズマを点火した。Ni 基板及び W 堆積層を透過した水素は、四重極質量分析計を用いて測定した。Ni 基板温度は下部から挿入した熱電対により測定した。

3. 結果・考察

高周波電力 100W、水素圧力 10Pa での観測された水素透過フラックスを図 2 に示す。基板温度は、およそ 100℃であった。プラズマの点火後、比較的速やかに透過水素が観測された。その後、水素透過フラックスは、ピークを示した後、徐々に減少した。はじめは水素の飛程未満の厚さの W 堆積層が入射側への拡散抵抗として働くため高いフラックスを示し、厚みが増すことで徐々に減少する様子が観測された。Ni 基板の厚み 20μm に対して、実験終了までに形成される W 堆積層の厚みは 1μm よりも小さいと見積もられている。本結果は、わずかな堆積層の形成が水素透過に影響を及ぼすことを示す。今後、印加電力や水素圧力等を変えてデータを取得し、数値解析によって再結合係数等のパラメータの評価を行う予定である。

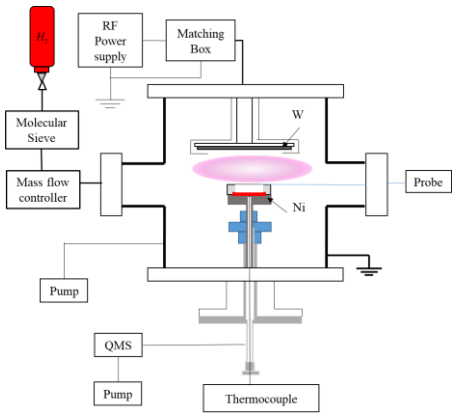


図 1 高周波プラズマスパッタ装置

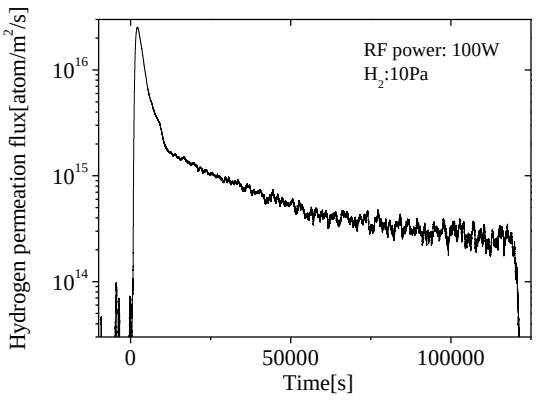


図 2 水素透過フラックス

*Daisuke Mori[1], Kazaunari Katayama[1], Yoshiki Hiranaka[1] and Satoshi Fukada[1]

[1]Kyushu Univ.

低温脆性の改善に向けたタングステン積層複合材料の開発

Development of tungsten laminated composite for suppression of low-temperature brittleness

* 間　偉文[1]，野上 修平[1]，能登 裕之[2]，長坂 琢也[2]，宮澤 健[1]，長谷川 晃[1]

[1]東北大学，[2]核融合科学研究所

タングステン（W）の課題である低温脆性の改善のため、室温で延性を示す純 W フォイルを用いた W フォイル積層複合材料が先行研究において開発された。本発表では、同複合材料の使用上限温度向上を目的とし、再結晶化を抑制したカリウム（K）ドープ W を用いた積層複合材料の開発状況について報告する。

キーワード：ダイバータ，タングステン，低温脆性，延性，積層複合材料

1. 緒言

タングステン（W）は融点、熱伝導率およびスパッタリング耐性などの観点から核融合炉ダイバータの候補材料として期待されているが、W の低温脆性による機器の損傷が懸念されている。強加工した W フォイルは室温でも延性を示すことが報告されているが、構造材料として利用する際には材料の薄さが課題となることがある。これらの課題に対して、室温での延性を有する純 W フォイルを積層し、複合化することで、構造材料としての利用を可能にした純 W フォイル積層複合材料の研究がなされている。一方、強加工した W フォイルでは再結晶が通常の W よりも起こりやすいとされており、再結晶の抑制が課題とされている。本研究では、カリウム（K）を添加し、再結晶を抑制した K ドープ W フォイルを用いることで W 積層複合材料の使用上限温度の向上を目指した K ドープ W フォイル積層複合材料の開発を目的として材料の製作を行い、その特性の評価を行った。

2. 実験方法

供試材は、㈱アライドマテリアル社製の粉末焼結と圧延で製作した厚さ 0.2 mm の K ドープ W 材（以下 KWF）である。初めに、素材の再結晶挙動について調べるため、受入れまま材を真空中で 800℃から 1500℃において 1 時間熱処理を行い、ビッカース硬さを測定した。次に、低温域での延性を調べるため受入れまま材から平行部 5 mm x 1.2 mm x 0.2 mm の引張試験片（SS-J 型）を製作し、室温大気中と 200℃真空中において引張試験を行った。ここでは、引張試験片の長手方向を圧延方向とした。この KWF と、中間材を交互に積層し、一軸加圧、高温保持により接合した。中間材は厚さ 0.05 mm の純バナジウム（V）または、純銅（Cu）を用いて、KWF5 枚と中間材 4 枚からなる積層複合材を得た。積層のための接合条件は、圧力 20 MPa、保持時間 1 時間、接合温度 900℃（KWF/Cu および KWF/V）および 1250℃（KWF/V のみ）で行った。これら積層複合材料の低温域での変形挙動および延性を調べるため、試験片の長手方向を圧延方向として、20 mm x 1.5 mm x 1.2 mm の曲げ試験片を製作し、室温大気中において 4 点曲げ試験を行った。

3. 結果

ビッカース硬さ測定の結果、供試材の KWF は 1350℃以上での熱処理により硬さが大きく低下しており、再結晶していることが示唆された。また、引張試験の結果、室温および 200 ℃において延性が確認された。4 点曲げ試験の結果、900℃で接合した W/Cu 積層複合材料についてはき裂を伴わずに塑性変形し、延性を示した。900℃で接合した W/V 積層複合材料については塑性変形はほとんどせず、試験片の端部からき裂が発生し、接合界面でき裂が偏向することによる擬延性を示した。1250℃で接合した W/V 積層複合材料については塑性変形を示した後、試験片中央付近からき裂が発生し、接合界面でき裂が偏向することにより、両者の中間的な挙動を示した。発表では W の再結晶の挙動と積層複合材の室温での脆化について検討した結果についても報告する。

---

*Takefumi Hazama[1], Shuhei Nogami[1], Hiroyuki Noto[2], Takuya Nagasaka[2], Takeshi Miyazawa[1], Akira Hasegawa[1]

[1]Tohoku Univ., [2]National Institute for Fusion Science.

ITER の負荷条件における円筒型 TBM 筐体の構造健全性評価

Evaluation on structural integrity of cylindrical blanket structure under load conditions of ITER

*管文海[1]，権暁星[1]，谷川尚[1]，廣瀬貴規[1]，河村繕範[1]
[1]量子科学技術研究開発機構

核融合炉ブランケットには熱負荷や冷却材の圧力による高い応力が生じるため、構造体の力学状態を把握した上で構造健全性を確保することが必要である。本研究では、ITER における負荷条件を適用し、量研機構が開発している水冷却固体増殖 TBM の円筒型筐体の構造健全性を評価した。

キーワード：Test Blanket Module, Thermo-mechanical analysis, F82H

1. 緒言

日本は水冷却固体増殖ブランケットの研究開発を進めている。従来検討されてきた箱型ブランケットにおいて内部冷却管の破断を想定し、筐体に耐圧性を持たせる場合には、筐体が肉厚となるためにトリチウム増殖性能が低下することが懸念されている。そこで量研機構は円筒型筐体のブランケットモジュールを開発した。本研究では、構造材料である低放射化フェライトマルテンサイト鋼(F82H)の特性と圧力容器構造規格に基づいて、ITER の負荷条件下での筐体の温度分布および静的力学状態を材料特性に基づく基準値と比較し、円筒型筐体の構造健全性を総合的に評価する。

2. 解析

開発した円筒型 TBM のサブモジュールを図 1 に示す。筐体と内部構造とは中性子増倍材の充填体で仕切られていて直接の相互作用がないことから、筐体のみをモデル化した。解析モデルは円筒形筐体の 1/4 モデルとし、内圧および熱負荷により生じる応力を有限要素解析コード ANSYS による弾完全塑性解析により評価した。設計条件である冷却材圧力 17.2 MPa、温度 343℃を冷却流路に負荷し、中性子壁負荷 0.78 MW/m^2 を考慮して核計算から求めた発熱密度分布を筐体全体に負荷した。表面熱負荷 0.3 MW/m^2 を半球殻に負荷した。対称条件を考慮した拘束条件において評価した応力状態を対象とし、圧力容器構造規格に基づいて構造健全性を評価した。

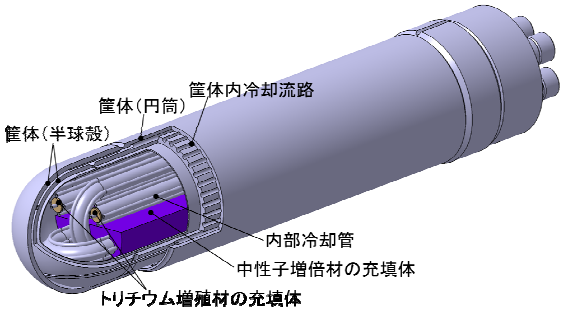


図 1、円筒型 TBM の構造

3. 結果

解析結果の一例として、内圧のみが負荷された半球殻外側のトレスカ応力分布を図 2 に示す。半球殻と円筒の遷移部で最大 230 MPa の応力が確認され、天頂の応力は 116 MPa であった。天頂部には最も高い熱負荷が与えられることから、繰返し荷重を含む構造健全性を検討する必要がある。講演では、熱負荷や繰返し負荷の解析結果に併せて、設計疲労曲線を含む材料特性に基づく基準値と比較し、考察した成果を報告する。

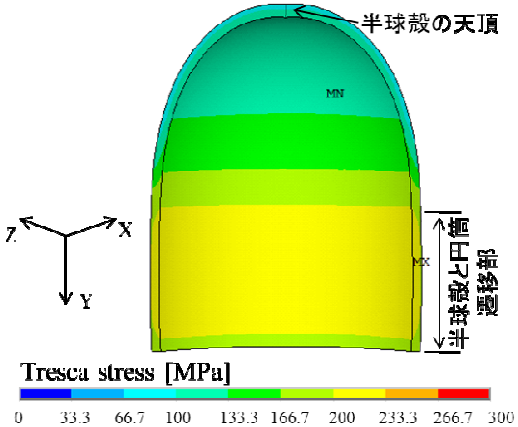


図 2、半球胴のトレスカ応力分布

*Wenhai Guan[1], Hyoseong Gwon[1], Hisashi Tanigawa[1], Takanori Hirose[1] and Yoshinori Kawamura[1]
[1]National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology

核融合原型炉トロイダル磁場コイルの高速放電スキーム

A Fast Discharge Scheme of Toroidal Field Coils for a Fusion Demo Reactor

*伊藤 保之[1]，宇藤 裕康[2,3]，坂本 宜照[2,3]，日渡 良爾[2,3]

[1]福井工大，[2]量研，[3]原型炉設計合同特別チーム

16 本で構成される TF コイルを 2 分割し（8 本×2，偶数番目と奇数番目のコイル群を電気的に分離），異常となった側のみを高速放電することで，放電時間を増大させることなく絶縁電圧の低減化を図る。

キーワード：核融合原型炉，トロイダル磁場コイル，高速放電，絶縁電圧，インダクタンス

1. 緒言

原型炉設計合同特別チームが提示している炉概念において，トロイダル磁場(TF)コイルは，その寸法が ITER の 1.5 倍程度になることから，導体電流値を同程度とすればインダクタンスが 3-4 倍程度にまで増大する。このためクエンチ等の異常時に ITER と同様の放電スキーム[1]や放電時定数を採用して高速放電を行おうとすると，巻線間絶縁電圧 v_T の大幅増大が不可避となり，TF コイルの信頼性を大きく損なうことになりうる。本報ではこの問題を回避すべく絶縁電圧の増大が抑えられる高速放電スキームを提案する。

2. TF コイル放電スキーム

2 分割した TF コイルの導体本数 N は 1/2 になるので，その自己インダクタンス L が概ね元のコイルの 1/4 になることから，与えられた時定数に対し高速放電時の巻線間電圧(∝L/N)を半減できると期待される。しかしながら，異常となった分割 TF コイル(導体電流値 I_1)のみに抵抗 R_1 を接続して放電させると，磁束が正常コイル側に乗り移ってその導体電流値 I_2 を増大させるため，正常コイルにも抵抗(R_2)を接続して磁束を消費させる必要がある。

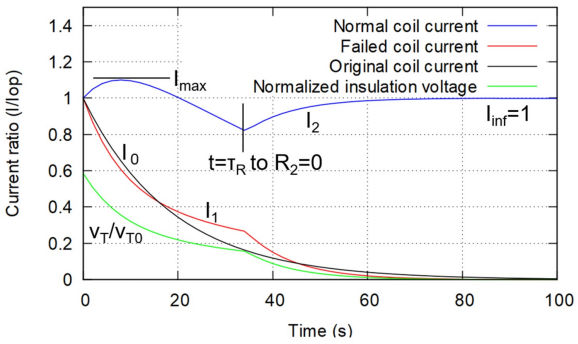


図1 TFコイル放電スキーム
v_{T0}：元コイルの巻線間最大電圧($I_{OP}R_0/N$)

図 1 に放電スキームを示す。ここで I_0 を分割しない TF コイルの放電電流値とする。放電抵抗を $R_1>R_2$ として放電させると，正常コイルの電流値 I_2 は一度増大してから減衰を開始する。異常コイルの磁束を効果的に吸収させるため一定の時間 τ_R を経て，再び R_2 を 0 とし最終的に I_2 が運転電流値 I_{0P} に収まるようにする。本システムのパラメータ(R_1, R_2, τ_R)は，①I_2 を与えられた許容電流値 I_{max} 内とする，②$I_2(t\to\infty)=I_{0P}$，③$I_1^2(t)$ と $I_0^2(t)$ の時間積分値(∝導体総発熱量)を等しくする，を条件にして定める。

3. 結論

本放電スキームの採用により、I_{max}/I_{op}~1.1 に対して巻線間絶縁電圧 v_T を 60%程度に抑えられることが判った(図 1)。正常コイルの許容電流値は PF コイル磁場が発生させる転倒力を考慮して定める必要がある。

参考文献

[1] ITER DDD 11, Magnet, 2.4 Fault and Safety Analysis, Annex 6a, N 11 DDD 175 01-07-13 R 0.1

*Yasuyuki Itoh[1], Hiroyasu Utoh[2,3], Yoshiteru Sakamoto[2,3], Ryoji Hiwatari[2,3]

[1]Fukui University of Technology, [2]National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology, [3]Joint Special Design Team for Fusion DEMO

Oral presentation | VI. Fusion Energy Engineering：601-3 Tritium Science and Technology (Fuel Recovery and Refining, Measurement, Iisotope Effect, Safe Handling)

Wed. Sep 5, 2018 2:45 PM - 3:35 PM JST | Wed. Sep 5, 2018 5:45 AM - 6:35 AM UTC | Room N D23 - D Building

[1N08-10] Tritium Engineering (Detritiation and Recovery Process)

Chair:Yoshimi Kasugai(JAEA)

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

[1N08] Evaluation of production of tritiated methane in catalytic reactor of detritiation system

*Yuki Edao[1], Hiroo Asahara[1], Katsumi Sato[1], Yasunori Iwai[1] (1. QST)

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

[1N09] Study on detritiation efficiency of atmospheric detritiation system in an event of fire at fusion facility

*Yasunori IWAI[1], Yuki EDAO[1] (1. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology)

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

[1N10] Recovery of tritium in liquid blanket from counter-current liquid-gas flow

*Satoshi Fukada[1], Kinjyo Mao[1], Nishikawa Terunori[1], Katayama Kadzunari[1], Makoto Oya[1] (1. Kyushu University)

3:30 PM - 3:35 PM JST | 6:30 AM - 6:35 AM UTC

Time reserved for Chair

トリチウム除去系の触媒塔におけるトリチウム化メタン生成評価

Evaluation of production of tritiated methane in catalytic reactor of detritiation system

*枝尾 祐希[1]，浅原 浩雄[1]，佐藤 克美[1]，岩井 保則[1]
[1]量研機構

異常時用トリチウム除去系の触媒塔システム設計検討のために必要な情報として、火災時に発生するメタンとトリチウムが触媒塔内で反応して生じるトリチウム化メタンの生成挙動を調べた。

キーワード：核融合，トリチウム除去系，触媒塔，トリチウム酸化，トリチウム化メタン生成

1. 緒言

ITER のトリチウム除去系(DS)は、火災等の異常時においても確実にトリチウムを除去する必要がある。異常時用 DS におけるトリチウム酸化触媒塔は、トリチウムを室温で酸化可能な室温触媒塔と 200℃の低温触媒塔の 2 連の触媒塔で構成される。火災時のメタン発生とトリチウム漏洩が同時に発生した場合、DS の触媒塔内でトリチウムを処理する過程において、触媒塔内でメタンとトリチウムが反応し、トリチウム化メタンが生成する。トリチウム化メタンの生成量によっては、異常時用 DS の触媒塔の設計においてトリチウム化メタン酸化用の 500℃の高温触媒塔が必要となる。本研究では、触媒塔におけるトリチウム化メタンの生成挙動を実験により調べた。

2. 実験

触媒塔におけるトリチウム化メタンの生成量を評価するために循環処理型の実験装置を整備した。メタンガス濃度が 0.5%になるように調整した 12m^3 の気密容器内に約 0.5GBq のトリチウムを放出し、1L の白金触媒を充填した触媒塔に 1.3Nm^3/h の処理流量で約 30 時間循環させた。気密容器内のトリチウム濃度とトリチウム化メタン濃度を測定し、触媒塔におけるトリチウム化メタンの生成量を評価した。

3. 結果・考察

図 1 に触媒温度 200℃におけるトリチウム濃度及びトリチウム化メタン濃度の経時変化を示す。トリチウム濃度は気密容器の容積と処理流量から導出される理論的な除去挙動に従って低下することが確認できた。触媒塔で生成するトリチウム化メタンは気密容器内に蓄積するが、トリチウム化メタン濃度はトリチウム濃度に比べて十分に小さく、トリチウム化メタンの生成速度が極めて遅いことがわかった。約 30h の循環運転でトリチウム化メタン濃度は蓄積により上昇したが、実際の異常時用 DS はワンススルーで稼働することから、異常時用 DS の設計ではトリチウム化メタンを処理するための高温の触媒塔を追加する必要がないことを明らかにした。

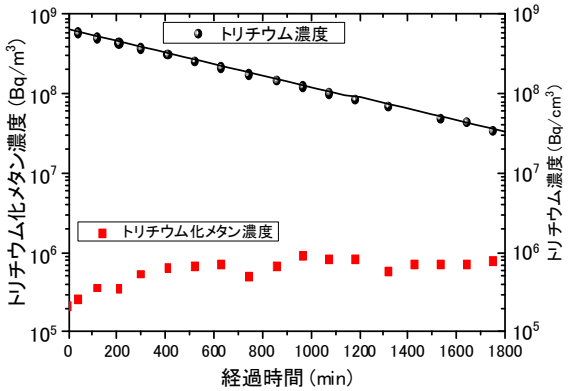


図 1 気密容器内のトリチウム濃度及びトリチウム化メタン濃度の経時変化

*Yuki Edao[1], Hiroo Asahara[1], Katsumi Sato[1], and Yasunori Iwai[1]
[1]QST

核融合施設火災時のトリチウム除去システムの性能確保に関する研究

Study on detritiation efficiency of atmospheric detritiation system in an event of fire at fusion facility

*岩井保則，枝尾祐希
量子科学技術研究開発機構

大量の放射性物質トリチウムを燃料として取り扱う核融合炉施設では放射性物質の環境への漏洩を防ぐトリチウム除去システムの性能維持が重要となる。施設火災時においてもトリチウム除去システムの除去性能の確実な維持が求められ、性能維持に向けた検討結果を報告し、現状の技術的課題を概説する。

キーワード：トリチウム，トリチウム除去システム，触媒酸化塔，火災，安全性

1. 緒言

核融合炉施設の公衆受容を図るためには、火災や商用電力喪失などの施設で発生する可能性がある異常事象を十分考慮したトリチウム閉じ込め・除去システムの設計を行い、核融合安全システムの技術的信頼性を確保しなければならない。トリチウム漏洩を伴う異常事象発生時は閉じ込め区画内のトリチウムを除去するためにトリチウム除去システムが設けられる。トリチウム除去システムはトリチウムを酸化させトリチウム水蒸気とする触媒酸化塔とトリチウム水蒸気の除去装置から構成される。核融合施設で火災が発生した場合、メタン、エチレン、プロピレン、ベンゼンなどの炭化水素ガスが電気ケーブルの燃焼生成ガスとして生成する。トリチウム除去システムは炭化水素ガスが含まれるトリチウム含有ガスを処理しなければならない。炭化水素を含むトリチウムガスの処理には特別の設計上の配慮が必要となる。

2. 結果・考察

トリチウム除去システムの触媒酸化塔は以下の二点につき、設計上留意する必要が生じる。

1）触媒層内で炭化水素の燃焼反応により生じる反応熱による触媒層の急激な温度上昇、

2）トリチウム酸化の副反応として触媒層内で生じるトリチウムと炭化水素の反応によるトリチウム化炭化水素の生成。

3）火災時に燃焼により生じる水蒸気による触媒活性の低下

1）については触媒層内の急激な温度上昇による触媒塔の機械的健全性への影響やトリチウムの透過率の上昇、また触媒塔下流機器への影響など踏まえて、触媒層内の急激な温度上昇を抑制する必要がある。2）についてはトリチウム化炭化水素の生成という副反応により、トリチウム酸化という主反応が阻害されるため、副反応は抑制する必要がある。トリチウム化炭化水素の主な生成メカニズムは水素化であり、水素同位体交換によるトリチウム化炭化水素の生成は遅い。したがって、炭化水素の中では水素化反応によって容易にトリチウム化されるエチレンとプロピレンに特に注意を払わなければならない。

核融合施設火災時にトリチウム除去システムの触媒酸化塔に生じる上記の 1）と 2）の技術的問題点を解決する方法として、室温触媒酸化塔におけるエチレンとプロピレンの酸化処理技術の開発を要する。3）の影響を考慮し、エチレンとプロピレンの酸化処理に用いる室温触媒酸化塔向けの疎水性白金触媒を開発している。エチレンとプロピレンの酸化用の疎水性白金触媒の性能は触媒母材の細孔径、白金粒子径等に大きく影響されることを見出した。

*Yasunori Iwai, Yuki Edao

National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology

気液向流充填層によるブランケット液体流からのトリチウム回収

Recovery of tritium from liquid blanket flow by liquid-gas counter-current flows in packed tower

*深田智[1]，金城真生[1]，西川央哲[1]，片山一成[1]，大宅諒[1]

[1]九州大学

DEMO 炉の Li-Pb 液体ブランケットを想定し、発生トリチウムを効率的に連続回収する手段として、ラシヒリング金属充填材を挿入した充填層内に Li-Pb と不活性ガスが向流で流れるシステムを考え、小型実験装置を製作し、水素回収率の Li-Pb 流量、Ar 流量、充填層内の流れの影響について実験的に検討した。

キーワード：液体ブランケット、トリチウム回収、Li-Pb、充填層、流れの分散、物質移動係数

1. 緒言

核融合炉液体ブランケットからトリチウムを効率的に連続回収する手段として気液向流充填層を考え、回収率の流量依存性を求め、効果的に気液接触する条件、DEMO 炉設計に繋がる関係を実験的に検討する。

2. 向流充填層実験

2-1. 実験装置と物質収支

図 1 に装置図を示す。あらかじめ一定水素濃度に設定した Li-Pb 共融合金と不活性ガスを SS304 製ラシヒリング充填槽(充填高さ h)の上下供給口から 400°C 一定温度、一定空塔速度で供給し水素回収率を求めた。

気液向流充填層の定常状態物質収支を考え、Li-Pb 境膜内拡散が律速段階と考えると、充填層塔頂塔底の Li-Pb 中の溶解水素濃度比は $x_{bottom}/x_{top} = exp\left[-hk_La_V/u_{LiPb}\right]$ と表せる。この考えに基づき、Li-Pb 空塔速度(u_{LiPb})一定で、Li-Pb 中の塔頂塔底水素濃度比(x_{bottom}/x_{top})を実験で求め、物質移動容量係数(k_La_V)を求めた。結果、k_La_V が u_{LiPb} に比例する事が分かり、DEMO 炉 Li-Pb の T 回収率の定量評価に繋げられる事が分かった。

2-2. 充填層内の流れ直接観察

気液間の物質移動速度が液流速に比例する原因を探るため、ラシヒリング近くの気液流の流れ状態を可視化し直接観察するための装置を別に製作し、円筒形充填塔の半径方向と軸方向の気液接触状態、液分散状態を求め、k_La_V が u_{LiPb} に比例する原因として接触面積増加と判断した。気液接触を増加させる充填材の可能性が示唆できる。

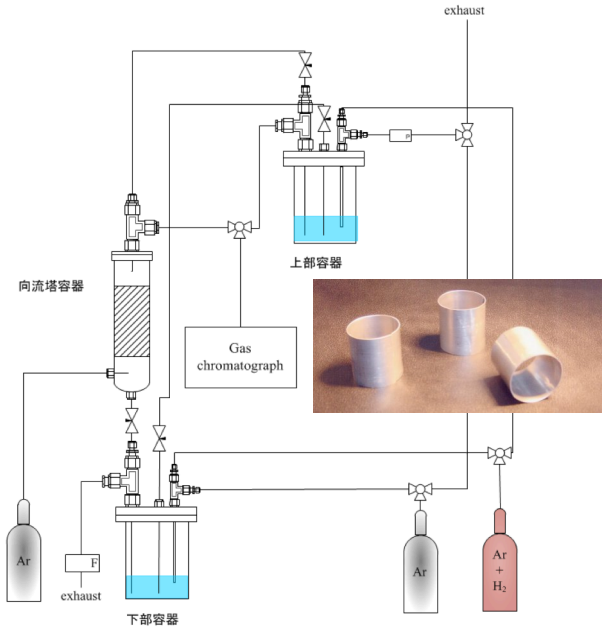


図 1　Li-Pb 向流充填層回収実験装置図

3. 結言

Li-Pb と希ガス直接接触による T 回収装置内の物質移動状態を濃度測定と流れ観察から明らかにした。

*Satoshi Fukada[1], Mao Kinjyo[1], Masanori Nishikawa[1], Kadzunari Katayama[1] and Makoto Oya[1]

[1]Kyushu Univ.

Oral presentation | VI. Fusion Energy Engineering：601-3 Tritium Science and Technology (Fuel Recovery and Refining, Measurement, Iisotope Effect, Safe Handling)

Wed. Sep 5, 2018 3:35 PM - 4:55 PM JST | Wed. Sep 5, 2018 6:35 AM - 7:55 AM UTC | Room N D23 - D Building

[1N11-15] Tritium Engineering (Tritium Release Behavior)

Chair:Takumi Chikada(Shizuoka Univ.)

3:35 PM - 3:50 PM JST | 6:35 AM - 6:50 AM UTC

[1N11] Tritium sorption and desorption behavior on the surface of the Li_2TiO_3 with excess Li

*Haruaki Sakagawa[1], Kazunari Katayama[1], Satoshi Fukada[1], Tsuyoshi Hoshino[2] (1. KYUSHU Univ., 2. QST)

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

[1N12] Tritium desorption behavior from soil immersed in tritiated water

*Kazunari Katayama[1], Daiki Ishii[1], Toshiharu Takeishi[1], Satoshi Fukada[1] (1. Kyushu Univ.)

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

[1N13] Behavior of tritium release from a stainless vessel of the mercury target as a spallation neutron source

*Yoshimi Kasugai[1], Koichi Sato[1], Kazutomo Takahashi[2], Yukihiro Miyamoto[1], Tetsuya Kai[1], Masahide Harada[1], Kasuhiro Haga[1], Hiroshi Takada[1] (1. J-PARC Center, JAEA, 2. J-PARC Center, KEK)

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

[1N14] Hydrogen dissolution and desorption behavior for Y-doped $BaCeO_3$

*Tadahiro Iwasa[1], Kenichi Hashizume[1] (1. Kyushu Univ.)

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

[1N15] Tritiumu release from graphite containing tritium at ambient temperature

*Masanori Hara[1], Masao Matsuyama[1], Kenji Okuno[2] (1. University of Toyama, 2. Shizuoka University)

4:50 PM - 4:55 PM JST | 7:50 AM - 7:55 AM UTC

Time reserved for Chair

Li 添加型 Li_2TiO_3 表面におけるトリチウム捕捉・放出挙動

Tritium sorption and desorption behavior on the surface of the Li_2TiO_3 with excess Li

*坂川 悠明 [1]，片山 一成 [1]，深田 智 [1]，星野 毅 [2]
[1] 九州大学，[2] 量子科学技術研究開発機構

本研究では、QST で開発が進められている Li 添加型 Li_2TiO_3 ペブルの充填層へトリチウム水蒸気を流通させ、電離箱を用いてトリチウム捕捉挙動を観測した。ペブル表面に形成される炭酸リチウムを含む層の有無により、室温でのトリチウム捕捉挙動に違いが生じることがわかった。

キーワード：トリチウム増殖材，トリチウム捕捉

1. 緒言

固体トリチウム増殖材からのトリチウム放出挙動には、グレイン表面での反応が強く寄与することが知られている。グレイン表面には、吸着水や構造水が存在するため、グレインバルク内を拡散したトリチウムの多くは、これら表面水を介して気相へ放出されると考えられる。そのため、増殖材におけるトリチウム挙動特性の把握には、表面水量の評価が重要である。本研究では、原型炉に向けた先進トリチウム増殖材として開発が進められている Li 添加型 $Li_{2+x}TiO_{3+y}$ ペブル[1]を試料として用いた。ペブル製造方法の最適化前と最適化後に製造されたペブル表面の SEM 像を Fig.1 に示す。製造方法の最適化により、炭酸リチウムを含む層の形成が大きく低減され、細孔が明瞭に確認できる。この 2 つのペブルそれぞれの充填層にトリチウム水蒸気含有ガスを流通させ、トリチウム捕捉挙動を比較した。

2. 実験

ここでは、製造方法最適化前のペブルを Pebble211(Li/Ti 比:2.11)、最適化後のペブルを Pebble210(Li/Ti 比:2.10)と呼ぶ。試料約 1.0g を石英反応管に充填し、実験温度で約 1 時間乾燥アルゴンパージを行った。次に、HT 及び H_2 含有 Ar ガスを酸化銅塔に導入して HTO 及び H_2O に変換し、ペブル充填層に導入した。反応管出口のトリチウム濃度は、電離箱で連続計測した。ペブルへのトリチウム捕捉終了後、Ar ガス、H_2 含有ガス、H_2O 含有ガスによりトリチウム脱離を行った。

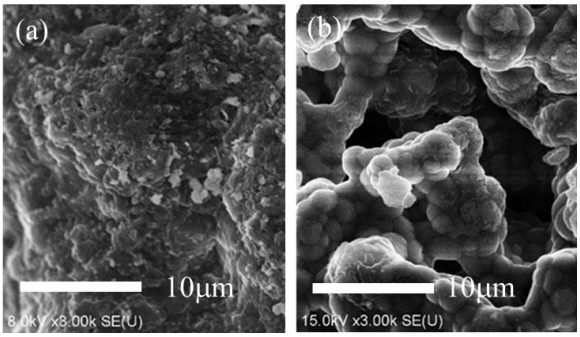


Fig.1 表面 SEM 像 (a)最適化前, (b)最適化後

3. 結果・考察

Fig.2 に充填層出口でのトリチウム濃度変化を示す。一般に表面水量は温度上昇とともに低下することから、300℃よりも室温でのトリチウム捕捉量が多くなる。しかし、Pebble211 では室温よりも 300℃での捕捉量の方が多かった。炭酸リチウムを含む層によりトリチウムのペブル細孔内への浸透が妨げられた結果、室温での捕捉量が小さく見積もられたと考えられる。一方、Pebble210 では、室温での捕捉量は 300℃よりもやや多く、妥当な結果が得られた。試料ガスの HT 比を考慮すると Pebble211 よりも Pebble210 の方がトリチウム表面捕捉容量[mol-T_2O/g]が小さいことがわかった。以上より、最適化された方法で製造されたペブルは、表面水量及び細孔内へのガス成分の移動抵抗が低減されていることが明らかになった。

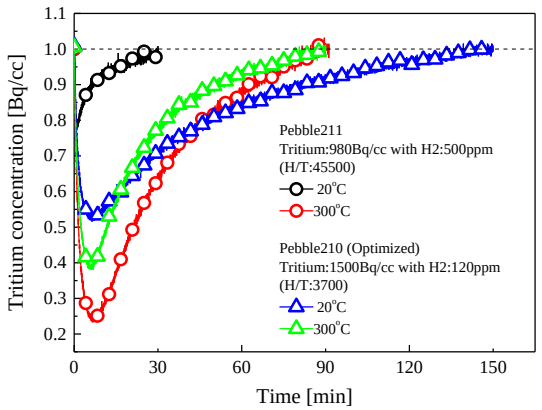


Fig.2 充填層出口でのトリチウム濃度変化

参考文献

[1] T.Hoshino, Fusion Eng. Des., 98-99 (2015) 1788-1791.

*Haruaki Sakagawa[1], Kazunari Katayama[1], Satoshi Fukada[1] and Tsuyoshi Hoshino[2]
[1]Kyushu Univ., [2]QST.

トリチウム水に浸漬した土壌からのトリチウム放出挙動

Tritium desorption behavior from soil immersed in tritiated water

*片山 一成[1]，石井 大貴[1]，竹石 敏治[1]，深田 智[1]
[1]九州大学

トリチウム水に浸漬した天然土壌をアルゴン気流中で室温から1000℃まで加熱して、トリチウム放出挙動を観測した。トリチウム放出挙動は、別途測定した水蒸気放出挙動とおおよそ一致した。また、トリチウムの放出化学形は、主に水蒸気状であることもわかった。

キーワード：トリチウム、土壌、昇温脱離

1. 緒言

水冷却方式の核融合炉発電プラントでは、大量のトリチウム水を取り扱うため、万が一のトリチウム水漏えい事故を想定して、周辺環境におけるトリチウム挙動を把握しておくことが必要である。本研究では、土壌中でのトリチウム挙動の把握を目的として、土壌充填層へのトリチウム水透水実験や、トリチウム水への土壌浸漬実験等を行ってきた。これらの実験を通じて、トリチウム水と接触した土壌には、無視できない量のトリチウムが保持されることが明らかとなった。土壌を構成する粘土鉱物中には、一般に吸着水、層間水、構造水といった水が存在することから、トリチウムはこれら水中の軽水素との同位体交換反応によって保持されているものと推測している。しかしながら、もともと含まれている水と捕捉されたトリチウムとの関係性は明らかにされていない。そこで本研究では、まず天然土壌を室温から1000℃まで加熱し、水分放出挙動を調べた。その後、トリチウム水に浸漬した土壌を同様に加熱し、トリチウム放出挙動と水分放出挙動を比較して、土壌へのトリチウム捕捉・放出機構について考察した。

2. 実験

2-1.水分放出実験

天然土壌を石英管に充填し、アルゴンガスを300cc/minで流通させながら、室温から1000℃まで5℃/minで加熱した。充填層出口ガス中の水分濃度は、水分計で測定した。

2-2.トリチウム放出実験

実験装置概略図を図1に示す。長期間トリチウム水(約300kBq/cc)に浸漬した土壌の一部を石英管に充填し、100cc/minのアルゴン気流中で十分乾燥させた後、1000℃まで5℃/minで加熱した。充填層出口ガス経路には、酸化触媒塔を設置し、その前後にバブラーを配置して、水蒸気状成分(HTO)と水素状及び炭化水素状成分(HTやCH$_3$T等)を弁別して回収した。バブラーは、およそ5分毎に交換し、水中のトリチウム濃度を液体シンチレーションカウンターで測定した。

3. 結果及び考察

図2に、昇温開始後の水分放出挙動とトリチウム放出挙動を比較して示す。水分放出とトリチウム放出のピーク位置はほぼ一致した。このことから、土壌中に捕捉されたトリチウムは、土壌中に存在する水分中に保持され、水分放出に伴って放出されることがわかった。ピーク高さの比は、水分とトリチウムで異なることから、各ピークに対応する捕捉サイトのトリチウム捕捉率には差があることがわかった。なお図に示すように、脱離速度が、脱離可能なトリチウムの濃度の1次に比例すると仮定する数値解析により、トリチウム放出曲線は、4つの放出曲線の合計として再現することができた。また、2つ目のバブラーのトリチウム濃度はほとんど上昇しなかったことからトリチウムは主に水蒸気状で放出されることがわかった。

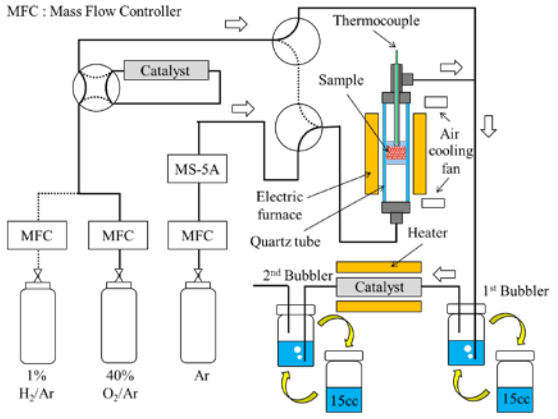


図1 トリチウム放出実験装置概略図

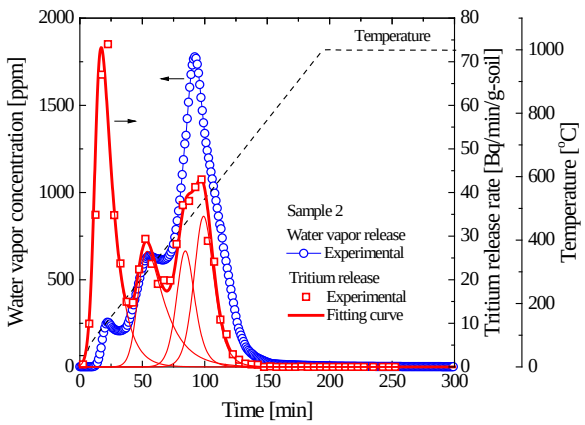


図2 加熱に伴う水分放出とトリチウム放出の比較

*Kazunari Katayama[1], Daiki Ishii[1], Toshiharu Takeishi[1], Satoshi Fukada[1]
[1]Kyushu Univ.

水銀を使った核破砕中性子源ステンレス標的容器からのトリチウム放出挙動

Behavior of tritium release from a stainless vessel of the mercury target as a spallation neutron source

*春日井 好己[1], 佐藤 浩一[1], 高橋 一智[2], 宮本 幸博[1], 甲斐 哲也[1], 原田 正英[1], 羽賀 勝洋[1], 高田 弘[1]

[1]原子力機構, J-PARC, [2]KEK, J-PARC

J-PARC の物質・生命科学実験施設では、水銀を使った核破砕中性子源を運用している。水銀を内包するステンレス製の水銀標的容器は、定期的に交換を行っているが、その際、標的容器等からのトリチウムの放出が観測されている。本件では、その放出挙動と解析結果について報告する。

キーワード：核破砕中性子源，水銀，トリチウム，ステンレス材料

1. 緒言

J-PARC の物質・生命科学実験施設では、水銀を標的とする核破砕中性子源の運用を行っている。図 1 にシステムの概要を示す。水銀を内包する標的容器（ステンレス製）は、放射線損傷等の観点から定期的な交換が必要となる。本件では、標的容器の交換作業時に観測されたトリチウムの放出挙動について報告する。

2. 標的容器交換作業の概要

交換作業の事前準備として、①系内のカバーガス（ヘリウム）をガス処理システムへ回収、②循環系内の水銀をドレンタンクへ移動、さらに③ヘリウムガスによる循環系内浄化（浄化に使ったガスはガス処理システムで回収）を実施した。事前準備の後、一連の交換作業を実施した。標的容器は高汚染・高放射化物であることから、交換作業はホットセル内で、すべて遠隔で実施した。

3. 交換作業時のトリチウム放出

一連の交換作業時に、ホットセル内の放射能濃度測定を実施したところ、トリチウム(HTO)濃度の顕著な上昇が見られた。これは、ビーム運転時に水銀中で核破砕生成物として生成されたトリチウムが標的容器等のステンレス材料に吸蔵され、標的交換作業で循環系が開放された際に、同位体交換によって放出されたものと考えられる。観測されたトリチウムの放出挙動について、上記の観点で解析を行ったところ、測定結果を定量的に説明できることがわかった。

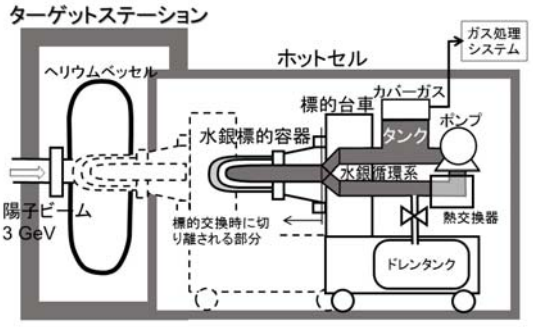


図 1 水銀標的システムの概念図を示す。システムは水銀標的容器、水銀循環系（ポンプ、タンク、熱交換器等）で構成されており、すべてひとつの可動式台車上に載せられている。ビーム運転時、台車は点線の位置にあり、標的容器はヘリウムベッセル内に位置している。標的容器の交換作業を実施する際は、事前に水銀から発生した放射性ガスをガス処理システムで回収した上で、系内の水銀を台車下部のドレンタンクに移送し、循環系内を空にする。台車を後退させ、遠隔操作により、矢印で示す部位を切り離し、新しい容器を装着する。

*Yoshimi Kasugai[1], Koich Sato[1], Kazutoshi Takahashi[2], Yukihiro Miyamoto[1], Tetusya Kai[1], Masahide Harada[1] Katsuhiro Haga[1] and Hiroshi Takada[1]

[1]JAEA J-PARC, [2]KEK J-PARC

Y 添加 $BaCeO_3$ 中の水素溶解放出挙動

Hydrogen dissolution and desorption behavior for Y-doped $BaCeO_3$

*岩佐 匡浩[1], 橋爪 健一[1]
[1] 九州大学

重水素を吸収させた Y 添加 $BaCeO_3$ の昇温脱離分析により重水素溶解量測定を行った。また、測定結果から室温での重水素の拡散係数および重水素溶解量の曝露圧力依存性を評価した。

キーワード：プロトン導電性酸化物、水素、拡散係数

1. 緒言

ペロブスカイト構造(ABO_3)を有する酸化物の一部は、高温領域において良好なプロトン導電性を示すことが知られている。これらのプロトン導電性酸化物は水素を選択的に透過させる機能から、核融合炉における燃料回収分析、精製システムへの応用が検討されている。機能性材料として実用化するためには、材料中の水素挙動を把握することが重要である。本研究では代表的なプロトン導電性酸化物である $BaCe_{0.9}Y_{0.1}O_{3-\alpha}$ を試料とし、重水素または重水雰囲気中で加熱、溶解させた後、昇温脱離分析により重水素溶解量測定を行った。得られたデータから重水素溶解量の圧力依存性を調べた。また、重水素曝露をした試料では室温で試料中の重水素量の放出、減少がみられ、この放出挙動から室温での重水素の拡散係数を評価した。

2. 実験

試料として（株）TYK 製 $BaCe_{0.9}Y_{0.1}O_{3-\alpha}$ 粉末を圧縮成形、1600℃で 5 時間焼結した後、得られた焼結体を短冊状($0.5\times7\times3mm^3$)に切断加工したものを用いた。短冊状試料を 1000℃で 30 分真空加熱し、所定の圧力の重水素(D_2)または重水(D_2O)雰囲気中で 600℃で 3 時間加熱することで重水素を吸収させた。試料を室温大気中で一定時間保管した後、昇温条件 1℃/s で昇温脱離分析を行い重水素溶解量を測定した。

3. 結果

図 1 に室温大気中での保管時間による残存重水素量の変化を示す。D_2O 曝露によって溶解した重水素量には明確な変化は見られなかった。一方、D_2 曝露によって溶解した重水素量は減少している。（7 日後に 50%減少）これは D_2、D_2O によって溶解熱が異なり D_2 曝露の場合、溶解状態はエネルギー的に不安定であるため放出されると考えられる。D_2 曝露試料中の重水素量の変化から重水素の室温での拡散係数を算出した($D=3.1\times10^{-10}[cm^2/sec]$)。室温での水素の拡散係数値の報告はないが、高温域で測定された文献値[1]-[3]の外挿値にほぼ一致した。また、図 2 に D_2 曝露における重水素溶解量と曝露圧力の関係を示す。D_2 曝露において重水素溶解量は圧力の 4 分の 1 乗に比例した。これは水素分圧の変化により水素の溶解反応に寄与する正孔の数が変わるためであると考えられる。

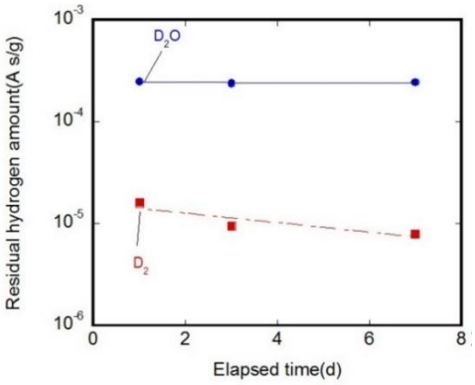


図 1 室温保管時の重水素量変化

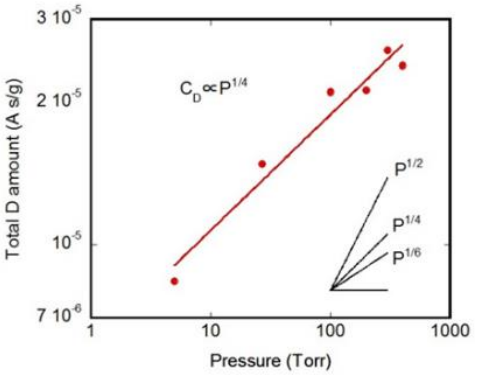


図 2 重水素溶解量の圧力変化

参考文献

[1] T. Schober, et al, Solid State Ionics, 176 (2005) 357-362.

[2] M. Oishi, et al, Solid State Ionics, 179 (2008) 2240-2247.

[3] K. Yamashita, et al, Solid State Ionics, 275 (2015) 43.

*Tadahiro Iwasa[1], Kenichi Hashizume[1]

[1]Kyushu Univ.

トリチウムを含む黒鉛からの室温近傍でのトリチウム放出

Tritium release from graphite containing tritium at ambient temperature

*原 正憲[1]，松山　政夫[1]，奥野　健二[2]

[1]富山大学，[2]静岡大学

種々の黒鉛にトリチウムイオンを注入した。この黒鉛材料を純水，または液体シンチレータに浸漬し，純水，液体シンチレータ中へのトリチウム放出を測定した。その結果，室温では黒鉛中に捕獲されたトリチウムの純水，液体シンチレータ中への放出はほとんど起こらないことが明らかとなった。

キーワード：トリチウム，黒鉛，廃棄物

1. 緒言　黒鉛材料は核融合実験装置のプラズマ対向壁，ガスケット等としてトリチウム取り扱い装置で使用されている。使用後，トリチウムを吸収した黒鉛材料は放射性廃棄物となり，保管管理される。しかしながら，室温近傍で保管された黒鉛材料からのトリチウム放出挙動は詳細に調べられていない。そこで，種々の黒鉛中にトリチウムイオンを注入し，これらを純水，または液体シンチレータに浸漬して室温近傍での黒鉛からのトリチウム放出挙動を測定した。

2. 実験　実験に使用した黒鉛材料は HOPG，IG-430U，単結晶黒鉛であり，参照試料には単結晶シリコンを用いた。これら試料に，トリチウム濃度が約 0.5%である重水素ガスをイオン銃によりイオン注入し，トリチウムを含有する試料を調製した。なお，加速電圧は 500 V とした。

トリチウムを注入した試料を純水，あるいは液体シンチレータに浸漬した。純水中のトリチウム濃度は液体シンチレーションカウンタにより定期的に測定した。液体シンチレータに浸漬した試料は，そのまま液体シンチレーションカウンタで試料ごと測定を行った。液体シンチレータに浸漬した試料では，黒鉛中よりトリチウムが液体シンチレータ中に放出されると，計数値の向上が見られると期待できる。これは，黒鉛表層のトリチウムの幾何学的な測定配置は 2π であるが, シンチレータ中へ放出されたトリチウムでは 4π となるためである。

3. 結果と考察　図に液体シンチレータに浸漬した試料を液体シンチレーションカウンタで計測した結果を示す。縦軸は壊変補正を加えた壊変率，横軸はイオン注入からの経過時間を示す。いずれの試料においても壊変率は 18000 時間経過後もイオン注入直後と大きな差はみられなかった。これは，注入されたトリチウムは黒鉛中に強く捕獲されておりシンチレータ中にほとんど放出されていないことを示唆する。

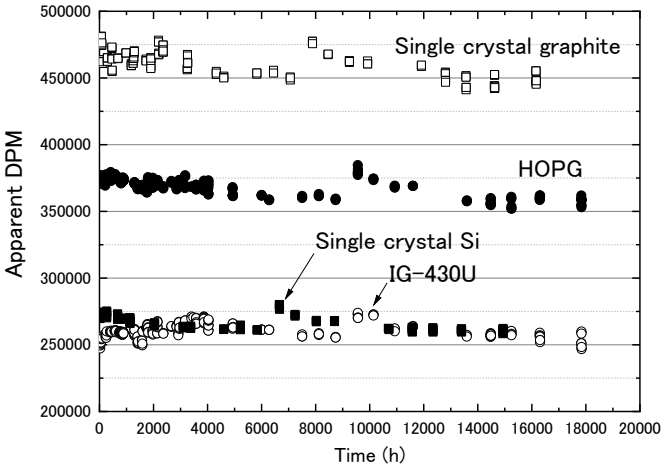


図　シンチレータに浸漬した試料の壊変率の経時変化

*Msanori Hara[1], Masao Matsuyama[1] and Kenji Okuno[2]

[1]University of Toyama, [2]Shizuoka University.

Oral presentation | VI. Fusion Energy Engineering：601-3 Tritium Science and Technology (Fuel Recovery and Refining, Measurement, Iisotope Effect, Safe Handling)

Wed. Sep 5, 2018 4:55 PM - 6:00 PM JST | Wed. Sep 5, 2018 7:55 AM - 9:00 AM UTC | Room N D23 - D Building

[1N16-19] Tritium Engineering (Tritium Permeaton and Absorption Behavior)

Chair:Kazunari Katayama(Kyushu Univ.)

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

[1N16] Effect of surface nitriding and peening treatments on deuterium permeation behaviors through ferritic steels

*Teppei Otsuka[1], Tomoya Sonobe[1], Shougo Mori[1], Takayuki Umekage[1], Miho Tsuyama[1], Yuichiro Takemura[1] (1. Kindai University)

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

[1N17] Influence of surface oxidation on deuterium permeation through reduced activation ferritic steel F82H

*Takumi Chikada[1], Keisuke Kimura[1], Jumpei Mochizuki[1], Seira Horikoshi[1], Moeki Matsunaga[1], Hikari Fujita[2], Kouhei Okitsu[2], Teruya Tanaka[3], Yoshimitsu Hishinuma[3], Yoshiteru Sakamoto[4] (1. Shizuoka Univ., 2. Univ. of Tokyo, 3. NIFS, 4. QST)

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

[1N18] Radial distribution of hydrogen atoms from RF discharge tube

*Shintaro Nakano[1], Daisuke Yuki[1], Ikuji Takagi[1] (1. Kyoto Univ.)

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

[1N19] Study on the structure of Li rod using Zr particles for T-production in HTGR

Non-equilibrium hydrogen absorption properties of Zr

*Ryo Okamoto[1], Hideaki Matsuura[1], Yuki Koga[1], Takuro Suganuma[1], Kazunari Katayama[2], Teppei Otsuka[3], Minoru Goto[4], Shigeaki Nakagawa[4], Estuo Ishitsuka[4], Kenji Tobita[5] (1. Kyushu Univ. Engineering, 2. Kyushu Univ. Interdisciplinary Graduate School of Engineering Science, 3. Kindai Univ. Faculty of Science and Engineering, 4. JAEA, 5. QST)

5:55 PM - 6:00 PM JST | 8:55 AM - 9:00 AM UTC

Time reserved for Chair

フェライト鋼の重水素透過・蓄積挙動に及ぼす表面窒化およびピーニング処理の効果

Effects of surface nitriding and peening treatments on deuterium permeation behaviors through ferritic steels

*大塚　哲平，薗部　朋哉，森　翔吾，梅景　崇之，津山　美穂，武村　祐一朗
近畿大学・理工学部

鋼表面内側の数百ミクロン深さの領域（表面近傍領域）を窒化処理やピーニング処理により改質することにより、フェライト系ステンレス鋼 SS430 の重水素透過係数は 1/2 以下に減少することがわかった。

キーワード：重水素透過係数，フェライト系ステンレス鋼，窒化物，ショットピーニング処理

1. 緒言　フェライト系ステンレス鋼（フェライト鋼）は高強度化しやすく核融合炉構造材料の候補であるが、母材であるα鉄は水素透過能が高いため、炉外周辺環境へのトリチウム透過漏洩が懸念されている。従来、フェライト鋼のトリチウム透過抑制・防止のために、鋼表面外側に水素溶解度の低い酸化物や窒化物を形成する手法が開発されてきた。本研究では鋼自体の表面から深さ方向の表面近傍領域に水素透過低減機能を持たせることを目的とし、フェライト鋼 SUS430 に対してプラズマによる表面窒化処理を行い、水素透過能を低減できるかどうかを試みた。

2. 実験方法　試料として SUS430 の円板膜（ϕ 21 mm x 2.5 mm*t*）を用いた。電子ビーム励起プラズマ装置により窒素プラズマ（ガス圧力 0.2 Pa）を生成し、673 K（4 時間）および 753 K（5 時間）、バイアス電圧（50 V）の条件で、円板膜試料片面の窒化処理を行った。673 K（4 時間）窒化処理では表面から最大で 20 μm 深さまで窒素が侵入していることをグロー放電発光分析による元素深さ分布測定により確認した。また、先行研究において、オーステナイト系 SUS304 についてではあるが、673 K 窒化処理では過飽和窒素固溶体層および 773 K 窒化処理では窒化クロム層が表面近傍に主に生成することが X 線回折実験により確かめられた[1]。以後、それぞれ表面窒化材 A（673 K）および B（773 K）と呼ぶ。

SUS430 受入材、表面窒化材 A または B を隔壁として、容器を 2 つに隔て、一方に重水素（0.1 MPa）を流通させ上流側とし、他方を真空引き（2 x 10^{-5} Pa）して下流側とした。この際、窒化処理表面が上流側を向くように試料を配置した。473 K～673 K の一定温度において、上流側から試料に侵入し、試料中を透過し、下流側に放出されてきた重水素の放出速度を四重極質量分析計によって測定した。

3. 結果および考察　図 1 に SUS430 の重水素透過係数に及ぼす表面窒化の影響を示す。473 K において表面窒化材の重水素透過係数は受入材のものよりも小さく、表面窒化材 B では 1/2 以下に減少していた。これは、表面窒化材 A の過飽和窒素固溶体層よりも B の窒化クロム層のほうが重水素透過能低減効果が高いことを示唆している。一方、623 K 以上では低減効果はみられなかった。また、複数回の実験および、昇温・降温を繰り返しても、各温度における重水素透過係数に大きな違いは見られなかった。発表では、SUS430 の表面窒化層の重水素蓄積挙動、および重水素透過挙動に及ぼす表面ピーニング処理の効果について議論する。

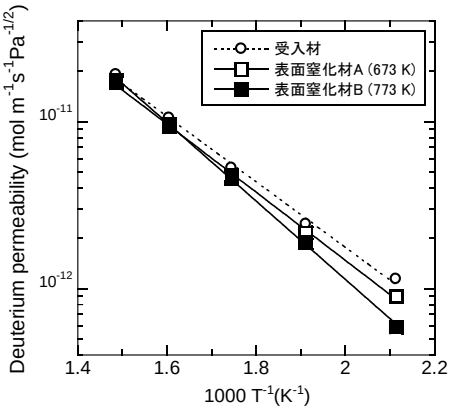


図 1　SUS430 受入材、表面窒化材 A（673 K）および B（773 K）の重水素透過係数の温度依存性

参考文献

[1] 清水基弘，電子励起プラズマによる合金鋼の窒化，近畿大学修士論文 (2011)

*Teppei Otsuka, Tomoya Sonobe, Shougo Mori, Takayuki Umekage, Miho Tsuyama, Yuichiro Takemura
Faculty of Science and Engineering, Kindai University

低放射化フェライト鋼 F82H の表面酸化処理が重水素透過に与える影響

Influence of surface oxidation on deuterium permeation through reduced activation ferritic steel F82H

*近田 拓未[1]，木村 圭佑[1]，望月 惇平[1]，堀越 清良[1]，松永 萌暉[1]，藤田 光[2]，沖津 康平[2]，田中 照也[3]，菱沼 良光[3]，坂本 宜照[4]，染谷 洋二[4]，中村 博文[4]，原型炉設計合同特別チーム
[1]静岡大学，[2]東京大学，[3]核融合科学研究所，[4]量子科学技術研究開発機構

低放射化フェライト鋼 F82H はトリチウムの透過が深刻である一方、表面の酸化処理によって透過を低減できる可能性がある。本研究では、熱処理によって F82H 表面に生成させた酸化クロム層の重水素透過挙動および原型炉模擬環境における安定性を調べた。

キーワード：トリチウム，透過，F82H，酸化

1. 緒言

核融合原型炉の設計において、炉内のトリチウム移行挙動を正確に予測することはきわめて重要である。構造材料として使用が検討されている低放射化フェライト鋼は、トリチウムの透過が深刻である一方、表面の酸化処理によって透過の低減が報告されている[1]。そこで本研究では、表面酸化物層中の詳細な水素同位体透過挙動や使用環境中での変化を明らかにするために、低放射化フェライト鋼 F82H に表面酸化物層を生成させた後、重水素透過挙動および原型炉模擬環境における安定性を調べた。

2. 実験

F82H 平板に緻密な酸化クロム層を生成させるために、水素とアルゴンの混合ガス流下で 710 °C、10 分の熱処理を行った。膜厚約 100 nm の酸化クロム層を確認した後、原型炉実機模擬環境として、1%水素混合ヘリウム流下で 300～500 °C、100～200 時間の熱処理を実施した。熱処理後の試料分析として、走査型電子顕微鏡（SEM）観察および X 線光電子分光法による微細構造解析、また重水素透過試験を実施した。

3. 結果と考察

図に、酸化クロム層を生成させた F82H 試料の 500 °C、100 時間実機模擬環境での熱処理試験後の断面 SEM 像を示す。膜厚 5 μm 程度の鉄を主体とする 2 つの酸化物層の生成が確認され、元素分析により表面側が酸化鉄、基板近くに鉄とクロムの複合酸化物が生成されていることが明らかになった。熱処理で生成させた酸化クロム層は鉄の拡散により複合酸化物となり、さらにその上部に組織の粗い酸化鉄が成長したと考えられる。発表では、他の温度での熱処理試験結果および熱処理後の重水素透過試験の結果から、酸化物層が重水素透過に与える影響を考察する。

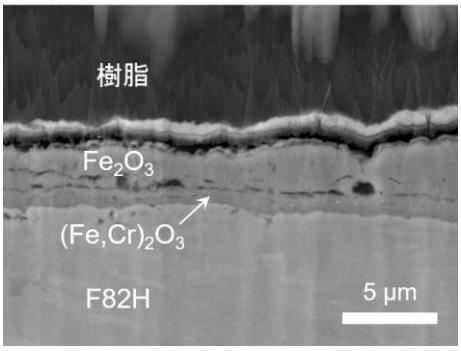


図　酸化クロム層生成 F82H 試料の実機模擬環境下熱処理試験後の断面 SEM 像（500 °C、100 時間）

参考文献

[1] T. Tanaka, T. Muroga, Fusion Engineering and Design 455 (2014) 630-634.

*Takumi Chikada[1], Keisuke Kimura[1], Jumpei Mochizuki[1], Seira Horikoshi[1], Moeki Matsunaga[1], Hikari Fujita[2], Kouhei Okitsu[2], Teruya Tanaka[3], Yoshimitsu Hishinuma[3], Yoshiteru Sakamoto[4], Youji Someya[4], Hirofumi Nakamura[4] and The Joint Special Design Team for DEMO

[1]Shizuoka Univ., [2]Univ. of Tokyo, [3]NIFS, [4]QST

RF放電管から飛来する水素原子の径方向分布

Radial distribution of hydrogen atoms from RF discharge tube

*中野 晋太郎，高木 郁二，中川 雄貴
京都大学

RF放電管から飛来する低エネルギー水素原子の径方向分布を測定し、その体系を模したシミュレーションと比較した結果、水素原子の固体表面での反射係数は1に近い値であることがわかった。

キーワード：水素原子, 反射, 透過プローブ, プラズマ-壁相互作用, モンテカルロ法

1. はじめに

核融合炉プラズマの長時間運転のためには固体表面での水素原子の反射挙動を理解する必要があるが、低エネルギー領域での知見は少ない。本研究ではRFによって発生した低エネルギー水素原子が固体表面で何回か反射した後の分布を測定し、計算結果と比較した。

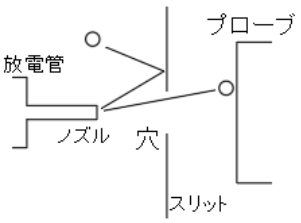


図 1. 実験体系図

2. 実験

実験体系を図1に示す。RF放電管内で発生し、ノズル内表面で反射してから噴出するeV程度の水素原子を透過プローブで検出する。透過プローブはPdの薄板製でプラズマ誘起透過現象を利用することによって、水素原子のみを選択的に測定することができる。放電管と透過プローブとの間に円形の穴が開いたスリットを置き、この穴を通った原子のみがプローブに到達する。ノズルは内径5㎜で長さは40㎜、ノズルとスリットおよびスリットとプローブの間の距離はともに10㎜である。穴の面積とプローブで測定される水素原子のフラックスとの関係を調べた結果、図2に示すようにほぼ比例した。

3. 考察

鏡面反射を仮定した場合、ノズル内表面での反射係数が低ければ多数回反射されてノズルの軸方向に対して大きな角度で出ていく水素原子はなくなるため、分布は軸方向に収束する傾向を示す。逆の場合は多数回反射されるような原子もノズルから出ていくため等方的な分布を示し、フラックスは近似的に穴の面積に比例すると考えられる。例えば穴の中心から半径0～1㎜の範囲に到達する原子はノズル内部で平均1回程度しか反射しないが、半径4～5㎜の範囲へは平均5回反射する。

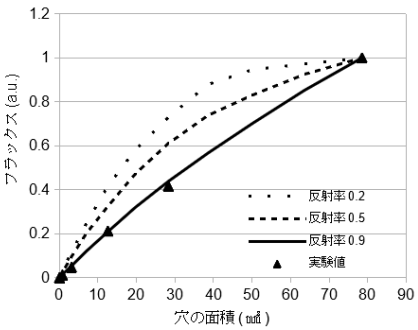


図 2.実験結果と計算結果との比較

反射現象を定量的に評価するため、実験体系内でランダムな初期速度を持った粒子を一定の反射係数で鏡面反射させるモンテカルロシミュレーションを行った結果、図2に示すように反射係数が0.9だと実験結果とよく一致した。このように反射係数が高い値となったのはノズル内表面が水素原子に覆われており、その影響で質点が壁と弾性衝突するように反射が起こっているためであると考えられる。

*Shintaro Nakano, Ikuji Takagi and Yuki Nakagawa
Kyoto Univ.

粒状 Zr を用いた高温ガス炉用 T 製造 Li ロッド構造の検討 ～Zr の非定常水素吸蔵特性～

Study on the structure of Li rod using Zr particles for T-production in HTGR
~Non-equilibrium hydrogen absorption properties of Zr~

*岡本 亮[1], 松浦 秀明[1], 古賀 友稀[1], 菅沼 拓朗[1], 片山 一成[2]
大塚 哲平[3], 後藤 実[4], 中川 繁昭[4], 石塚 悦男[4], 飛田 健次[5]
[1]九大院工, [2]九大院総理工, [3]近大理工, [4]JAEA, [5]QST

高温ガス炉を用いたトリチウム（T）生産の検討において高温条件下における Li 装荷体(Li ロッド)への T 閉じ込め法として Zr を用いた方法を提案している。本研究では Li ロッドへの Zr 装荷方法を検討するため、大きさの異なる Zr 粒試料の水素吸蔵特性を調べた。

キーワード：高温ガス炉，トリチウム生産，ジルコニウム，水素吸蔵

1. 緒言

DT 核融合の開発において原型炉の初期装荷や炉工学実証試験に必要なトリチウム（T）の調達方法の確立が必要である。そこで高温ガス炉に Li を装荷し、^{6}Li(n, α)T 反応によって T を生産する方法が提案されている[1]。安全面や T の回収の観点から発生する T を Li 装荷体(Li ロッド)内に閉じ込めることが望ましく、従来の検討[2]では Li ロッドから冷却材中への T 流出量を抑制するため運転温度を低く想定していた。高温ガス炉の高い熱効率を発揮できる高温条件下において Li 装荷体からの T 流出を抑制する目的で Zr を用いた T 閉じ込め法を検討し、円筒状 Zr の水素吸蔵実験を行った[3]。ただし Zr の酸化等の水素吸蔵性能の低下による T 流出量の増加が懸念されている。Zr の水素吸蔵性能の低下に対して、図 1 の様に Zr を粒状に装荷することで吸収面積を増やし Li ロッドの T 閉じ込め性能を維持することが検討されている[4]。本研究では大きさの異なる Zr 粒に対して水素吸蔵実験を行い、水素吸蔵における表面積の効果を評価する。

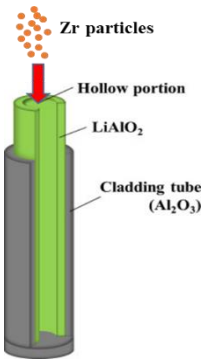


図 1　Li ロッド

2. 実験

直径 2.5 mm、高さ 2.5 mm 及び直径 1.2 mm、高さ 1.2 mm の大きさの異なる円柱状の Zr 粒を用い、それぞれの質量が等しくなるように Zr 粒の個数を調整した。図 2 の実験装置に Zr を装荷し、ヒーターの設定温度は 800 ℃とした。装置内に 500 Pa で水素を封入し、Zr の水素吸蔵による圧力変化を測定した。

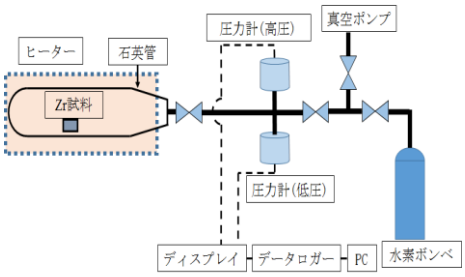


図 2　水素吸蔵実験装置

3. 結果及び考察

図 3 に測定開始時の水素圧力を 1、平衡圧力を 0 に規格化した水素圧力の時間変化を示す。水素圧力は Zr 粒（小）の方が早く低下した。このとき吸収時間 τ（水素圧力が 1/e になる時間）は、Zr 粒(大)で約 125 min、Zr 粒（小）で約 60 min となった。吸収時間は Zr の総表面積が大きいほど短くなり、おおむね反比例の関係にあると推測される。吸収時間の時間変化は P=exp(-t/ τ) と表され（図 3 中の実線）、実験の圧力変化とほぼ一致する。

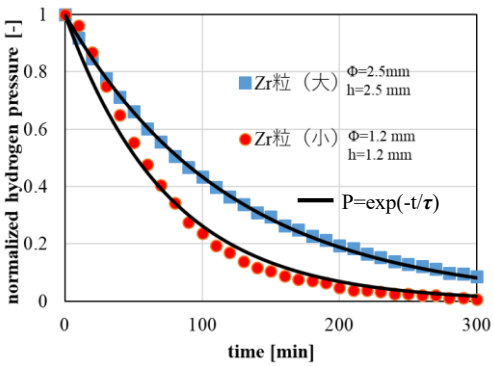


図 3 水素圧力の時間変化

Li ロッドにおいては、T 内圧は T 生成と Zr の T 吸収の速さのバランスで求まると考えられる。実験から得られた吸収時間で Li ロッドの T 内圧を計算すると直径 2.5 mm の Zr 粒を中空部に装荷した場合の T 圧力は数 Pa 程度となる。実際の Li ロッドでの使用においては Zr の酸化等によって吸収時間が長くなり T 圧力が上昇することが懸念される。しかし、Zr 表面積を増やし吸収時間を短くすることで、これらの影響を緩和できると考えられる。発表では Zr 装荷方法と T 内圧の関係から Li ロッド構造の検討について述べる。

参考文献

[1] H. Matsuura, et al.: Nucl. Eng. Des., **243** (2012), 95-101.　[2] H. Nakaya, et al: Nucl. Eng. Des., **292** (2015), 277-282.
[3] R. Okamoto, et al.,　日本原子力学会 2017 秋の年会,　[4] R. Okamoto, et al.,　日本原子力学会 2018 春の年会

*Ryo Okamoto[1], Hideaki Matsuura[1], Yuki Koga[1], Takuro Suganuma[1], Kazunari Katayama[2], Teppei Otsuka[3], Minoru Goto[4]
Shigeaki Nakagawa[4], Etsuo Ishitsuka[4] and , Kenji Tobita[5]　[1,2]Kyushu Univ., [3]Kindai Univ., [4]JAEA, [5]QST

Oral presentation | I. General Issues：General Issues

Wed. Sep 5, 2018 10:15 AM - 11:55 AM JST | Wed. Sep 5, 2018 1:15 AM - 2:55 AM UTC | Room O D25 -D Building

[1O09,01-05] Communication

Chair:Yasuhisa Oya(Shizuoka Univ.)

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

[1O09] Strategic Emergency Decision-making and Role of Real-time Disaster Damage Prediction System

Lessons of “SPEEDI” Controversy and Its Critical Analysis

*Kohta Juraku[1], Shin-etsu Sugawara[2] (1. Tokyo Denki Univ., 2. CRIEPI)

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

[1O01] Social value-orientation for science and technology, and nuclear risk communication

*Reiko Kuwagaki[1] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry Socio-economic Research Center)

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

[1O02] Visit of the underground research center by Nuclear critics and ther opinion changes.

*Shinji Mitani[1] (1. Nuclear Communications)

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

[1O03] Dialogue with college students on geological disposal of high-level radioactive waste

*Naoki Yamano[1] (1. Radiation Dose Analysis and Evaluation Network)

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

[1O04] Interest of high-level radioactive waste disposal in dialogue of university student

*Sachiyo Kamimura[1], Yoshimi Kawamoto[1] (1. University of fukui)

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

[1O05] Comprehensive evaluation system for ^{137}Cs migration and radiation levels in Fukushima Prefecture

*Fumiya Nagao[1], Akihiro Kitamura[1], Hiroshi Saito[1], Hiroshi Tamiya[1], Takeshi Matsubara[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

11:45 AM - 11:55 AM JST | 2:45 AM - 2:55 AM UTC

Time reserved for Chair

原子力緊急事態における意思決定の戦略性とリアルタイム被害予測システムの役割
SPEEDI をめぐる論争状況の批判的検証を手がかりに

Strategic Emergency Decision-making and Role of Real-time Disaster Damage Prediction System
Lessons of "SPEEDI" Controversy and Its Critical Analysis

*寿楽 浩太[1]，菅原 慎悦[2]
[1]東京電機大学，[2]電力中央研究所

原子力防災体制におけるリアルタイム被害予測システムの位置づけの国際比較を行い、それがもたらす情報を緊急時の意思決定における戦略性の向上に活かすしくみが日本では欠けていることを明らかにした。

キーワード：SPEEDI　原子力防災　リアルタイム被害予測システム　緊急時の意思決定　構造災

1. 緒言

緊急時迅速放射能影響予測ネットワークシステム（SPEEDI）の活用のあり方は、福島原発事故以降の原子力防災論議における大きな論点である。発表者らは、SPEEDI への関係者や社会の期待の高さが、緊急事態の実態と制度の乖離を生み、事故後の論争の分極化にもつながったことをすでに明らかにしている[1]。今回は、この問題状況の継続をめぐり、国際比較を行って制度設計の不備を批判的に検討した。

2. 方法、結果、考察

2-1. 方法

文献調査に加え、リアルタイム被害予測システムの活用を原子力緊急事態における防災体制に組み込んでいるフランス、カナダで聞き取り調査を実施し、日本での調査結果と比較検討した。

2-2. 結果

専門的助言を緊急時の意思決定の戦略性を高める上での重要な要素と位置づけ、それを制度的に具現化すべく、事故進展予測や拡散予測をめぐる研究開発と実運用体制が丁寧に構想されていた。

2-3. 考察

両国における同システムの位置づけは、SPEEDI の計算結果をあいまいに「基本情報」と位置づけていた福島原発事故以前の日本の制度とも異なるし、事故後の日本における活用論・否定論論争とも視座が異なる。日本の取り組みが意思決定の自動化、非属人化を企図していたとみられるのに対し、両国では、人間が主体である意思決定の質の向上に技術が貢献するという前提が明確であった。

3. 結論

緊急時の対処は、データ、情報の収集のみに尽きず、それらを人間が総合的に勘案して意思決定を行うこと、その当否こそ死活的であるとの認識に立ち、リアルタイム被害予測システムを意思決定の戦略性に活かすという見地は、現在の日本の原子力防災体制・論議に大きく欠けている。「意思決定」のあり方そのものを問い直し、社会的合意を改めて確立して、同システムのあるべき活用の方途を見定めるべきである。

参考文献

[1] Sugawara, S. and K. Juraku, "Post-Fukushima Controversy on SPEEDI System: Contested Imaginary of Real-time Simulation Technology for Emergency Radiation Protection," S. Amir (ed.), *The Sociotechnical Constitution of Resilience: A New Perspective on Governing Risk and Disaster*, Palgrave Macmillan, 2018.

---

*Kohta Juraku[1] and Shin-etsu Sugawara[2]
[1]Tokyo Denki Univ., [2]CRIEPI.

科学技術リスクへの人々の価値意識と原子力リスクコミュニケーション

Social value-orientation for science and technology, and nuclear risk communication

*桑垣 玲子[1]

[1]（一財）電力中央研究所 社会経済研究所

電力消費地である全国の大都市圏に居住する一般市民を対象に、科学技術に対する考え方に関する先行研究等を踏まえた29の調査項目から複数の分析手法を用いて、リスクに対する受けとめ方を軸に4つのクラスタを抽出した。この結果と年代、性別、関心などの特徴と共に、原子力発電利用に対する考え方等を分析した結果の一部を報告する。

キーワード：社会意識，リスクコミュニケーション，科学技術リスク

1. 緒言

科学技術に対する考え方では、専門家と一般市民の違いや専門分野の異なる専門家間での違い（土屋・小杉,2011）、東日本大震災後の考え方の変化（小杉,2013）を報告してきた。また、原子力世論を構成する社会的な価値観として、科学技術リスクの受け止め方と関係があることも複数指摘されてきた。電気事業者が進めている原子力のリスクコミュニケーションにおいて、日々のマネジメントを通じた地道な信頼の獲得は不可欠であるが、現在のように社会的な信頼が低下している状況下では、個々の一般市民がどのような価値の尺度を持って判断を下しているのか（価値意識）を踏まえ、異なる価値を重んじる人々との共考、あるいは価値共有による信頼の構築も重要となる。

2. 調査結果

2-1. 調査概要

全国の大都市圏の居住者を対象に、科学技術及び原子力発電への関心や考え方、利用態度などの把握を目的として、ネットリサーチ会社に登録するモニターから20歳以上80歳未満の男女で均等割り付けを行い、3,840サンプルを回収した（2018年2月）。

2-2. 科学技術リスクへの人々の価値意識の分析

科学技術の必要性、制御可能性、リスク態度を被説明変数としたクラスタ分析の結果から、①利便性を強く認識し、効力感を持ち、利益があればリスクを受容する人々（科学信頼群、2割程度）、②態度を保留する人々（態度保留群、3割程度）、③効力感が低く懸念は強いものの、利益があればリスクを受容すべきとも考える人々（譲歩群、3 割程度）、④懸念が強く、リスクがあるものは使用すべきではないと考える人々（懐疑群、2割程度）、の4群を抽出した。

2-3. リスクの対処への異なる価値意識（リスク観）を持つ人々の特徴と原子力発電への態度

懐疑群は年代を追うごとに割合が増加し、社会関心が高く、環境や次世代影響、公共の福祉を重視し、倫理観が高い。若い世代には科学信頼群と態度保留群が多く、社会関心が低く、経済性（価格）や自己の生活を重視する。譲歩群はどの立場も追認する中庸の曖昧さがある。原子力発電に対しては、必ずしも懐疑群のみが特異な懸念を持っている訳ではなく、重視する評価ポイントや有用性・不安感において、他群も同じような否定的な意見や懸念を持っている。

3. 考察と課題

科学技術に対して、好ましい影響を導く経済的な利点と、好ましくない影響に及ぼす倫理的な懸念を、異なる価値尺度で判断する人々が存在している。リスクコミュニケーションにおいては、どちらか一方の観点のみではなく、両者の判断を裏打ちするような科学的な確からしさを持ち、リスク評価や管理方法の検討が行われることが望ましい。

参考文献

[1] 土屋智子，小杉素子，市民と専門家のリスク認知の違い，電力中央研究所報告 Y11003, 2011.

[2] 小杉素子，東日本大震災後の人々の科学技術に対する考え方の変化，電力中央研究所報告 Y12010, 2013.

* Reiko Kuwagaki [1]

[1] Central Research Institute of Electric Power Industry, Socio-economic Research Center

原発批判派による地層処分研究施設見学前後の考え方の変化

Visit of the underground research center by Nuclear critics and ther opinion changes.

*三谷　信次[1]、半谷　輝己[2],
[1]原子力コミュニケィションズ, [2]リスクコミュニケーションジャパン

原発に対し比較的批判的な一般人を Facebook で募集し、瑞浪の超深地層処分研究施設を見学した。地層処分についての彼らの考え方の変化について動画に収録し Youtube に掲載し発信した。その内容について報告する。

キーワード：原発批判派、地層処分、リスクコミュニケーション、合意形成、Youtube

1. 緒言

ＮＵＭＯ―原子力文化財団の募集した地層処分研究施設見学について、団体や組織の人ではなく Facebook を通して関心の高い人達を募集した。原子力に比較的批判的な人達が多い一般人が集まってきた。地層処分に関する技術的な課題は、概ね理解して頂いたが制度的な問題で予想外の提案をしてきた。

2. 方法

「持続可能な社会の構築のためにエネルギー問題の解決は必須の課題である。エネルギーの消費者たる我々一人ひとりが、正しい情報をもとにこのことに適切に対処することが求められている。原子力発電により発生し、すでに蓄積されている高レベル放射性廃棄物の処分の問題は、将来に向けて避けて通れない世代を越えての重要な課題のひとつである。このことを理解し議論するために、瑞浪深地層処分研究施設を見学し、今後の対応を考えないか」という形で一般人に Facebook で呼び掛けた。

多くの人達が応募してきたが、予算の関係で 15 名が参加した。参加者は、原子力とは全く無縁の主婦、会社員、元大学教授、元及び現役の技術者、医療関係者、フリーライター、自由業者たちであった。彼らの多くは原子力エネルギーの利用には必ずしも積極的な人は少なく、最初は地層処分についても漠然と不安を抱いていて、総論としての課題解決への関心は高いが、地層処分に関連する技術的な情報不足のため確たる意見を持てないでいた人達が多かった。彼らの原子力や地層処分に関する情報源は、募った関係で当然 SNS からが多いが、新聞、テレビ等のマスメディアも参考にしており、それも批判的にみている人達が多かった。事前学習会と見学会前後の討論で、漠然と反対していた人達が条件付き賛成に回った人が多くみられた。その内容を動画に収め Youtubu[1]に掲載した。昨年末から今年半ばまでのアクセス数は 700 余であった。I

3. 結論

参加者の多くの意見は次の通りである。「原発の再稼働と現在貯まっている使用済核燃料の地層処分とは区別して考えるべき。すでに貯まっている核燃料は、現世代の責任でもって地層処分すべし。特に地産地消も考えに入れるべし。今後再稼働で出てくるものは、再稼働プラントのサイトで処分することを考えるべし。そうすることで、電力の生産地と消費地の住民が、互いに自分たちのこととして捉えざるをえず、地層処分に対する国民の意識が高まることになる。そのような制度に改めるべきである」

[1] 動画、ミッドナイトラボ　https://www.youtube.com/watch?t=&v=4ZTtqWmHukQ&app=desktop

---

*Shinji Mitani [1], Terumi Hangai[2]

[1]Nuclear Communications., [2]Risk Communication. Japan

高レベル放射性廃棄物地層処分に係る大学生との対話

Dialogue with college students on geological disposal of high-level radioactive waste

*山野 直樹[1]

[1]特定非営利活動法人放射線線量解析ネットワーク

高レベル放射性廃棄物地層処分に対する市民の理解促進を図るため，将来のオピニオンリーダーとなる大学生との対話活動を行った。地域参画型リスクコミュニケーション手法を適用し，ワークショップと見学会を組み合わせて効果的な理解促進を図るとともに，社会的課題の抽出と改善に向けた議論を行い有用な知見を得たので報告する。

キーワード：放射性廃棄物，地層処分，HLW，地域参画型，リスクコミュニケーション，対話

1. はじめに

筆者らは，地域参画型リスクコミュニケーション手法[1]を用いて，地層処分に係る一般市民との対話活動を平成28～29年度に行った。平成28年度はワークショップと見学会をそれぞれ1回実施したが，地層処分を初めて知る参加者には，技術的安全性から社会的課題に至るまでの広範な内容を1回のワークショップと見学会で理解することは困難であることが分かった。そのため，平成29年度は5回のワークショップと2回の見学会を組み合わせ，参加協力を要請した。様々な対話と議論を通して今後の理解推進活動の在り方について貴重な意見を聴取することができた。

2. 地層処分ワークショップ・見学会の実施内容

平成28年度は，大学院生（東京大，東工大）5名，大学講師1名，会社員1名，理科教諭1名の8名に対して実施した。平成29年度は，学部生（慶応大，東京都市大，東工大）6名，大学院生（東工大）3名，理科教諭1名の10名で実施した。ワークショップは都内の会議室を借用して，参加の容易な休日に実施した。見学会はワークショップを挟む形で2回行い，幌延深地層研究センターと六ケ所村原燃施設を見学した。ワークショップでは前半1時間を専門家の講演，後半2時間半を意見交換の場として対話を行った。

3. 論点整理と得られた成果

最初に論点として，放射性廃棄物，再処理を含む原子燃料サイクル，ガラス固化体，地層処分の技術的課題, 実施の進め方, 科学的特性マップ等の要点整理と「鍵になる質問」及び市民パネルの結論（UK CEED:1999）を提示し，対話の進め方（アジェンダ）を明確にした。社会的課題に関してはNUMOの担当者を交えた2回の意見交換を行った。幌延見学会では，地下坑道における実際の人工バリアを見て，地層処分のイメージ，地下水対策・排水処理や地域との信頼構築の努力が理解された。六ケ所村見学会では，実際の貯蔵・保管状況を見て，厳格に保管・貯蔵されている状況が理解された。また，六ケ所村意見交換会では，地域の環境，文化，教育，経済の変化について地域住民から生の声を聞くことができた。興味や関心を持たない層に，自分達の問題として気づいてもらうための方策を検討し，学生からのアイデアを聴取した。

4. おわりに

高レベル放射性廃棄物地層処分に対する理解促進のため，全国的な情報発信活動と並行して，科学的特性マップ提示後の全国意見交換会がNUMO主催で実施されているが，地層処分の問題は，放射線・放射能，技術開発の現状，岩石学や地球物理などの地下深部の特性，原子力発電の将来展望，心理学や社会学の考察など極めて範囲が広く，１～２回程度のワークショップでは総合的な対話や議論を行うことは難しい。

5回のワークショップと2回の見学会を組み合わせて，現場を見て気づき，次のワークショップでの対話に活かすことができた。この方法の有効性を他の活動団体にも拡げることが極めて重要である。

謝辞 本活動は高レベル放射性廃棄物地層処分に係わる学習の機会提供事業［日本原子力文化財団］の助成を受けた。

参考文献 [1] 山野直樹，市民との対話－我が国における活動事例，日本原子力学会誌60巻，第2号，pp. 93-96 (2018).

* Naoki Yamano[1], [1]Registered Non-Profit Organization Radiation Dose Analysis and Evaluation Network.

大学生の対話における高レベル放射性廃棄物処分の関心事

Interest of high-level radioactive waste disposal in dialogue of university student

*上村 祥代[1], 川本 義海[1]
[1]福井大学

本研究では、福井県内３大学の学生を対象とした対話の場において、講演後、発表内容、対話後の３つの段階における意識の分析・考察を行い、大学生からみた高レベル放射性廃棄物処分の関心事を示す。

キーワード：対話、大学生、多様な分野、関心事

1. 緒言

原子力関係者は、科学的特性マップを用いて社会各層向けの対話型全国説明会や次世代向けの対話を行っている。このような原子力に関する対話の場に対して、日本学術会議は、特に女性や若年層、原子力分野以外の学生への対話活動、そして認識を高めることが課題と指摘している。実際には、科研バックエンド問題研究会が指摘するように若年層の参加が重要と考えるばかりに、コミュニケーションに重要な対話の中身を十分配慮していない場が一部見受けられる。

以上のことから、若年層の対話で関心をより一層高めるために、本研究では多様な分野に所属する大学生を対象に対話の場を通じて意識を調査し、高レベル放射性廃棄物処分についての関心事を明らかにする。

2. 対象者および調査

著者らは日本原子力産業協会（以下 JAIF）および県内の大学、高専と連携し、大学生と高専生を対象に 2008 年から計 6 回にわたり対話を行っている。そこで本研究では、7 回目にあたる 2017 年 12 月 16 日に実施した福井県内３大学 32 名（男性 23 名、女性 9 名：機械 2 名、建築・建設 7 名、物理 4 名、原子力 9 名、経済 10 名の学科また専攻）の学部生および大学院生を調査対象とした。なお、当日アンケートでメンバー特性を把握したところ、多くの学生がこれまで対話や学ぶ場の参加経験がある、事前勉強を行った上で本対話の場に参加している、事業の認知があり興味関心があるメンバーとなった。なおグループ対話では、所属は混成させ、6 人×3 つのグループ、7 人×2 グループで行った。

調査は、まずエネルギー政策、地層処分の概要、処分事業、科学的特性マップ、国内外の事例に関する 60 分間の講演後、1）高レベル放射性廃棄物処分の考えや疑問に思ったこと、続いて 5 つの各々グループにおいて 95 分間の自由対話を行う中で、2）個人の意見を付箋に書き出しそれを模造紙内にまとめること（模造紙にまとめた内容を対話後に 1 グループ 3 分程度発表を行う）、3）対話後にグループ内で共有できたことの３つの段階の考えを確認した。

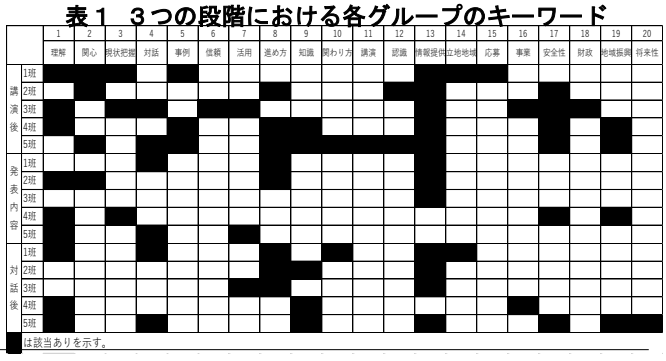
3. 結論

本対話の場および JAIF の調査からも確認できるように、大学生は「情報」の重要性を認識していた。さらに具体的には、本調査から「情報提供のあり方（内容、量、方法）」に対して改善を図る必要があると考えていることを確認し得た。

また各段階における関心事は表１に示すとおりであり、1）講演後は「理解」「関心」「現状把握」「対話」「事例」「信頼」「活用」「進め方」「知識」「関わり方」「講演」「認識」「情報提供」「立地地域」「応募」「事業」「安全性」「財政」「地域振興」の 19 個のキーワードに対する考えや疑問を持っており、幅広い視点から対話を行っていることが考えられる。一方で、2）発表内容は「理解」「関心」「現状把握」「対話」「活用」「進め方」「情報提供」「安全性」「地域振興」の 9 個のキーワードの問題提議や提案、また 3）対話後は「理解」「対話」「活用」「進め方」「知識」「関わり方」「情報提供」「立地地域」「事業」「安全性」「地域振興」に、「将来性」が加わり 12 個のキーワードの共有を行っており、講演後に比べて意見が集約されている。ここで、社会各層向けの対話での関心事を原子力発電環境整備機構による報告から考察すると、「リスク」「管理体制」「特性マップ」「安全性」「処分事業」に関心があり、本対話では確認できないキーワードがみられることから、参加層による関心事の違いは対話活動の重要な示唆になる。

そして今後、関心を高める材料として期待されることから、大学生の対話では「情報提供のあり方」をメインとした話題提供が望まれる。

表１　３つの段階における各グループのキーワード



*Sachiyo Kamimura[1], Yoshimi Kawamoto[1]
[1]University of Fukui.

福島県の ^{137}Cs 動態および線量に関する包括的評価システムに関する取組み

Comprehensive evaluation system for ^{137}Cs migration and radiation levels in Fukushima Prefecture

*長尾　郁弥[1]，齊藤　宏[1]，武宮　博[1]，松原　武史[1]，北村　哲浩[1]

[1]日本原子力研究開発機構

原子力機構では住民や自治体の不安や疑問に答えるために、福島県内における放射性セシウムの動態や被ばく線量に関する調査研究成果を取りまとめた「包括的評価システム」を整備している。本発表では包括的評価システムに関するこれまでの原子力機構の取組みと今後の展望を説明する。

キーワード：福島県　放射性セシウム　情報公開　環境動態

1. 緒言

福島の原発事故の影響に関連して、住民の帰還判断や不安の低減、自治体の施政方針策定には科学的根拠に基づく知見を提供する必要がある。しかし、調査研究は原子力機構（以下、機構）を含む様々な機関で行われており、求める情報がどこを見れば得られるか把握が難しい。また、事故後時間が経過しており、ニーズが事故直後の影響の把握から、将来の空間線量率や食品中の放射能濃度等に移りつつある。さらに、そのような知見は、それを必要とする一般の利用者に分かりやすく説明・提示する必要がある。これらの課題を踏まえ、機構では放射性セシウムの環境動態に関する包括的評価システムを開発している。

2. 包括的評価システムの構成および概要

様々な機関の調査結果はそれぞれ違う場所で公開されており、また調査データの形式が異なり利用性が低かった。そのため、原子力機構では、機構内外の調査研究で得られた調査データを収集し、形式を共通化した上でウェブ上に公開している（環境モニタリングデータベース；平成 27 年 2 月公開）。これにはモニタリングデータ(平成 23 年 3 月～)に加え、平成 28 年 5 月からは機構の環境動態研究（平成 24 年 12 月～平成 29 年 1 月、森林調査、河川調査、河口域調査、ダム調査）で取得したデータも登録している。本データベースにより、利用者の求めるデータを探索・利用しやすくなる。また、将来の濃度分布や空間線量率の推定のため、機構では環境動態研究に基づいて土壌中濃度や林産物・水産物中濃度等目的に応じた複数の評価モデルを構築しており、これらのモデルに基づく解析結果を利用できる環境を本年度末の公開に向け整備中である（統合解析支援環境）。本環境の整備により、利用者の求める条件に応じた将来推定を参照可能となる。合わせて、機構では放射性セシウムの環境動態研究に基づく科学的知見を、Q&A 形式で分かりやすく整理し、ウェブ上に公開している（環境回復知識ベース；H28.3 公開、H30.3 改装）。事故後時間が経過しており、一般の方でも専門知識を得ている場合もあることから、一般（理系大学生程度を想定）向けの説明から専門家向けの説明及び根拠となる文献へのリンクと階層的な整備を行った。これにより、利用者はその知識レベルや興味のレベルに応じて知見を得ることができる。

3. 結論および今後の展望

以上の整備により、住民や自治体へ科学的根拠に基づく知見を利用しやすく提供することを試みている。今後、新規の知見の取入れや研究進展を反映したモデルの改善、公開後の利用者ニーズに応じたシステム改善等を行う。

---

* Fumiya Nagao [1], Hiroshi Saito [1], Hiroshi Takemiya [1] , Takeshi Matsubara [1] and Akihiro Kitamura [1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

General Meeting

Wed. Sep 5, 2018 12:00 PM - 1:00 PM JST | Wed. Sep 5, 2018 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room O D25 -D Building

[1O_GM] 「社会・環境部会」第39回全体会議

[1O_GM] General Meeting

General Meeting

[1O_GM]「社会・環境部会」第39回全体会議

Wed. Sep 5, 2018 12:00 PM - 1:00 PM Room O (D25 -D Building)

[1O_GM]General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network：Social and Environmental Division

Wed. Sep 5, 2018 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 5, 2018 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room O D25 - D Building

[1O_PL] Communication Activities of Nuclear Operators

Chair:Shoji Tsuchida(Kansai Univ.)

[1O_PL01] JAEA's Activities about Communication with Local Residents and the Young Generation

*Sweet Potato etc.[1] (1. JAEA)

[1O_PL02] A Study of Energy Literacy among Lower Secondary Students in Japan

*Yutaka Akitsu[1] (1. Kyoto Univ.)

[1O_PL03] Back and forth between "public acceptance" and "risk communication"

*Sinetsu Sugawara[1] (1. CRIEPI)

2018年秋の大会

社会・環境部会セッション

原子力事業者のコミュニケーション活動を考える

Communication Activities of Nuclear Operators

原子力機構における地域住民及び次世代層とのコミュニケーション活動

JAEA's Activities about Communication with Local Residents and the Young Generation

*広報チーム あっぷる[1]，スイートポテト[1]，シュガーズ[1]
[1]原子力機構

1. はじめに

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（以下、原子力機構）では、福井県及び茨城県の研究開発拠点において、原子力及び放射線に関する科学的知見に基づいた正しい知識の啓発及び機構の事業紹介を目的として広報チームを発足し、住民目線の分かりやすい広報素材の作成、出張授業、説明会、施設見学対応、地元イベント出展等を通じて原子力機構の拠点各地の地域特色を生かしたコミュニケーション活動を20年以上にわたり実施している。近年は放射線影響や施設の安全性など国民からの厳しい視線の中で、蓄積された経験を活かし丁寧かつ分かりやすい双方向コミュニケーション活動を目指した活動を継続。地域住民の原子力・放射線に関するリテラシー向上と共に立地地域との良好な信頼関係構築に努めてきた。

2. 活動概要（各拠点の地域特色に合わせた取り組み）

(1)福井県敦賀地区あっぷるの活動

福井県敦賀地区の“あっぷる”は、1995年の高速増殖原型炉もんじゅ（以下「もんじゅ」）のナトリウム漏えい事故後、事故の原因究明やその対応に取り組む現場職員の姿を見た女性職員が、「私たちも現場の仲間の役に立ちたい」、「自分たちに何かできることはないか」という思いから有志職員でチームを結成し活動を開始した。ナトリウム漏えい事故後は、信頼回復のため、福井県全域の方々を対象に出前形式の対話活動を展開し、事故の内容やその後の改善状況等について説明を行った。その後も「もんじゅ」の炉内中継装置落下、保守管理上の不備の対応状況の説明に加え、2011年5月以降は東京電力福島第一原子力発電所事故に関する地域の方々の疑問や不安にも答える形で説明を行ってきた（写真1）。

また最近は、原子力機構の事業内容に限定せず、原子力、エネルギー、放射線、放射性廃棄物等、参加者の要望や関心事、年齢層等に応じた資料を準備しての対話活動や、少人数のチームに分かれての意見交換会の時間を設けることで、参加者がより発言しやすい工夫を行っている。

これら活動では、メンバー自身が社内専門家の解説から学び、理解した内容を、自らの表現で伝える事を方針としており、専門的な内容は、イメージし易いようオリジナルのイラストを作成し、身近なものに例えて説明する等、興味関心を持ってもらえるような工夫を行っている。参加者からは、「難しい専門用語が無くて分かりやすい」、「イラスト中心で見やすく親しみやすい」等の声が寄せられている。

写真１：地域の方を対象とした対話活動の様子

さらに新しい試みとして、近隣の大学を訪問し原子力の次の世代を担う学生との対話活動にも力を入れている。

これら1996年から開始した対話活動は延べ380回、参加人数は累計12,181人（2018年6月現在）となった。

(2)茨城県東海地区スイートポテトの活動

核燃料サイクル工学研究所（茨城県東海村）の“スイートポテト”は1996年に設置。ＪＣＯ事故後の住

民の原子力に対する不信感や学校関係者の原子力防災への関心の高まりを踏まえ、地域住民や次世代層を対象とした出張授業やイベント出展活動を 2001 年より開始。さらに 2011 年に発生した東京電力福島第一原子力発電所事故後は、国民の放射線影響に関する不安や懸念が増大したことから、出張授業の説明に事故による放射線影響等の情報を追加し、地域住民や次世代層の不安懸念に対応しつつ、双方向性を重視した工夫（相手のニーズに沿った内容と進行、質疑応答を多めにとり、積極的傾聴等）を行うことにより、住民自身が考え、適切な判断ができるよう支援を行った。

出張授業では、保育園児を対象とした場合はパペットを使った説明、小中学生を対象とした場合は放射線測定体験や遮へい実験、霧箱観察を行う等、年齢層やニーズに沿った演出と共に体験・体感に重きを置いた授業を展開してきた。

アンケート調査結果では、理解度及び不安解消度が 8 割以上という高評価を得ており、現時点では 4 校が年間行事として原子力学習会を計画する等、身近な放射線・原子力の専門家としての役割を担ってきている。

そして、2001 年に開始した出張授業は延べ 103 回、受講者数 20,014 人（2018 年 7 月現在）となった（写真 2）。今後も子供達や地域の方々との双方向コミュニケーションを重視した活動を展開していきたい。

写真 2：2018 年 6 月 19 日 東海村立照沼小学校での出張授業をもって受講者数延べ 2 万人を達成

(3) 茨城県大洗地区シュガーズの活動

大洗研究所（茨城県大洗町）の“シュガーズ”は 1994 年に設置。地域住民や小中学生を対象に施設見学対応及び原子力防災と放射線に関する出張授業を展開している。主たる活動である施設見学対応では、依頼のあった団体の居住地や年齢層に合わせた説明を行うことで、より理解しやすい説明となるよう心がけている。

特に地元の一つである大洗町では、小中学生を対象とした施設見学会を定期的に開催している（2017 年度は 5 日間で小学生 138 人、中学生 150 人）。この取組みにおいては大洗町教育委員会と連携しつつ、多くの関係者の協力を得ながら、原子力に対する理解促進や科学を楽しむ心を育てる環境づくりに務めてきた。また、地域の学校教育支援として原子力防災訓練教育を毎年実施しており（写真 3）、地域に根差した活動を展開している。

また、結成当初より地元大洗町、鉾田市をはじめ、隣接地域の産業祭にブース出展を行っており、子供から大人まで放射線や原子力に関して楽しく学べるイベントとして、パネルクイズや工作教室を実施している。

写真 3：2018 年 1 月 15 日 大洗町立南小学校での出張授業で測定体験を実施している様子

さらに 2018 年 6 月からは、周辺の原子力事業所と協力して、大洗町主催による小学校 5、6 年生を対象とした放課後科学教室「大洗サイエンスカレッジ」への協力も行っている。これは、大洗町の原子力関連施設に従事する研究者・技術者等の人的資源を活用し、子供達に科学に触れる機会を提供し、日頃体験することのできない楽しさや面白さを感じ取ってもらうとともに、子供達の好奇心と創造性、科学する心を育てることを目指した取り組みである。シュガーズはこれにメンバー全員が講師として授業の運営に携わっている。

また、シュガーズには機構内で初めて男性職員が加わっており、男女共同参画となるメンバーのフレッ

シュな考え・行動もシュガーズの特徴の一つである。今後も実践経験を積み重ねて原子力の理解促進に寄与するとともに、コミュニケーションスキルを有する人材の育成という観点からも、成果が出せるよう日々の活動を行っている。

3. おわりに

上記のように原子力機構が誇る三つのチームは、各拠点の事業内容及び地域性を生かした独自の活動を実施しつつ、分かりやすい説明素材とコミュニケーションに関わる実践的知見を蓄積・伝承し、3 チーム相互の情報共有化を図りながら効率的かつ効果的に展開している。

メンバーはいずれも原子力機構の研究系、技術系、事務系職員によって構成しており、本来業務に従事しつつ、世代交代しながらも 20 年以上活動を継続してきた。それにより、地域住民をはじめ自治体、関係機関等との連携を図りながら、地域住民とそれぞれの地域における原子力機構組織との信頼関係の醸成に努めている。

なお、原子力機構を含め原子力事業者における広報はともすれば、一方向的な情報提供を重視する傾向があった。一方、2000 年以降、欧米で盛んになってきているリスクコミュニケーション（RC）では双方向性やステークホルダーの参画の重要性が提唱されている。そのような流れを受け、原子力機構では住民の方々との双方向性をもつ対話活動にも力を入れるとともに、住民の方々との協働や住民の方々の参画を目指した取り組みについても模索的な取り組みを行ってきている。

これらの取り組みについては、大学や他機関等に対しても積極的に情報提供を行っており、関係者間との連携強化及び人材育成の面からも相乗効果を生んでいると認識している。今後も本活動が原子力事業所におけるロールモデルとして牽引できるよう努めていきたい。

---

*Sweet Potato etc.[1] , [1]JAEA

2018年秋の大会

社会・環境部会セッション

原子力事業者のコミュニケーション活動を考える

Communication Activities of Nuclear Operators

日本の中学生のエネルギーリテラシー研究：米国，タイとの比較調査から

A Study of Energy Literacy among Lower Secondary Students in Japan

*秋津　裕[1]

[1]京都大学大学院エネルギー科学研究科

1. はじめに

2016 年 11 月に発効された「パリ協定」には，途上国を含む全ての国が協調して温室効果ガス削減に取り組むために，国民の意識を高め地球温暖化解決への参加を促す教育の重要性も明記している．エネルギー・環境問題は，技術発展，政策，そして市民参加にかかっている．中でもエネルギー選択にはエネルギーリテラシーが必要となる．リテラシーとは単に知識をいうのではない．リテラシーは書字文化による共通教養であり，今日では教育によって育成される社会的自立の基礎となる公共的教養を意味する[1]．したがってエネルギーリテラシーは，エネルギーに関する課題を社会の中で広く議論するための能力であり，必要な知識や情報を選択，判断し，課題が社会・経済発展のつながりの中で成り立っていることを理解し，関心を持ち，決断，行動へと結びつけていく能力といえる．そしてこの問題に関わるすべての人が備えるものとして，教育によって培われる公共的教養であると言える[2]．

本研究は，効果的なエネルギー教育プログラム開発のための基礎的知見を得るために，米国で開発されたエネルギーリテラシーフレームワークを援用し質問紙調査を通じて，日本の中学生のエネルギーリテラシーの現況並びにその概念構造を調べることを目的としている．次世代のエネルギーリテラシー，すなわちエネルギーや環境問題に関する知識，関心・態度，規範，行動等の様態を知ることは，エネルギーに関する将来社会の姿を知る手掛かりとなるからである．日本の中学生の様態の理解をより深めるために米国，タイの中学生との比較もおこなった．

2. 方法

米国で開発されたエネルギーリテラシーフレームワーク[3]をもとに作成した質問紙 1 編と，社会心理学行動モデルで調査されている質問項目に加えて科学リテラシー，環境問題への関心，批判的思考力の調査項目をもちいて開発した 2 編（内，1 編はタイ用）の質問紙をもちいて，日本は 2014 年 3 月[2]，2016 年 7 月[4]に，タイは 2017 年 3 月[5]にそれぞれ実施した．回収した調査票のうち欠損値なしの有効調査票である 1316, 1070, 635 を分析に使用した．質問項目の内的整合性を調べて妥当な項目選択をし，各項目の難易度，識別性分析をおこなった．集計は，知識関連尺度は 5 つ，あるいは 3 つの選択肢から正答を 1 つ選ぶものとし，正答に 1 点，誤答に 0 点を，またその他の尺度は 5 段階尺度評価とし，本調査が定めた最適とする回答から 5〜1 点を与えこれを数値化し，獲得スコアの割合で分析した．エネルギーリテラシー構造モデリングは，計画的行動理論（Theory of Planned Behavior, Ajzen, 1991）と価値信念規範理論（Value-Belief-Norm Theory, Stern et al. 1999）を援用し，共分散構造分析をおこなった．平均値比較は，マン・ホイトニーの U 検定，クラスカル・ウォリス検定をもちい，相関分析はスピアマンの順位相関係数を求めた．有意差検定は両側検定をおこなっている．また外部要因による構造モデルへの調整効果を分析した（Conditional Process Analysis）．ソフトウェアは，IBM® SPSS® Ver. 24, Amos Ver. 24, PROCESS 2.13.2 for SPSS を使用した．

3. 結果と考察

本調査において日本の中学生のエネルギー関連知識は低く，女子が男子よりも知識，関心・態度，自己有効感において平均値が有意に高かった．さらに，学校教育によるエネルギーリテラシーへの影響の可能性が低い一方で，能動的学習による情報源（例えば書籍やエネルギーに関する展示見学）は，生徒のエネルギーリテラシーへ有意な効果を示した．また，エネルギー教育経験やエネルギー施設見

学経験，さらに家族の態度や行動が，生徒のエネルギーリテラシーに寄与していることが示唆された．日米比較では，日本の中学生の知識は米国よりも高い一方で，関心や自己有効感は米国の方が高く，関心・態度と行動との相関も米国の方が強いことから，日本の中学生の知識の高さは，エネルギーリテラシーにおける関心・態度，行動への寄与が低いことが明らかとなった．

日米比較に現れた知識尺度における相違は，国際的な学力テスト（PISA2012，TIMSS2011）で示される日米の総合的な学力差で説明が可能である．一方，関心・態度，行動尺度における差は，両国の社会規範の相違が表れていることが考えられる．一般に日本人は自己批判的で，受動的勤勉性が高く，米国人は自己高揚的で，自主的選好性が高い[6,7]といわれる．この傾向は母親が子育て期に望む子どもの早期発達の姿にもうかがえ，米国人が言語的自己主張を望むのに対し，日本人は行儀であった[6]．日本人は明治の動乱期から近代社会に至る過程で，与えられた役割を全うするためには努力やその過程にも価値を見い出しこれを重んじ，目標達成には持続性や受動的勤勉性が重要であるといった人間性の方向付けがなされたと考えられる[6,8]．社会が求める人間性は，教育の中でも時間をかけて助長されやがて社会規範となる．一方エネルギーや環境問題のように社会全体で取り組む長期に及ぶ課題は個人の寄与が見えづらく，知識と実際の行動とが結びつきにくいことも検証されている[9]．したがって我が国のエネルギーリテラシー向上には，①社会規範の特性に合ったやり方で，②明確な役割を付与し，役割遂行の努力を評価することで自己有効感を高めることを考慮し，③人びとが互いに影響しあうことで態度や行動に変化がもたらされる社会的介入の視点も取り入れながら，エネルギー問題に対処する新たな価値観を醸成するようなエネルギー教育を積み重ねていくことが肝要と考えられる[2]．

上記で得たデータをもとに，エネルギーリテラシーの知識，関心・態度，行動の 3 領域からなるエネルギーリテラシー概念モデルを共分散構造分析をもちいて解析し，6 つの構成要素（エネルギーの基礎的知識，環境問題に関する知識，危機感，責任感，エネルギー使用意識行動，省エネ行動）でこれを表わした．「エネルギー使用を意識した行動」を媒介とした「責任感」から「省エネ行動」への予測は負の効果となった一方で，「重要性認知（危機感）」からは正の効果であった．したがって，エネルギーや環境に関する知識が省エネ行動と結びつくには，「重要性認知（危機感）」が重要な役割を果たしていることが示唆された[10]．

次に，計画的行動理論（Theory of Planned Behavior, Ajzen, 1991）と価値信念規範理論（Value-Belief-Norm Theory, Stern et al. 1999）を統合して，規範や行動モデル要素を含んだ 9 つの構成要素（エネルギーの基礎的知識，重要性認知（危機感），責任感，個人的規範，行動に対する態度，主観的規範，行動統制可能性，行動意図，省エネ行動）からなるエネルギーリテラシー構造モデルを提案し，このモデル検証と併せて調整変数によるモデルへの効果を調べた．その結果エネルギーの基礎知識が省エネ行動に結びつくためには，このモデルにおいても「重要性認知（危機感）」が要であることが明らかとなった(Figure 1)．さらに，「エネルギーの基礎的知識」が「重要性認知（危機感）」へ寄与するためには，科学リテラシー，環境リテラシー，批判的思考力も必要であること，そして「重要性認知（危機感）」から「行動に対する態度」への効果には，環境リテラシーとエネルギーに関する家庭での会話が寄与していることが明らかとなった[11]．

提案されたエネルギーリテラシー構造モデルの適用可能性と，異なる属性におけるエネルギーリテラシー構造の相違を調べるために，タイと日本の中学生の比較をおこなった．日本はタイよりも「エネルギーの基礎的知識」は高いものの，「責任感」「個人的規範」「行動に対する態度」「主観的規範」「行動統制可能性」「行動意図」「省エネ行動」はタイが有意に高い結果となった．また日本は学年進行にしたがって，知識以外の概念構成要素が低下する認知的不協和の傾向が明らかとなった．日本とタイを統合したサンプルをエネルギーリテラシー構造モデルにあてはめたところ，モデル適用指数は許容できる値を示し，両国とも「エネルギーの基礎知識」と「省エネ行動」の関係は「重要性認知（危機感）」によって強く媒介されていた．タイは，日本よりも周囲の期待（プレッシャー）に応えようとする「主観的規範」の影響がみられた．これは，タイのアイデンティティが仏教に由来し，重要な価値観には，年配者を敬う，自己統制，対立を避ける態度などがあるといわれ，子どもは親や先生に対

して従順であることが良い子とされる[12]．このような規範がエネルギーリテラシー構造にも影響していることが考えられ，「主観的規範」が「危機感」「個人的規範」「行動に対する態度」に強く働きかけていることが示唆された．したがって，タイにおいて求められるエネルギー教育には，生徒が得たエネルギーや環境に関する基礎知識をもとに，これらの課題解決のために自らが考え実行を促すような学習が必要であると考える[13].

4. まとめ

過密な学校カリキュラムの中で，エネルギー教育に許された時間には限りがある．したがって，できるだけ効果的なエネルギー教育をおこなうために，生徒の様態を知り概念構造を理解することは重要である．エネルギーリテラシーを高めるためのエネルギー教育に求められるのは，教育が提供する知識が生涯を通じて省エネや環境配慮のための選択・行動に結びつくことである．そのためには，エネルギー選択が将来に及ぼす影響について生徒自らが認知できるような内容を提供する必要がある．さらに中等教育においても認知的不協和が表出していることから，できるだけ教育の早期段階から児童・生徒にエネルギーや環境に関する課題を提供し関心を持たせて，エネルギー関連施設見学を取り入れながら学習の過程で家庭の参加･協力を得て，ともに価値観を醸成していくことが肝要と考える．

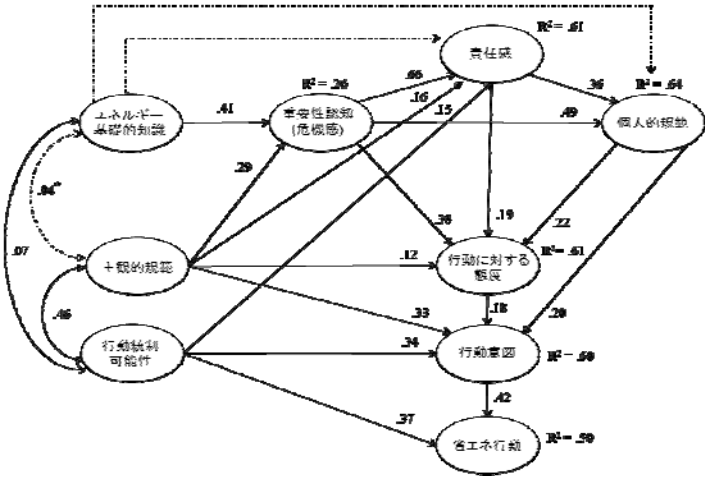


Figure 1. Energy literacy model with standardized coefficients. Non-significant estimates are indicated by the * symbol and dashed lines.
Model Fit Indices: Chi square = 116.670, df = 16, GFI = .978, AGFI = .937, SRMR = .053, NFI = .979, CFI = .982, RMSEA = .077

*Yutaka Akitsu[1]
[1] Department of Socio-Environmental Energy Science, Graduate School of Energy Science, Kyoto University

1 佐藤 学 (2003): リテラシーの概念とその再定義 ＜特集＞公教育とリテラシー, *教育學研究*, 70, pp. 292-301.
2 秋津裕, 石原慶一, 奥村英之, 山末英嗣 (2016): 日本の中学生のエネルギーリテラシー調査 －知識、関心、行動の評価と日米比較, *エネルギー環境教育研究*, Vol.10 (2), 15-28.
3 DeWaters, J. E. (2011): Instrument Development Framework for Energy Literacy, Clarkson University (U.S.) Energy Literacy Assessment Project.
4 秋津裕, 石原慶一, 奥村英之 (2017, 9 月). 日本の中学生のエネルギーリテラシー構造モデル, *BECC JAPAN 2017: 第4 回気候変動・省エネルギー行動会議*, 東京.
5 秋津裕, 石原慶一, 奥村英之 (2017,8 月). タイと日本の中学生のエネルギーリテラシー調査, *日本エネルギー環境教育学会 第12 回全国大会*.
6 東 洋 (1994): *日本人のしつけと教育－発達の日米比較にもとづいて－*, 東京大学出版会, (文京).
7 Kitayama, S., Markus, H. R., Matsumoto, H., Norasakkunkit, V. (1997): Individual and collective processes in the construction of the self: self-enhancement in the United States and self-criticism in Japan, *J. of Personality and Social Psychology*, 72 (6), pp. 1245-1267.
8 森岡清美 (1993): *決死の世代と遺書*, p.205, 吉川弘文館, (文京).
9 Chen, S. J. et al. (2015); .Craig, C. and Allen, W. (2015); DeWaters, E. and Powers, S. (2011); 早渕 (2008);Hu et al. (2013); Lee et al. (2015).
10 Akitsu, Y., Ishihara, K. N., Okumura, H. & Yamasu, E., (2017). Investigating energy literacy and its structural model for lower secondary students in Japan, *International Journal of Environmental & Science Education*, Volume 12 Issue 5 (2017) pp. 1067-1095, Article Number: ijese.2017.072.
11 Akitsu, Y. and Ishihara, K. N.: An Integrated Model Approach: Exploring the Energy Literacy and Values of Lower Secondary Students in Japan, *International Journal of Educational Methodology*, (Under review).
12 Yuenyong, C., Jones, A., & Yutakom, N. (2008). *International Journal of Science and Mathematics Education*, 6; Yuenyong, C. (2012). *Social and Behavioral Sciences*, 46.
13 秋津裕, 石原慶一(2018,8 月). エネルギーリテラシー構造モデルの評価 ―日本とタイの中学生の統合サンプルから―, *日本エネルギー環境教育学会 第13 回全国大会*.

2018年秋の大会

社会・環境部会セッション

原子力事業者のコミュニケーション活動を考える

Communication Activities of Nuclear Operators

「パブリック・アクセプタンス」と「リスコミ」の微妙な関係

Back and forth between “public acceptance” and “risk communication”

*菅原 慎悦[1]

[1]電力中央研究所

1. はじめに

今回の受賞対象2件は、社会の「リテラシー」に係る研究及び実践を行っている方々である。両者とも、教育や啓発活動を通じて、より多くの人々が原子力やエネルギー全般に関する知識を獲得する機会を得、以て「リテラシー」の向上につなげたい、という方向性を共有されている。社会・環境部会常連参加者の諸賢には、上記のような方向性の活動に対する授賞に、疑問を持つ方がいるかもしれない。当部会ではこれまで、「リスク・コミュニケーション」は双方向であるべきで、単なる教育・啓蒙とは違うのだ、社会ではなく専門家の側こそコミュニケーションを通じて変わるべきだと主張してきたではないか、それがなぜ今さら「リテラシー」なのか、それでは従来型の「パブリック・アクセプタンス」と変わらないではないか、と。本発表では、こうした疑問から出発して、「パブリック・アクセプタンス（PA）」と「リスク・コミュニケーション（リスコミ）」の関係性を論じつつ、企画セッションにおける議論の土台としたい。

2. 「PA」と「リスコミ」の峻別？

「リスコミ」とは何か。古典的だが現在もしばしば引用される定義として、全米研究評議会の「健康・安全・環境問題に関する団体間の情報交換と相互作用のプロセス（interactive process）」[1]が挙げられる。また、我が国でいち早くリスコミを紹介した木下は、「対象のもつリスクに関連する情報を、リスクに関係する人々（ステークホルダー）に対して可能な限り開示し、たがいに共考することによって、解決に導く道筋を探す思想と技術」[2]と定義している。この他にも多くの研究者や実践者がそれぞれに「リスコミ」の定義を試みてきたが、その多くに共通しているのが、上記の2つの定義に見られる“相互作用”であり“共に考える”という点である。「相互に」「共に」という言葉で体現される「双方向性」こそが「リスコミ」の根幹であり、これを具えていない活動は「リスコミ」とは言えず、従来型の「PA」に過ぎないのだ、という批判がしばしば展開されてきた。

筆者も、「双方向性」を重視すべきという主張には賛同するし、この点が我が国の原子力に欠けてきたという指摘にも基本的に同意する。また、福島事故後の「リスコミ」に対する注目の高まりとともに、従来よりも「双方向性」を高めようとする工夫（例：「素人」にもわかりやすい説明を可能な限り心掛ける、質疑応答の時間を従来よりも長めにとる、など）が行われており、こうした努力の重要性も否定しない。

さりながら、外形的な「双方向性」のみを基準に、この活動は十分に双方向だから「リスコミ」で、あの活動は双方向性が足りないから「PA」だ、といった峻別を行うことには、それほど意義を見出せない。「リスコミ」の学問的定義は多分に内包的であり、具体的にどのような活動がリスコミであるかを判別する基準としては使い難く、またそうすべきでもないと筆者は考える。むしろ、こうした活動の実践者たちの中で、なぜ「双方向性」が必要なのかという問題認識の次元こそ、より重視されて然るべきと思料する。

複数の主体が“相互に作用し合う”“共に考える”という「リスコミ」概念の背景には、リスク問題に対する唯一解が存在しないからこそ、ステークホルダーがコミュニケーションをとりながら解決を模索していくのだ、という理念の存在がうかがえる。問題に対するアプローチや解が複数存在しており科学的・技術的に一意に定まらない、あるいは技術的な最適解は提示しうるものの倫理・公平性その他の価値と相剋が生じうるといった場合に、技術的にもそして社会的にも受容可能な解は何かを、ステークホルダーを巻き込みながら探していく。その際、技術専門家が重視していなかった価値が見出される、あるいは問題の

捉え方（フレーミング）自体が変わることで、当該問題をめぐる視点や知識がより豊かなものとなり、とるべき選択肢も変わっていく。こうした変容の可能性こそが、「共に考える」の本質的な意義と解せよう。

しかし、我が国の原子力業界におけるこの種の活動には、依然として、「技術的には既に答えは出ていて、あとは社会の側の理解の問題だ」という問題認識が透けて見える。こうした認識の下に行われる活動は、「双方向性」を掲げていても、その実、「正しい知識」を伝えることでリスク認知の「是正」を志向する、あるいは技術専門家の示す解決案への「ご理解」を目指すものとなり、「相互に作用する」「共に考える」という対称的な関係性が欠如しがちである。たしかに、説明会で質疑応答の時間を長くとることで従来よりも「双方向性」は高められているが、そうした説明や質疑応答を経て安全対策等の意思決定が（様々な意味において）より「良い」方向へと変化した例は、管見の限り見当たらない。もちろん現実には、技術的な解が一つしかないような種類の問題もあるだろうし、あらゆるリスク問題について常に人々のリスク認知や価値観を考慮し反映することが適切とも言い難い。しかし原子力分野では、多くのトレードオフを考慮した上で、専門的知識に加えてある種の価値選択に基づいて判断せざるをえないような種類のリスク問題も存在しており、そうした問題こそ「共に考える」アプローチが適用されるべきものと考える。仮に、原子力事業者等がここに記したような意味で「共に考える」ことを目指し、その議論を行う上で必要となる技術的知識や背景についての知識伝達の場面があったとして、それがたとえ一方向的で啓蒙的なものであっても、それは「リスコミ」の不可欠な一過程という見方も可能だろう。逆に、説明会などの場で外形的な「双方向性」をいくら高めようとも、それが意思決定への「相互作用」をもたらさないのであれば、「リスコミ」の本旨からは外れた活動と言わざるを得ないだろう。

3. 「リテラシー」の活用先を

秋津氏の調査では、エネルギーに関する知識は米国よりも日本の中学生が多く有しているが、関心や自己有効感が低く、知識が実際の選択や行動に結び付いていない点が指摘されている。ここまで論じてきたことと関係づけて考えるならば、原子力関係者が相当の資源を投じて「理解活動」に取り組み、地域住民や次世代層がある程度の知識を獲得したとしても、それを十分に活かす場が用意されていない、という可能性が示唆される。これは、我が国の原子力では事業者の安全対策や国の政策に対して公衆の関与しうる場が限定的であった、という社会科学からの批判とも符合する。

安は、社会の技術リテラシーの問題は、従来のいわゆる「啓蒙教育」的な考え方ではなく、技術ディバイドとでもいうべき社会の中の不公平な状況を認知し、それに対して知識の裾野を広げることによって複雑な技術社会的問題に対する議論に多くの国民が関われるようにするという公平性確保の問題ととらえるべき、と述べた[3]。これは、秋津氏の掲げる「リテラシー」の理念、すなわち「社会的自立の基礎となる公共的教養」であり、「エネルギーに関する課題を社会の中で広く議論するための能力」である、という捉え方とも重なる。こうした視角に立つとき、我が国の問題は公衆の「リテラシー」自体よりもむしろ、その「リテラシー」の活用先が不足していることにあると捉えられる。いわば、教育・啓蒙的な「理解活動」（≒「PA」）は、それによって獲得した「リテラシー」を人々が発揮しうる場や仕組み（≒「リスコミ」）と相俟って初めて、現代社会における公共的意義を果たし得るのだ、と考えられるのではないか。

参考文献

[1] National Research Council, Improving Risk Communication, National Academies Press, 1989.

[2] 木下冨雄、リスク・コミュニケーションの思想と技術：共考と信頼の技法、ナカニシヤ出版、2016.

[3] Joonhong Ahn, 公益と工学，GoNERI シンポジウム，2011 年 11 月 22 日，東京大学.

*Shin-etsu Sugawara[1], [1] CRIEPI.

Oral presentation | I. General Issues：General Issues

Wed. Sep 5, 2018 2:45 PM - 3:50 PM JST | Wed. Sep 5, 2018 5:45 AM - 6:50 AM UTC | Room O D25 - D Building

[1O06-09] Nuclear Policy

Chair:Tetsuo Sawada(Tokyo Tech)

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

[1O06] Nuclear-Biomass Hybrid System 2 for Electricity Demand Fluctuation

Necessity of flexibility in Future Deregulated Electricity Market

*Hoseok Nam[1], Keisuke Mukai[1], Satoshi Konishi[1] (1. Kyoto University)

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

[1O07] Market Possibility of Nuclear-Biomass Hybrid System 2

Biochar production, carbon sequestration and emission credit

*satoshi konishi[1], nam hoseok[1], shutaro takeda[2], keisuke mukai[1] (1. IAE,Kyoto University, 2. Graduate School of Advanced Integrated Studies in Human Survivability, Kyoto University)

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

[1O08] Clarifying the logical structure of court discussion on nuclear safety from analyzing judicial decisions about nuclear power plants

*Go Kikuchi[1], Tuyoshi Takada[1] (1. Unuversity of Tokyo)

3:30 PM - 3:50 PM JST | 6:30 AM - 6:50 AM UTC

Time reserved for Chair

Nuclear-Biomass Hybrid System 2 for Electricity Demand Fluctuation: Necessity of flexibility in Future Deregulated Electricity Market

*Hoseok Nam, Keisuke Mukai, Satoshi Konishi
Kyoto University

Abstract

Use of the nuclear electricity for biomass conversion to charcoal and organic gas is analyzed to respond the demand fluctuation, particularly for the time of negative marginal price for electricity. Nuclear power can be sold in the capacity market and negawatt market for the time beyond break-even price. Low price electricity can be converted to biochar (fixed carbon) production utilizing waste biomass brings profit from carbon market by achieving carbon sequestration.

Keywords: Deregulated electricity market, Carbon sequestration, Carbon market, Nuclear, Biomass

1. Introduction

Deregulated electricity market (DEM) and carbon market are anticipated to grow due to electricity generation from various energy sources and the pledge for CO_2 reduction. This market shows negative marginal price based on liberal capitalism principle. Electricity generation from nuclear plant may not be profitable at the certain time of a day in the future. This study analyzes the possibility of base load nuclear electricity to respond the demand change by utilizing combination with biomass conversion plant.

2. Breakthrough for Nuclear Plant in the future

The introduction of the renewables increases [1], while electricity generation cost from renewables decreases [2]. Unsold nuclear power can be sold at capacity market and negawatt market. With the use of relatively lower price of electricity from these market, biochar production ranging from 250ºC to 400ºC is possible. The conversion equation of $(CH_{1.6}O_{0.6})_n$ = $nC+0.4nH_2+0.6n$ $H_2O-451n$ kJ is assumed to use biomass incorporated with the large portion of lignin. The biochar is a stable solidified carbon, which is considered carbon sequestration. The result indicates that if the breakeven price for electricity is \$66/MWh, carbon price needs to be \$16/tCO_2 to have the same annual income. Fig 1 describes the income change by marginal price and continuing hours of marginal price. If annual average electricity price takes place below 3,000 hours at \$-100/MWh, it can make positive income because of profit from carbon market. This proves the complementary role of nuclear-biomass hybrid system operation.

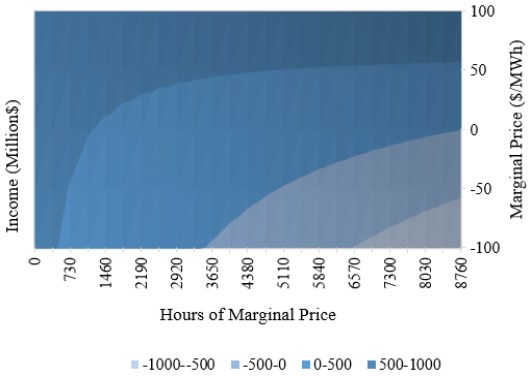


Fig 1. Income of Nuclear-Biomass Hybrid System

4. Conclusion

The rise of DEM is possible in Japan, when the goal of 22 to 24% electricity generation from renewables is achieved in 2030 [3]. It is a plausible option for nuclear power industry to consider new concept of Nuclear-biomass hybrid system. This can be a new pathway to flexibly adapt to a new environment.

References

[1] International Energy Agency, World Energy Outlook 2017, IEA, 2017
[2] Ministry of Economic, Trade and Industry, Long-term Energy Supply and Demand Outlook, METI, 2015
[3] International Renewable Energy Agency, Renewable Power Generation Costs in 2017, IRENA, 2018

原子力バイオマスハイブリッドシステムの市場可能性 2：木炭生成、炭素隔離と排出権市場

Market Possibility of Nuclear-Biomass Hybrid System 2;
Biochar production, carbon sequestration and emission credit

*小西　哲之[1]，南昊錫[1]、武田秀太郎[2]、向井　啓祐[1]
[1]京都大学　ｴﾈﾙｷﾞｰ理工学研究所、[2]京都大学思修館

原子力エネルギーとバイオマスの複合では、バイオマスから木炭を製造し、それを大気循環からの二酸化炭素の恒久的隔離として、CCS と同様に排出権市場で販売できる可能性があり、これは電力、燃料とともに原子力の第 3 の市場となりうる。軽水炉以上の温度で、特に木質など炭素含有率の高いバイオマスを吸熱分解して炭化することで安定な固形炭素が得られ、これは電力や燃料の需要によらない。

キーワード：バイオマス、木炭、二酸化炭素、CCS、排出権

1. はじめに

バイオマスは CHO を主な構成元素とする複雑な化合物であるが、熱分解部分は比較的低温で起こる。

一方パリ合意に従えば今後世界のエネルギーは急速な脱炭素化を必要とし、エネルギー需要にまして二酸化炭素削減能力の需要が大きいと考えられる。原子力による二酸化炭素削減法としての木炭生成と炭素隔離の可能性の検討を報告する。

2. 測定と検討

セルロースを嫌気条件で熱分解して熱天秤で測定した。280℃以上で炭化が起こり、300℃以上でほぼ完全に木炭化した。温度によるがバイオマスの 70%程度の重量のチャーが得られる。この温度で留分は複雑な有機混合物であるが、炭化には軽水炉のエネルギーを利用できる。特に炭素含有率の高い木質バイオマスの主成分であるリグニンの生成熱からは、$(CH_{1.6}O_{0.6})n = nC+0.4nH_2+0.6n\ H_2O-451n$ kJ と、理想的には大きな吸熱で炭素を生成する反応が考えられる。留分の完全なガス化は水性ガス生成と類似でより温度を必要とすると考えられるが、必要熱量は木炭と留分生成の場合これより少ない。

生成炭は化学的に安定でありバイオマス起源なので、大気中二酸化炭素を恒久的に固定したものとみなすことができる、つまり、CCS で用いられる CO_2 の地中への隔離と同様の効果を持つため、実効的には排出権を生成することになる。一方、CCS と異なり、化石燃料の燃焼や火力発電に付随して二酸化炭素を回収する必要がなく、また地中貯留よりも管理や立地が容易であるため、バイオマスの入手できるところであれば排出権生成の制約は少ない。つまり、核エネルギーを電力に転換する代わりに排出権クレジットという別の形のエネルギー商品を製造することになる。上記反応式の吸熱量は可能な最大熱量であるがこの場合でさえ、現在の代表的発電コストと炭素価格がほぼ等価である。この排出権化フローの一例を図１に示す。

3. 結論

ここで示すバイオマス炭化反応は、原子力の利用法として、電力や燃料製造と異なる第 3 の市場可能性を示唆しており、既存エネルギー市場の制約を受けない。

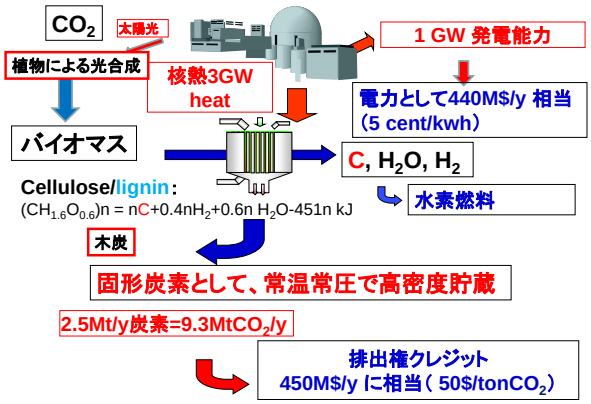


図 1 バイオマス炭化と排出権化のフロー

*Satoshi Konishi[1], Hoseok Nam[1] , Shutaro Takeda[2], and Keisuke Mukai[1]
[1]Institute of Advanced Energy, Kyoto University, [2]Graduate School of Advanced Integrated Studies in Human Survivability, Kyoto University.

原発訴訟の決定文に基づく原子力安全に関わる司法の議論構造の明確化

Clarifying the logical structure of court discussion on nuclear safety relying on judicial decisions about nuclear power plants

*菊池　豪[1]，高田　毅士[1]
[1]東京大学

本稿では、原子力発電所稼動の是非を問う裁判（以下、原発訴訟）において出された決定文を元に、当事者の主張の対立構造を含め、原発訴訟で扱われる原子力安全問題の構造を明らかにし、原発訴訟で扱われる問題の本質を明確にすることを目的とする。

キーワード：原子力安全，工学，原発訴訟

1. 背景・目的

これまで、全国各地で原発訴訟が行われており、福島第一原子力発電所事故以降、その数は急激に増加している。これらの原発訴訟における裁判所決定は、実際の原子力発電所の運用にも影響を与えており、工学として、この状況に真摯に向き合うことが必要である。

原発訴訟については、原子力界からも提言がなされており、その中には「一般市民に対する理解しやすい説明が必要である」とするものもある。理解しやすい説明が必要であることは否定しないが、ここでより重要なことは「何を」説明するのかということである。

原発訴訟では、個別具体的な案件まで踏み込んだ、専門性の高い争点が扱われている。専門性が高いが故に、原子力安全という大きな枠組みの中の局所的な部分が争点になっており、専門家の答弁も局所的なものにならざるを得ないという実情もある。個々の争点に対する理解しやすい説明は、原子力安全に関する局所的な説明にしかならず、原子力安全という大枠の理解につながりにくいと考えられる。

本研究では、原発訴訟で扱われた争点を抽出し、各争点に対して、その争点の発端となった大枠の問題意識を考察し、整理した。これにより、原子力安全の理解に向けて「何を」説明すればよいかが明確になると考えられる。本稿では地震に関する検討について報告する。

2.手法

過去に行われた 4 件の原発訴訟[1][2][3][4]における判決文および決定文から、地震に関連する争点とそれに対する当事者の主張を筆者がとりまとめた。各争点および当事者の主張を分析し、それらが形成された背景にあり、理解しやすい説明が本来的に必要な要素を抽出する。

3. 分析結果

上記分析結果から抽出した要素は以下の通りである。

①地震動評価における平均像のあり方（ばらつきの考慮）
②安全余裕の与え方（システム全体の余裕、設計段階等各ステップでの余裕）
③確率の考え方（敷地ごと、日本全体、考慮する期間）
④地震学の水準（どこまでわかるのか、社会のニーズとの関連）
⑤地震の経験と規準への反映（知見を取り入れ、更新することの重要性）
⑥「わからないこと」に対する対処のあり方（「震源を特定せず策定する地震動」の位置づけ）

4. まとめ

本稿では、原子力安全のあり方を分かりやすく伝えるために、地震に関して着目すべき要素の抽出を行った。原子力安全の根底にある工学の考え方を理解してもらうことが、原子力安全に対する一般市民の理解の助けとなると考えている。

参考文献

[1] 大飯原発 3,4 号機運転差止請求事件. 平成 24 年(ワ)第 394 号など：福井地方裁判所,2014 年 5 月 21 日
[2] 川内原発稼動等差止仮処分申立事件. 平成 26 年(ヨ)第 36 号：鹿児島地方裁判所, 2015 年 4 月 22 日.
[3] 原発再稼動禁止仮処分申立事件. 平成 27 年(ヨ)第 6 号：大津地方裁判所, 2016 年 3 月 9 日
[4] 伊方原発 3 号機運転差止仮処分命令申立事件. 平成 28 年(ヨ)第 38 号など：広島地方裁判所,2017 年 3 月 30 日

*Go KIKUCHI[1], Tsuyoshi TAKADA[1]
[1]University of Tokyo

Oral presentation | I. General Issues：General Issues

Wed. Sep 5, 2018 3:50 PM - 4:55 PM JST | Wed. Sep 5, 2018 6:50 AM - 7:55 AM UTC | Room O D25 - D Building

[1O10-13] Human Resource Development

Chair:Satoshi Konishi(Kyoto Univ.)

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

[1O10] Improvement of the severe accident practice tool

*IKUO KAWASAKI[1], AKIRA NAKAMURA[1], SHUNSUKE TAKAHASHI[2] (1. Institute of Nuclear Safety System, Incorporated , 2. The Kansai Electric Power co.,inc.)

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

[1O11] Effect of energy environmental education for university students

*Shinichi Oiso[1] (1. INSS)

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

[1O12] Present status and future prospective for human resource development of radiation safety specialist

*Yasuhisa Oya[1], Kenji Okuno[1], Yuji Hatano[2], Kazunari Katayama[3], Akihiro Nohtomi[3], Kenichi Hashizume[3], Masanori Hara[2] (1. Shizuoka Univ., 2. Univ. of Toyama, 3. Kyushu Univ.)

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

[1O13] Analysis of the structure of *Genshiryoku-mura* toward a paradigm shift of consensus building (7)

Integrated Atomic Energy Research Initiative of Kyoto Univ. and Hideki Yukawa at the dawning period

*Tetsuo Sawada[1], Mask Bando[2] (1. Tokyo Institute of Technology, 2. NPO JEIN)

4:50 PM - 4:55 PM JST | 7:50 AM - 7:55 AM UTC

Time reserved for Chair

シビアアクシデント演習ツールの改良

Improvement of the severe accident practice tool

*川崎 郁夫[1]，中村 晶[1]，高橋 俊佑[2]
[1]原子力安全システム研究所，[2]関西電力

福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえて開発した、シビアアクシデント（SA）時の本部対応を疑似体験できる演習ツールにおいて、緊急時活動レベル（EAL）判断基準の見直し等を反映して演習ツールの改良を行った。
キーワード：シビアアクシデント（SA），緊急時活動レベル（EAL），原子力防災訓練，MAAP、SPDS

1．緒言

福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえて開発した SA 演習ツールの演習シナリオは、従来より過去の原子力防災訓練シナリオを基に作成しており、演習時間の表示制限によるプラントの状況把握が困難等、先般の発電所教育を通じて課題の抽出、対応を進めていたところ、平成 29 年度に原子力災害対策指針等の改正に伴い、EAL 判断基準についても一部見直しされたことにより、従来の演習シナリオでは見直し後の EAL に対応していないものがほとんどであり、新 EAL の判断に対応していないことから、演習シナリオを抜本的に見直す必要性が発生した。また、従来の 1 シナリオあたり 30 分間の演習では演習前後のプラント状況がつかみづらいという課題があった。

2．演習ツールの改良内容

演習シナリオについては、SA 研修の時間（2 時間）を考慮して、代表的な 1 次系の事象として原子炉冷却材漏えい、2 次系の事象として 2 次系給水喪失を選定した。それぞれの事象について、今回の EAL 判断基準の変更点を含むクロノロジを作成して、MAAP 解析により演習シナリオおよび演習用 SPDS データを作成した。

また、プラント状況を理解しやすくするため、事象発生から収束まで一連のシナリオの演習ができるように、演習シナリオ時間を最大 50 時間まで延長可能とした。それに伴い、事象進展の早送り機能の強化（最大 64 倍速まで可能）、トレンドグラフ表示における横軸（時間）スパンの変更を可能とした。

表 1　演習シナリオのクロノロジの例（原子炉冷却材漏えい）

主要なイベント	事象発生からの経過時間
LOCA発生	0分
原子炉トリップ	0分
ECCS作動（SI信号）	0分
A，B－非常用DG自動起動	0分
A－CH／SIP起動失敗	0分
B，C－CH／SIP起動	0分
A－RHRP起動	0分
B－RHRP起動	0分
2次系強制冷却開始	10分
A－RHRP停止	20分
A，B－非常用DG故障停止	30分
B，C－CH／SIP停止	30分
B－RHRP停止	30分
炉心出口温度350℃超過	52分
被覆管破損	57分
炉心損傷検知	1時間2分

（変更前はECCS作動により SE21 と判断したが変更後は判断しない）
（変更後はポンプ全台停止により SE21，GE21 と判断）

3．まとめ

今回改良した SA 演習ツールを用いて SA 研修を実施し、研修受講者が EAL 判断基準の変更点について理解を深めることができた。今後は不足している EAL を網羅するよう演習シナリオの充実を図る。

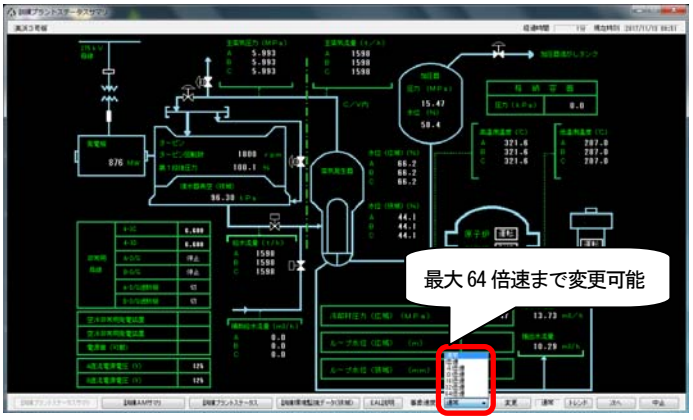


図 1　訓練ﾌﾟﾗﾝﾄｽﾃｰﾀｽｻﾏﾘ画面（事象進展の早送り機能）

図 2　トレンドグラフ表示画面（横軸スパン変更）

参考文献
(1) 川崎郁夫ほか，原子力学会 2014 春の年会，C22，東京都市大学（2014）
(2) 川崎郁夫ほか，原子力学会 2016 秋の大会，2M04，久留米シティプラザ（2016）

* Ikuo Kawasaki[1], Akira Nakamura[1], Shunsuke Takahashi[2]
[1] Institute of Nuclear Safety System, Incorporated, [2] Kansai Electric Power Co., Inc.

大学生に対するエネルギー環境教育の効果

Effect of energy environmental education for university students

*大磯眞一
(株)原子力安全システム研究所

福島第一原子力発電所事故以降、日本のエネルギーを取り巻く情勢はますます厳しくなり、エネルギーミックスやエネルギーセキュリティ、エネルギー自給率について、大学で教育する意義も高まってきている。そのような状況を踏まえ、エネルギーミックスおよび海外でのエネルギー情勢などに関する教育実践を行った。

キーワード：大学生、エネルギー環境教育、エネルギーミックス、エネルギーセキュリティ、エネルギー自給率

１．緒言

2017 年およびその前年の 2016 年の 4 月から 8 月に、福井大学において工学部学生（1～4 年生）を対象に資源エネルギー論の講義を実施し、その中でアクティブラーニングを用いたエネルギーミックス教育も行ったので、その結果の比較、得られた知見について報告する。

２．概要

2030 年度の日本の電源構成について、エネルギーミックスの講義の後、3 名～5 名の小グループ（A～Gの 7 グループ）に分かれ、原子力、ＬＮＧ、石炭、石油、再生可能エネルギーについて、それぞれ何%ずつにすればよいと考えるかを、各グループで議論の上、理由を含めて発表してもらった。再生可能エネルギーについては、風力、太陽光などを、それぞれ何%にするのか内訳も記載した上、理由についても明記してもらった。その上で、2017 年の結果を 2016 年の結果と比較分析した。また、講義後の海外のエネルギーの現状と課題への理解度も調べた。

３．結果（2017 年）

	原子力	ＬＮＧ	石炭	石油	再エネ		原子力	ＬＮＧ	石炭	石油	再エネ
A	20%	24%	28%	3%	25%	G	10%	30%	25%	5%	30%
B	20%	20%	24%	3%	33%	**2017**	**16.4%**	**28.5%**	**26.9%**	**6.6%**	**21.6%**
C	10%	30%	25%	20%	15%	**2016**	**20.3%**	**27.6%**	**19.9%**	**5.2%**	**27.0%**
D	25%	32%	28%	2%	13%	**変動**	↓	↑	↑↑	↑	↓↓
E	10%	35%	30%	3%	22%	**σ**	**5.80③**	**4.95④**	**2.03⑤**	**6.02②**	**7.59①**
F	20%	29%	28%	10%	13%	**ｴﾈ庁**	**22-20%**	**27%**	**26%**	**3%**	**22-24%**

４．考察

2017 年の平均値をみると、原子力は 16.4%と 2016 年の 20.3%より下がった。再稼働がなかなか増えていかない現状を踏まえてのことと考えられる。再生可能エネルギーについては、2016 年の 27.0%を下回る 21.6%となった。太陽光、風力など一長一短があり、2030 年度見通しについて、学生はより現実的な見方をしてきていると言える。グループ毎のデータのばらつきを示す標準偏差(σ)は、再生可能エネルギーが最も大きくなっており、意見に差があることがうかがえる。また、海外主要 4 か国（米、中、独、仏）のエネルギーの現状と課題に関する理解では、講義により大幅な向上が見られた。現状については米国への理解度が最も高くなった。米国は、原子力を含めたエネルギーミックスが比較的実現できていることがわかりやすかったと考えられる。また、課題については中国への理解度が最も高くなった。環境問題が深刻になっているので、原子力発電や再生可能エネルギーの比率を増やしていくという方向性が学生にも見えやすかったと言える。一方、ドイツへの理解度が最も低くなった。すでに再生可能エネルギーの比率が高く、原子力の廃止も決定していることから今後の対策が見えにくかったと考えられる。

*Shinichi Oiso
Institute of Nuclear Safety System, Incorporated

放射線安全のための大学間連携放射線計測専門家育成プログラムの現状と今後の展開

Present status and future prospective for human resource development of radiation safety specialist

*大矢恭久[1)]，奥野健二[1)]，波多野雄治[2)]，片山一成[3)]，納冨昭弘[3)]，橋爪健一[3)]，原正憲[2)]
[1]静岡大学，[2]富山大学，[3]九州大学

静岡大学が中心となり、富山大学、九州大学と連携し、放射線安全のための大学間連携放射線計測専門家育成プログラムを構築し、これまでに２年間実施してきた。各大学の特色ある実習を組合せ、全放射線種の測定・取扱を体験できる実習となり、受講生からのアンケートを参考に満足度の高いプログラムを構築できた。

キーワード：放射線安全，放射線測定，大学間連携プログラム，原子力規制人材育成

1. 緒言

特に放射性物質や放射線リテラシー向上のためには、エネルギー・環境問題を理解した放射線計測・取扱専門家の育成が必要不可欠である。そのためには、種々の放射線計測の系統的な教育プログラムには大学間連携が必要不可欠であり、これらをひとつの教育プログラムとして実施することにより高度な放射線計測・取扱専門家の育成につなげることが可能となる。種々の放射線計測技術を有する国内の放射線教育研究機関が連携し、各機関での特徴ある放射線計測手法について実習課題としてまとめ、系統的な放射線計測・取扱・原子力科学教育カリキュラムをこれまで2年間実施してきた。

2. 教育プログラム

本プログラムでは大学間で連携し、役割を分担することにより様々なエネルギーのアルファ、ベータ、ガンマ線計測から中性子計測まで系統的に学習できるプログラムとした。各実施期間にて 2 日間の実習プログラムとし、各大学で放射線教育を受けた学生の専門性をさらに向上させるための実習をめざした。静岡大学では、コバルト 60 ガンマ線照射装置を用いたフリッケ鉄線量計、^{45}Ca を用いた同位体希釈法による Ca の定量分析、アルファ線スペクトロメトリー、九州大学ではレムカウンター・BF_3 比例計数管による中性子線量測定、電離箱によるトリチウムベータ線計測、半導体素子を利用したガンマ線計測、富山大学ではイメージングプレートによるトリチウム定量評価、液体シンチレーションカウンタの特性評価、ベータ線によるＸ線の発生を実施した。また、放射線取扱主任者試験対策の集中講義も開講した。

3. 実施状況

放射線測定機材を充実化させることにより、充実した実習を提供することができ、受講生の満足度向上につなげられた。受講生からは「放射線取扱の具体的なイメージが得られ、試験、実技に役立つ」「普段できない計測の実験ができて良かった。主任者試験につながる内容で来て良かった。」「放射線の計測経験が無かったので貴重な体験になった。」「非密封のＲＩを扱う経験が貴重であった。」「自分の大学で学べないことが学べたために非常に良かった。」「座学だけでは理解できないところまで深く学べ、より発展した内容まで知りたいと思った。」等の意見があり、満足度は高かった（9.13 点/10 点）。原子力や放射線安全（規制）に関する職への興味を向上させることにも貢献できた。今後更に少人数で受講生が自分で操作しすべての実習ができる環境を整え、さらに満足度を高めていく計画である。

*Yasuhisa Oya[1], Kenji Okuno[1], Yuji Hatano[2], Kazunari Katayama[3], Akihiro Nohtomi[3], Kenichi Hashizume[3], Masanori Hara[2]
[1]Shizuoka Univ., [2]Univ. of Toyama, [3]Kyushu Univ.

原子カムラの構造分析から合意形成論へ(7)
原子力黎明期の京大における総合原子力研究所構想と湯川秀樹

Analysis of the structure of *Genshiryoku-mura* toward a paradigm shift of consensus building (6)
– Integrated Atomic Energy Research Initiative of Kyoto Univ. and Hideki Yukawa at the dawning period-

*澤田　哲生[1], 板東昌子[2]

[1]東京工業大学・先導原子力研究所, NPO あいんしゅたいん

湯川秀樹は、1957年3月29日に原子力委員を辞任した。湯川はそれ以降原子力研究と袂を分かったと巷間信じられているが、それを否定する歴史資料がある。辞任以降も湯川は大学での原子力研究の統合に関与した。

キーワード：原子力ムラ、湯川秀樹、京大原子力研究整備委員会、原子核科学、関西原子炉

1. 緒言

1958年12月に京都大学で原子力研究整備委員会が開催された。そこでは、理医工農各学部、化学研究所、工学研究所、基礎物理学研究所を横断する総合原子力研究所の整備計画案が検討された。これは関西研究用原子炉(後に熊取に設置された京大原子炉実験所)とは別の研究組織構想である。その理念・意義と湯川秀樹との関連性について論じる。

2. 方法

研究方法は、湯川史料および関連する文献などの分析と原子力関係者への聞き取り調査である。

3. 京都大学の総合原子力研究所構想

１９５８年(昭和３３年)年１２月１０日(水)午後１時から『原子力研究整備委員会』が開催された。委員は理医工農各学部長、化学研究所/工学研究所/基礎物理学研究所各所長、およびその他の教授4名である。この4名の中に荒木源太郎(原子核工学科)がいた。また、当時の基礎物理学研究所長は湯川秀樹である。なお、京大原子炉実験所は1956年に計画されている[1]。〝原子力研究整備計画案〟には、次の2点が記されている。

> １．最終目標としては総合的な研究所の設置を考える──その規模としては別記のような三部からなる研究所の設置を考える。
> ２．差当りの実施方針としてはつぎの方法をとる──適当な時期に化学研究所の原子力関係部分を工学研究所に統合し総合研究所の形式を実現する。統合の時期は諸種の事情を考えに入れ、この委員会で充分研究の上決定する。それまでの間は化研，工研のままでこの整備計画の方針にしたがって設備および施設を整備する。

また、設立の理念には以下のようなくだりがある。

> 原子核科学についての学部の現状をみると、工学部に於ては原子核工学科が本年度より新設され（中略）原子力を中心とした工学的教育体制が一応整備の方向に向かっている。（中略）
> 原子核科学についての教育と研究の体制は応用部面のみの充実では真にその目的を達することはできず、基礎科学より応用科学に至る調和ある体制が必要であり、特に広い分野を包含する原子核科学に於いて大学の受持つ重要な責務は基礎的研究と基礎的学科を充分修得した学生の養成にある。

4. 結言

総合原子力研究所は京大の〝原子核科学の綜合研究所〟という位置付けであった。京大の諸学部および諸研究所の共同利用の便に供されるべきものとして大学全体の計画の一環として構想されていたのである。

参考文献

[1] 門上登史夫「実録 関西原子炉物語–熊取に第三の火が灯るまで」（日本興論社、昭和３９年４月）

---

*Tetsuo Sawada[1], Masako Bando[2]

[1]Tokyo Tech., [2]NPO JEin

Oral presentation | I. General Issues：General Issues

Wed. Sep 5, 2018 4:55 PM - 5:45 PM JST | Wed. Sep 5, 2018 7:55 AM - 8:45 AM UTC | Room O D25 - D Building

[1O14-16] Nuclear Non-proliferation and Nuclear Security

Chair:Yoshiki Kimura(JAEA)

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

[1O14] Current Activities of Human Capacity Building Support by ISCN/JAEA

*Mitsutoshi Suzuki[1], Naoko Noro[1], Yosuke Naoi[1] (1. Japan Atomic Energy Agency, Integrated Support Center for Nuclear Nonproliferation and Nuclear Security)

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

[1O15] A study on how to simultaneously promote and strengthen nuclear nonproliferation and nuclear security

(6) Investigation of measures addressing issues for the synergistic effect between nuclear non-proliferation and nuclear security

*Takashi Kimura[1], Ryo Shimizu[1], Makiko Tazaki[1], Hiroshi Tamai[1], Kazunori Suda[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

[1O16] A study on how to simultaneously promote and strengthen nuclear nonproliferation and nuclear security

(7) Summary of the synergistic effect of nuclear security and nuclear nonproliferation on nuclear fuel cycle facilities

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

5:40 PM - 5:45 PM JST | 8:40 AM - 8:45 AM UTC

Time reserved for Chair

人材育成支援事業の最近の活動状況

Current Activities of Human Capacity Building Support by ISCN/JAEA

*鈴木 美寿[1]，野呂 尚子[1]，直井 洋介[1]

[1]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

2011 年度以降、約 7 年間に亘って活動して来ているアジア地域の国々等を対象とした核不拡散及び核セキュリティ分野の人材育成支援事業について、今までの成果について取り纏めるとともに、最近の状況、課題等について報告する。

キーワード：核不拡散・核セキュリティ，人材育成，バーチャルリアリティ，核物質防護実習フィールド

1. 緒言

核不拡散・核セキュリティ総合支援センター(Integrated Support Center for Nuclear Nonproliferation and Nuclear Security: ISCN)は、第 1 回核セキュリティサミットにおける日本政府の声明を起源としてアジア初の核不拡散・核セキュリティ地域拠点として設立され 2011 年より活動を開始して以降、アジア地域の国々の本分野における人材育成に貢献しており、アジア各国に加え日米両政府より高い評価を受けている。本発表では、ISCN の人材育成支援事業の最近の状況等について取り纏め報告する。

2. 人材育成支援事業の特徴

2-1. アジア諸国への貢献

ISCN の人材育成支援の目的は、アジア地域で原子力技術の発電又は産業利用を検討している国々に対して、核不拡散（保障措置）及び核セキュリティ分野における国際条約の批准、国内規制、施策実施等に携わる人材の育成を支援することにある。今までに、82 の国及び 3 つの国際機関より 150 のトレーニングコースに合計 3,922 名の参加者を得ており、上記の人材育成支援に重きを置いた本事業は、我が国の経験知見をアジア諸国へ紹介提供することで、当該地域の核不拡散・核セキュリティ分野の意識や体制の向上に貢献している。

2-2. バーチャルリアリティ及び核物質防護実習フィールド

トレーニングを効果的に実施するために、講義による座学やグループ討議以外に、バーチャルリアリティ技術を用いて、核物質防護に係る機微情報に抵触しない範囲で原子力発電所の施設内部について参加者に視覚で体験して貰う設備、及び核物質防護対策で用いる侵入防止や出入り管理等の設備機器等の原理や特徴を、実際に手で触れて体験して貰うことが出来る施設（核物質防護実習フィールド）を整備して運用して来ており、記憶に残る強い印象を与えることが出来ることから参加者より高い評価を得ている。

2-3. 国際協力

国際原子力機関(IAEA)を始めとする、米国エネルギー省国家核安全保障局(DOE/NNSA)及び欧州委員会共同研究センター(EC/JRC)からの国際協力を得て、また、アジア地域の本分野の協力枠組み等にも参加して、当該地域の動向・関心等の把握に努めている。特に、核セキュリティサミットの後に、我が国と同様に韓国及び中国に人材育成トレーニングセンター(Center of Excellence: COE)が開所し、3 か国間で連携協力する活動を展開中であり、IAEA が主導する世界的な核セキュリティトレーニングセンターのネットワーク会議においても、地域 COE 協力の模範との評価を受けている。

3. 課題等

核不拡散（保障措置）分野のトレーニングにおいて機構の保有する資産を有効活用したコースの提供、核セキュリティ分野で多様なニーズに適確に対応できる新規コース開発及びインストラクターの養成等。

---

*Mitsutoshi Suzuki[1], Naoko Noro[1] and Yosuke Naoi[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency, Integrated Support Center for Nuclear Nonproliferation and Nuclear Security

核不拡散、核セキュリティの推進方策に関する研究
（6）核不拡散と核セキュリティの相乗効果に係る課題克服策の検討

A study on how to simultaneously promote and strengthen nuclear nonproliferation and nuclear security
(6) Investigation of measures addressing issues for synergistic effect between nuclear nonproliferation and nuclear security

*木村 隆志[1], 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

核不拡散と核セキュリティ(2S)に係る更なる強化・効率化を目指して、2S の相乗効果を得るために、2S 相互間での情報共有の課題克服策を制度・技術の両面から調査・検討し、その実現性を評価した。

キーワード: 核不拡散、保障措置、核セキュリティ、核物質防護、相乗効果

1. 緒言

これまでの報告[1]では、内部脅威(盗取)対策として、核不拡散と核セキュリティ(2S)の各々の測定データ(情報)の 2S 相互間伝送(情報共有)により、相乗効果として早期検知が期待できることと、その効果を得るにあたり課題と考えられる事項を報告した。今回の検討では、測定データの 2S 相互間伝送における課題克服策を制度・技術の両面から調査・検討し、その実現性を評価した。

2. 核不拡散と核セキュリティの相乗効果に係る課題克服策の検討

核不拡散と核セキュリティ(2S)の各々の措置で扱われる測定データを相互に伝送して相乗効果を得るにあたり、制度上の課題(図1)と見なされる「測定データ」の「他者への情報伝達を禁止する」情報管理(例えば、核物質の重量や侵入検知器の詳細な配置状況など)に対し、情報管理を要さない放射線計測値等の「生データ」の相互間伝送による克服が考えられる。ただし、上記の克服策である「測定データ」と「生データ」を分離して 2S 相互間伝送を行う際の技術上の課題として、測定データはデータサーバーから入手が容易であるが、生データは現場に多数設置されている測定機器から逐一取得しなければならず、伝送ケーブル新設や伝送にあたるプログラム変更等、技術的手法の複雑化・困難化が想像される。この技術上の課題を克服するために、核セキュリティから核不拡散への伝送データは、核セキュリティ関連法令類上の解釈(IAEA 等が PP 情報を知る必要がある者とする)によって生データではなく測定データを伝送する方法がある。また、2S 各々の測定機器等の共用に伴う当該測定機器等に対する IAEA による検証やタンパープルーフ措置等の制度上の課題に対し、同検証方法等のルール作り等にて克服する。これら課題克服策の実現には、関係者間における課題及びその克服策の妥当性評価の実施に加え、関係者間の協調や伝送に係る費用等が必要であるため、本克服策の採用の当否は 2S 相互間伝送による相乗効果の度合い及び 2S の重要性の位置づけに依存するであろう。

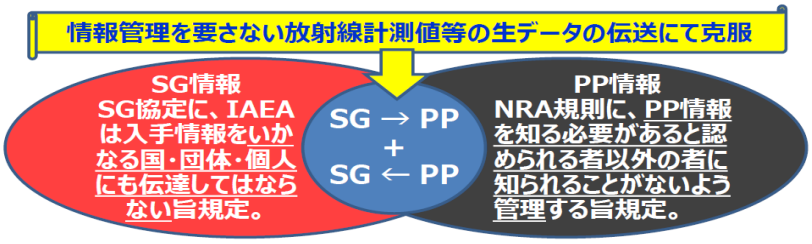


図1 2S 各々の測定データの情報管理に係る制度上の課題及びその克服策

3. 結言

核不拡散と核セキュリティの 2S 相乗効果を得るにあたる課題を克服できること及びその克服策の実現性は 2S の重要性の位置づけに係る関係者間の共通認識等が重要であろうことを明らかにした。

参考文献

[1] 2016 秋の大会(2M16)、2017 秋の大会(2F7、2F8、2F9)、2018 春の大会(2A05)

* Takashi Kimura[1], Ryo Shimizu[1], Makiko Tazaki[1], Hiroshi Tamai[1], Kazunori Suda[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
(7) 核燃料サイクル施設での核不拡散、核セキュリティの相乗効果のまとめ

A study on how to simultaneously promote and strengthen nuclear nonproliferation and nuclear security
(7) Summary of the synergistic effect of nuclear security and nuclear nonproliferation on nuclear fuel cycle facilities

*清水 亮[1], 木村 隆志[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、核セキュリティの相乗効果の研究成果の取りまとめとして、核燃料サイクル施設での相乗効果の適用性の評価結果、及び将来施設の設計時に考慮すべき事項等を報告する。

キーワード:核不拡散、保障措置、核セキュリティ、核物質防護、相乗効果

1. 緒言

核不拡散(保障措置)・核セキュリティ(2S)のさらなる強化・効率化を目指した研究で、2Sの相乗効果の活用と、一方で障害があればそれを除去するために必要な方策について、制度的・技術的な視点から調査・分析を行い、これまで6回報告を行ってきた[1]、本報告では、これまでのまとめを報告する。

2. 核不拡散と核セキュリティの相乗効果のまとめ

これまでの報告で、保障措置及び計量管理データの核セキュリティ側との共用は、盗取等の早期検知による内部脅威対策として相乗効果が期待できること、また、核セキュリティ側の、主に防護区域出入口での核物質探知装置や、区域境界の侵入検知装置等は、核物質の封じ込めをより確実にすることができ、保障措置の実施に貢献できることを報告した(図1参照)。これらの相乗効果は、核物質の取り扱い容易性等の観点から転用を目的とした盗取等のリスク並びに保障措置及び核物質防護上の要件が比較的に高く、核物質等の計量データが利用できるプルトニウム取扱施設(MOX 燃料加工等)が最も大きい。一方ウラン取扱施設では、元々転用を目的とした盗取等のリスクも低く、保障措置や核物質防護措置上、現状の施設では測定機器等が MOX 燃料加工施設等に比べて少ないため、相乗効果は相対的に小さい。

3. 相乗効果を得るための方策のまとめ

相乗効果を得るための最も大きな障害として、保障措置及び核セキュリティデータの他者への提供には制度上の制約があることを示したが、共用可能な測定装置として独立した信号を分岐出力可能な装置の導入や、機器の検証やタンパープルーフの方法を関係機関と調整する等制約を克服できれば、特に設置での制約の大きなセル内や管理区域内の機器の共用は、設置コストや保守管理の合理化等で大きな効果が期待できる。しかし、既存の設備を置き換えることは非常に困難であり、設計時にいかに IAEA を始めとする関係各所と調整を行うかが重要である。

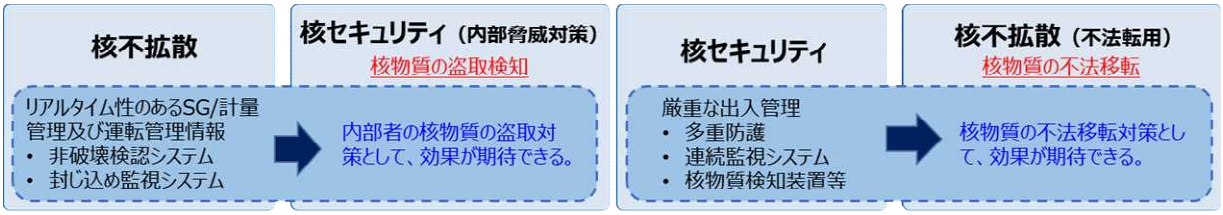


図1 核不拡散と核セキュリティの相乗効果

参考文献

[1] 2016 秋の大会(2M16)、2017 秋の大会(2F7、2F8、2F9)、2018 春の大会(2A05)

* Ryo Shimizu[1], Takashi Kimura[1], Makiko Tazaki[1], Hiroshi Tamai[1], Kazunori Suda[1]
[1] Japan Atomic Energy Agency

Oral presentation | IV. Nuclear Plant Technologies：403-1 Risk Assessment Technology, Application of Risk Information

Wed. Sep 5, 2018 10:00 AM - 11:55 AM JST | Wed. Sep 5, 2018 1:00 AM - 2:55 AM UTC | Room P E21 -E Building

[1P01-07] PRA Methodology

Chair:Katsumi Ebisawa(CRIEPI)

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

[1P01] Internal Flooding PSA of ABWR

*Kyohei Echizen[1], Yuki Ishiwatari[2], Daichi Shiota[2], Takashi Sumikawa[2] (1. Hitachi Industry & Control Solutions, Ltd., 2. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

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

[1P02] Establishment of Internal Fire PRA Guide for Japanese NPPs

*Tsuyoshi Uchida[1], Koji Shirai[1], Hiroyuki Takeuchi[2], Shingo Oda[3], Kohei Sugita[4] (1. NRRC, CRIEPI, 2. Toshiba, 3. Hitach GE Nuclear Energy, 4. MHI)

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

[1P03] Development of internal event (level 1) MUPRA evaluation method

(1) 内的事象（レベル1）MUPRA評価手法の検討

*Hiromichi Miura[1], Ryou Inomata[1], Kenichi Kanda[1], Tomoaki Yoshida[1] (1. CRIEPI NRRC)

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

[1P04] Development of internal event (level 1) MUPRA evaluation method

(2) Development of inter unit Common Cause Failure evaluation method

*Ryou Inomata[1], Hiromichi Miura[1], Kenichi Kanda[1], Tomoaki Yoshida[1] (1. criepi NRRC)

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

[1P05] Research on Dynamic PRA methodology considering dependencies of Multi-unit nuclear power plant

*Kakeru Asano[1], Akira Yamaguchi[1], Sunghyon Jang[1] (1. Univ. of Tokyo)

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

[1P06] Development of Seismic-Tsunami PRA methodology

Part3: Quantification Process of Conditional Core Danage Probability

*Hirohisa Yamakawa[1], Hitoshi Muta[1], Yasuki Ohtori[1] (1. Tokyo City University)

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

[1P07] Examples of PRA application to the prioritization of measures for safety enhancement at nuclear power plant

*Kenichiro Ikuno[1], Norihiro Ohara[1], Hirohisa Tanaka[1] (1. The Kansai Electric Power CO.,INC.)

11:45 AM - 11:55 AM JST | 2:45 AM - 2:55 AM UTC

Time reserved for Chair

ABWR の内部溢水 PSA

Internal Flooding PSA of ABWR

*越善 匡平[1]，石渡 祐樹[2]，塩田 大地[2]，住川 隆[2]

[1]（株）日立産業制御ソリューションズ，[2]日立 GE ニュークリア・エナジー（株）

EPRI 内部溢水 PSA ガイドライン[1]に基づく UK ABWR 標準設計の内部溢水 PSA を実施した。本稿では出力運転時の評価手法、ピアレビュー、評価結果およびリスク情報活用について報告する。

キーワード：内部溢水 PSA，UK ABWR，EPRI 内部溢水 PSA ガイドライン，ASME/ANS 標準

1. 緒言

日立 GE は UK ABWR 標準設計 PSA [2]の一環として内部溢水 PSA を実施した。評価スコープはプラント停止時や使用済み燃料プールも含む。このスコープの中から本稿では原子炉の出力運転時について報告する。

2. 評価手法

11 タスクで構成される EPRI 内部溢水 PSA ガイドライン[1]と EPRI 内部溢水 PSA 配管破断頻度[3]をベースとした。特に重要な Task 7 (溢水シナリオ詳細評価) では、簡易的なスクリーニングシナリオをまず作成し、リスク寄与が上位のシナリオから順次精緻化することで、評価物量を合理化した。内部火災 PSA[4]の入力データやプラント応答モデルを活用することで、作業を効率化した。EPRI 内部溢水 PSA ガイドライン[1]で規定される損傷モードに加えて、内部ブラスト源も内部溢水 PSA で考慮することで、内部ハザードの網羅性を高めた。開発したモデルと図書は、ASME/ANS RA-Sb-2013 に基づくピアレビューを実施した[5]。

3. 評価結果

評価結果を図 1 に示す。リスク寄与が高いシナリオを標準設計段階として可能な限り詳細評価したことにより、大規模放出頻度(LRF)は内的事象の 3 倍程度まで低減した。本評価は標準設計段階としての保守性が含まれており、今後の詳細設計や手順書整備を取り込んで更に現実的なリスク評価にしていく方針である。

4. リスク情報活用

内部溢水 PSA の評価結果に基づき、リスク上重要な機器の設置高さや排水ルートなどの詳細設計に向けて留意点を抽出した。また、溢水量を低減するためのインターロックの有用性も明らかにした。

5. 結論

UK ABWR 標準設計の内部溢水 PSA を実施し、炉心損傷頻度(CDF)は 1.75E-06(/y)、LRF は 1.75E-07(/y)という結果を得た。ピアレビューによりモデルと評価結果の妥当性を確認した。リスク情報活用として、詳細設計に向けた今後の留意事項を抽出した。

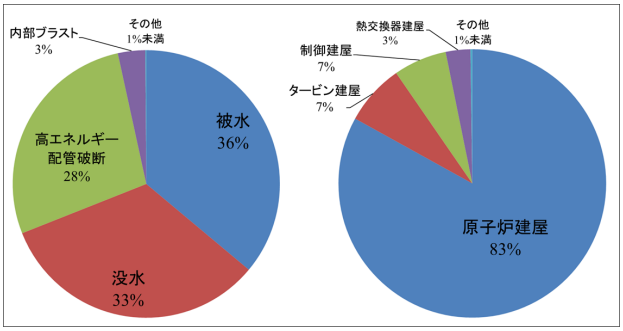


図1 損傷モード毎のLRF内訳（左）と建屋毎のLRF内訳（右）

参考文献

[1] Electric Power Research Institute, Guidelines for Performance of Internal Flooding Probabilistic Risk Assessment, 1019194, Final Report, December 2009.

[2] Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., Generic PCSR Chapter 25: Probabilistic Safety Assessment, Rev.C, 2017.

[3] Electric Power Research Institute, Pipe Rupture Frequencies for Internal Flooding Probabilistic Risk Assessments, Rev.3, 3002000079, Final Report, April 2013.

[4] 石渡祐樹，塩田大地，野崎義史，文野通尚，ABWR の内部火災 PSA，2018.

[5] D. Henneke, et al., The Use of Comprehensive In-Process Peer Reviews in Support of the UK ABWR PSA Generic Design Assessment Process, PSA2017, Pittsburgh, PA, September 24-27, 2017.

* Kyohei Echizen[1], Yuki Ishiwatari[2], Daichi Shiota[2] and Takashi Sumikawa[2]

[1]Hitachi Industry & Control Solutions, Ltd., [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

国内プラントを対象とした内部火災 PRA ガイドの策定

Establishment of Internal Fire PRA Guide for Japanese NPPs

*内田 剛志[1]、白井 幸治[1]、竹内 裕行[2]、織田 伸吾[3]、杉田昂平[4]
([1]電力中央研究所、[2]東芝エネルギーシステムズ、[3]日立 GE ニュークリア・エナジー、[4]三菱重工)

原子力発電所の内部火災は起因事象と緩和機能喪失を同時に引き起こしうる事象であり、重要なリスク要因の一つとなりうる。電力中央研究所では、我が国の原子力産業界における内部火災 PRA の実施を支援するため、内部火災 PRA ガイド（以下、ガイド）を策定中である。本ガイドでは、米国の火災 PRA ガイド（NUREG/CR-6850）及びその後続の研究成果を参照しつつ、国内原子力産業界に最新の内部火災 PRA 手法や国内運転経験に基づく火災発生頻度等のデータを提供する。

キーワード：内部火災、確率論的リスク評価（PRA）、火災 PRA ガイド、火災発生頻度

1. 緒言 内部火災によりプラントの通常運転が阻害されるとともに、影響緩和機能を有する機器が損傷を受け、炉心損傷又は格納容器機能喪失に至る頻度を評価する手法として、内部火災 PRA 手法がある。米国では 2005 年に火災 PRA ガイド（NUREG/CR-6850）が発行されたが、その後の火災 PRA に係る研究成果を反映した改訂はなされていない。電力中央研究所では、国内電力各社や発電プラントメーカの協力を受け、NUREG/CR-6850 に最新知見や国内経験に基づく火災発生頻度等のデータを反映したガイドを策定中である。本報では、策定中のガイドの概要について報告する。

2. ガイドの構成 ガイドにおける内部火災PRA手法の全体フローを図1に示す。内部火災 PRA 手法をタスクに分割し、ガイドのモジュラー化を図っている。また、評価の合理化を図るため、内部火災 PRA 手法を、プラント応答モデルの構築、火災シナリオの構築及び火災発生頻度等のパラメータを設定するフェーズ（以下、フェーズA）と火災シナリオの詳細解析を行うフェーズ（以下、フェーズB）に分割している。

フェーズ A では、火災 PRA プラント応答モデルの構築を中核タスクとし、それに関連するタスク及び火災シナリオを構築するタスクとの相互依存性を考慮することを明示している。フェーズ B では最新の技術的知見を反映した詳細解析手法を示している。また、米国における火災 PRA の経験に基づき、NUREG/CR-6850 からタスクを統廃合し、評価手法の合理化を図っている。

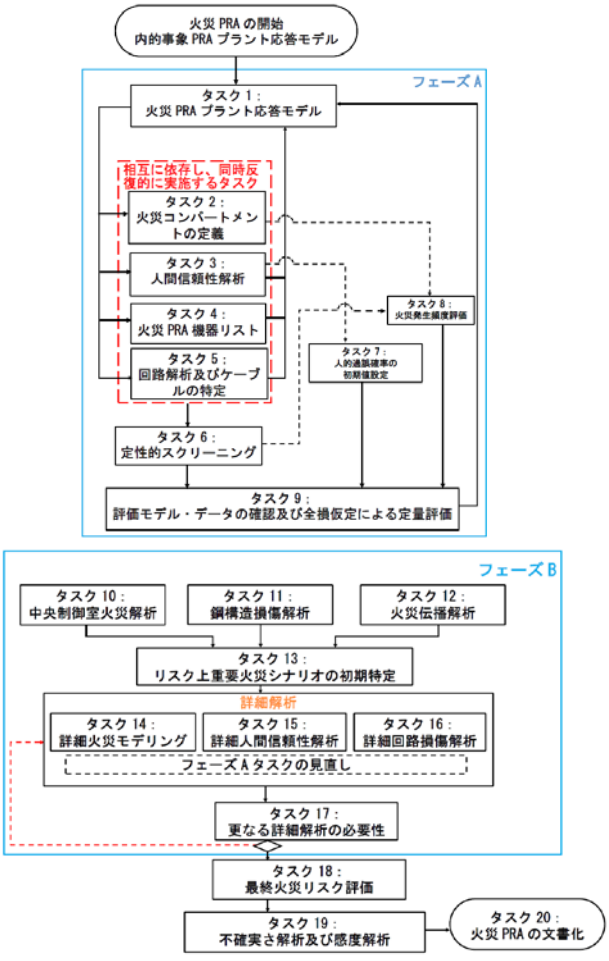


図 1 内部火災 PRA 手法の全体フロー

3. 最新知見の反映 本ガイドの特徴として、米国における最新知見として、回路損傷解析（NUREG/CR-7150）、人間信頼性解析（NUREG-1921）及び詳細火災モデリング（例：NUREG-2178、NUREG-2180）等を反映した。

4. 今後の展開 本ガイドは、2018 年度末を目途に完成し、試行を経て発行の予定である。また、国内原子力発電所の火災経験に基づく火災発生頻度評価も併せて進め、その成果をガイドに反映する予定である。

* Tsuyoshi Uchida[1], Koji Shirai[1], Hiroyuki Takeuchi[2], Shingo Oda[3], Kohei Sugita[4]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry, [2]Toshiba Energy Systems, [3]Hitachi GE Nuclear Energy, [4]Mitsubishi Heavy Industries

内的事象（レベル 1）MUPRA 評価手法の開発
（1）内的事象（レベル 1）MUPRA 評価手法の検討

Development of internal event (level 1) MUPRA evaluation method

(1) Study on internal event (level 1) MUPRA

*三浦 弘道[1]，猪股 亮[1]，神田 憲一[1]，吉田 智朗[1]

[1]電力中央研究所

福島第一原子力発電所事故以降、同一サイト内の複数の原子炉が関与する事象に対する安全性やサイトリスク評価に対して関心が一層高まっている。本研究では、マルチユニット相互作用を考慮した複数原子炉に対する PRA、すなわちマルチユニット PRA（MUPRA）手法（内的事象レベル 1）について提案する。

キーワード：複数ユニットサイト、サイトリスク、同時発災、マルチユニット PRA

1. 緒言

現在､サイトリスクの把握や MUPRA への関心が高まっている｡このような状況の中､国際的にも MUPRA の経験は限定的であり、またコンセンサスの得られた手法はない。そこで、本研究では、外的事象も含めた MUPRA 評価の基盤となる内的事象レベル 1MUPRA 手法について提案する。

2. 内的事象レベル 1MUPRA 手法の開発

マルチユニット（MU）相互作用の適切な反映、SUPRA との一貫性の確保及び実機適用性を勘案し、本研究では、従来の ET/FT 法をもとに、SUPRA モデルを開始点として MUPRA モデルに拡張する評価手法を提案する（図 1)。本評価手法では、起因事象（IE）を①偶発的同時発生 MU-IE、②共通原因 MU-IE、③カスケード MU-IE の３分類し、①については比較的起こり難いと考えられることから簡易評価とし、②及び③については詳細評価をとることとする。（青枠部）

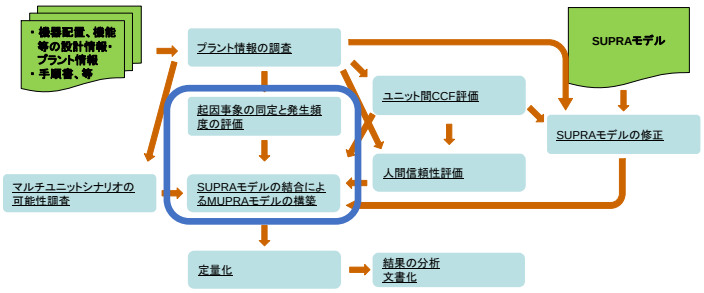


図 1　内的事象レベル 1MUPRA における評価フロー

2-1. 簡易評価手法概要

上記①を対象とした簡易評価では、「MU-IE がほぼ同時に発生する」ことを、ある事象の発生後 T_{mu}（ここでは使命時間）内に、他の 1 つまたは複数のユニットで事象が発生することと定義し、MU-IE 発生頻度を決定する。また、同時発生 MU-IE に対する条件付炉心損傷頻度（CCDP）を保守的に 1 として評価し、リスク上の重要度が十分に低いかどうかを確認する。

2-2. 詳細評価手法概要

近接ユニットの事故シナリオにより、ユニット間での依存性や従属性、人的過誤確率等は変わり得る。上記②及び③については、これら近接ユニットの状態を考慮した詳細評価を実施する必要がある。詳細評価では、まず、SUPRA モデルの全シーケンスについて、ユニット間で全ての組合せを考える。次に、それぞれの組合せについて、設備・人員の取合いやユニット間共通原因故障等の MU 相互作用の影響を個別に反映し、また、設備・人員の取合い等により成立し得ない組合せシーケンスについては排除し、MUPRA モデルを構築する。組合せシーケンス毎に定量化を行い、所望のリスク指標に沿って集計する。

3. 結論

本研究により内的レベル 1MUPRA 実施のための手順を整備した。今後実務への適用性を確認する。

*Hiromichi Miura[1], Ryou Inomata[1], Kenichi Kanda[1], and Tomoaki Yoshida[1]

[1] Central Research Institute of Electric Power Industry.

内的事象（レベル 1）MUPRA 評価手法の開発
（2）ユニット間共通原因故障評価手法の開発

Development of internal event (level 1) MUPRA evaluation method
(2) Development of inter unit Common Cause Failure evaluation method

*猪股 亮[1]，三浦 弘道[1]，神田 憲一[1]，吉田 智朗[1]
[1]電力中央研究所

マルチユニット PRA（MUPRA）においても共通原因故障（CCF）は重要な要素である事が知られている。MUPRA にてサイトリスクを評価する際、シングルユニット PRA では考慮されていないユニット間での CCF を新たに考慮する必要がある。本研究では、ユニット間 CCF を取り扱うための評価手法の開発を行う。

キーワード：サイトリスク，MUPRA，ユニット内 CCF，ユニット間 CCF，機器の類似性

1. 緒言

マルチユニット PRA（MUPRA）にてユニット間 CCF を考慮する際、対象事象の抽出、故障モデルパラメータの算定、評価モデルへの適用などの観点に対し、ユニット間 CCF を取り扱うための評価手法が必要となる。本稿では、対象事象の抽出方法、及び故障モデルパラメータの算定方法を提案する。

2. ユニット間 CCF の評価手法

シングルユニット PRA （SUPRA）に用いた基事象を対象として、ユニット間 CCF を設定する。手法の開発にあたり、ユニット内 CCF（SUPRA で考慮した CCF）の扱いから大きく逸脱しないよう注意する。

2-1. 対象事象の抽出方法

ユニット内 CCF の対象となる事象を抽出するための手順を整備した。抽出フローの概略を図 1 に示す。

Step1：シングルユニットに対するユニット間 CCF 候補の抽出

ユニット間 CCF の候補となる事象を抽出する。この時、シングルユニットにおいて単一（あるいは単一条件）の事象に対し、ユニット間を想定する事で、新たに CCF として選定される事象の抽出が必要である。

Step2：ユニット間でのペアリング（類似性の確認）

評価対象ユニットから抽出された事象に対し、共通原因機器グループ（CCCG）の同定に照らした機器の類似性の判断を行い、ユニット間 CCF として抽出すべき事象を絞り込む。

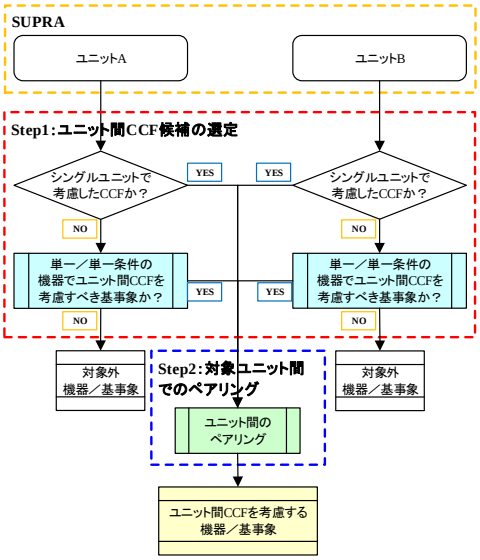


図1 ユニット間CCF対象事象の抽出フロー

2-2. 故障モデルパラメータの算定方法

故障モデルパラメータを策定するにあたり、CCCG の同定と共に、ユニット間 CCF としての原因共有性、同時発生性などのインパクトベクトルへの与え方や、実例の少ないユニット間 CCF をユニット内 CCF から推定する方法について検討を行った。

3. 今後の課題

提案した方法によりユニット間 CCF の対象事象の抽出、及びサイトリスクに対するユニット間 CCF の影響を概括的に捉える事が可能な故障モデルパラメータの算定が可能であると考える。今後は抽出事象のモデル化範囲の適正化や、より説明性の高い故障モデルパラメータの算定方法の研究が必要である。

---

*Ryou Inomata[1], Hiromichi Miura[1] , Kenichi Kanda[1], and Tomoaki Yoshida[1]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

多数基立地サイトのユニット間相互作用を考慮した動的リスク評価手法の研究

Research on Dynamic PRA methodology considering dependencies of Multi-unit nuclear power plant

*浅野　翔，山口　彰，張　承賢
東京大学

2011 年福島第一原子力発電所の事故以来、原子力プラントの安全評価における多数基立地サイト特有の事故リスクの考慮が重要性を増している。本研究では多数基立地サイトの事故リスクを定量的に評価するために、時間進展を考慮した動的なリスク評価手法を提案する。
キーワード：確率論的リスク評価，動的 PRA、マルチユニットサイト、連続マルコフ過程モンテカルロ法

1. 緒言

2011 年福島第一原子力発電所の事故では、隣接するユニット間の相互作用により事故の進展が悪化するというような、多数基立地サイト特有の事故リスクが明らかになった。しかし、既存の確率論的リスク評価（Probabilistic Risk Assessment, PRA）の手法ではユニット間相互作用を十分考慮した評価は困難である。そのため本研究では、時間進展を考慮した動的なリスク評価手法を用いてマルチユニットサイトの事故リスクを定量化することを目的とした。

2. 研究内容

2-1. マルチユニット影響の分析

Schroer ら[1]はマルチユニット影響を、起因事象、共有設備、同一設備、近接依存性、人的依存性、組織的依存性の 6 つに分類した。これらの分類は、事故進展に与える影響の形態の観点から、外的依存性と内的依存性とに分けることができる。ここでは、福島第一原子力発電所事故[2]の分析を行い、この分類が妥当であること及び、物資・機器・人員といったリソースの共有も重要なユニット間相互作用の一つとして追加した。このような分類をすることで、事故進展の段階ごとに考慮すべきマルチユニット影響を明示的に示すことができる。

2-2. マルコフ過程を用いたシナリオ定量化手法

事故シナリオ評価において考慮するべきマルチユニット影響は、事故進展中の隣接ユニットの状態に依存する。そこで、図 1 のように事故進展による各ユニットの状態の変化をマルコフ過程で表現する。状態はそれぞれ、健全、事故防止機能喪失（PS 喪失）、影響緩和機能喪失（MS 喪失）とする。このとき、安全機能の修復によって健全状態へ戻る状態の遷移も考慮する。各状態にある確率は微分方程式によって求められる。例えば単位時間当たりの健全状態の遷移確率は(1)式のようになる。

$$\frac{\mathrm{dP}(健全)}{dt} = -\lambda(PS喪失|健全) + \mu(健全|PS喪失) \qquad (1)$$

ここで、λ とμはそれぞれ、時間当たりの損傷率と修復率を表す。このような事故進展マルコフ過程を複数ユニットに適用し、損傷率と修復率を隣接ユニットの状態に依存する条件付き確率として設定することで、マルチユニットサイトの事故シナリオが定量化できる。マルチユニット影響により時間的に損傷率、修復率が変化するモデルの定量化には連続マルコフ過程モンテカルロ（CMMC）法が適している。CMMC 法はシナリオを連続マルコフ過程として扱い、次の状態への遷移をモンテカルロ法によって決定する。この手法によって多数のシナリオを解析することによって、網羅的に事故シーケンスを定量化できる。

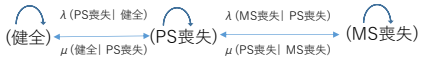


図 1　事故進展状態のマルコフ過程

表 1 サンプル数毎の事故進展状態確率の信頼区間

サンプル数＼推定値	0.10%	1%	10%
1000	0.20%	0.62%	1.86%
10000	0.06%	0.20%	0.59%
100000	0.02%	0.06%	0.19%

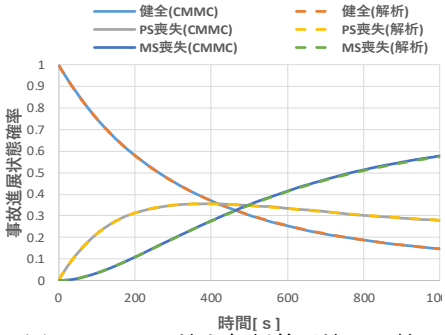


図 2　CMMC 法と解析的手法の比較

モンテカルロ法は乱数を用いるため、CMMC 法で得られる事故進展状態にある確率はサンプル数に応じた誤差を持つ。発生される乱数が真にランダムであり、サンプル数が十分に大きいと仮定すると、事故進展状態確率は正規分布に従う。サンプル数と事故進展状態確率の推定値の 95%信頼区間の関係を表 1 に示す。表 1 より 0.10%の低頻度の状態でもサンプル数 100000 の解析で、十分小さい信頼区間で推定値を得ることができることがわかる。また、図 1 の事故進展マルコフモデルについて CMMC 法による 100000 サンプルの結果と連立微分方程式を解析的に評価した結果を比較した（図 2）。それぞれの評価で初期時刻における健全状態の確率を 1 とした。それぞれの解析結果は表 1 に示す信頼区間の中で十分一致している。

3. 結論

マルチユニットサイトのユニット間相互作用について分析し、リスク評価手法への適用性の観点から影響の分類を行った。また、隣接ユニットの事故進展状態に依存するマルチユニット影響を考慮したリスク評価を行うために事故進展マルコフモデルを構築し、CMMC 法を用いたシナリオ定量化手法の妥当性を示した。

参考文献

[1] S. Schroer, M. Modarres, An event classification schema for evaluating site risk in a multi-unit nuclear power plant probabilistic risk assessment, Reliability Engineering and System Safety, 117, pp40-51, (2013)
[2]日本原子力技術協会、「東京電力（株）福島第一原子力発電所の事故の検討と対策の提言」, (2011)

*Kakeru Asano, Akira Yamaguchi and Sunghyon Jang
The University of Tokyo

地震・津波の重畳を考慮した確率論的安全性評価手法の開発
（3）条件付き炉心損傷確率定量化プロセス

Development of Seismic-Tsunami PRA methodology

(3) Quantification Process of Conditional Core Damage Probability

*山川 裕久[1]，牟田 仁[1]，大鳥 靖樹[1]

[1]東京都市大学

地震と津波の重畳を考慮したリスク評価においては、重畳事象を考慮した事故シーケンス評価手法が必要になる．外部事象の重畳では、機器損傷のメカニズムや状態は様々であるため，これらを反映した事故シーケンス評価手法が必要である．本研究では、地震と津波の重畳を考慮した場合の損傷形態の分類に基づく事故シーケンス評価手法について検討する．

キーワード：外部ハザード，重畳事象，事故シーケンス

1. 緒言

地震と津波の重畳を考慮したリスク評価において，様々な機器の損傷に至る経緯を考慮したフラジリティ評価及び事故シーケンス評価が必要である．本研究では，機器のフラジリティを３つの照査型により評価し，地震及び津波の影響を考慮した条件付き炉心損傷確率を評価するための定量化プロセスを提案するとともに，簡単なモデルを用いた適用性検討について報告する．

2. 事故シナリオにおける，三種の照査型機器損傷のモデル化

既報その１，２において提案した三種の照査型モデルについて，以下のように定量化への適用を検討した．

① 個別値照査型

地震発生後，機器損傷発生の有無を判断，損傷しなかった場合，津波発生による機器損傷の有無を判断．

② 累積値照査型

地震発生後，機器に加わった外力の累積を評価，さらに津波発生によって機器に加わった外力の累積を追加，累積値が損傷判断値を超える場合に機器損傷と判断．

③ 統合値照査型

地震損傷によって津波対策の SSC が損傷，さらに津波が発生し，津波対策の喪失によって被水し，機器損傷が発生

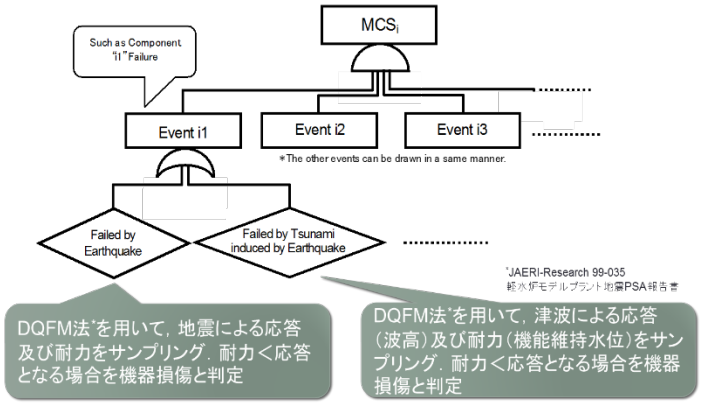


図 個別値照査型の定量化手法

上記全てのタイプに対し，プラントの構成機器全てに対し損傷を判断，炉心損傷論理が成立するかどうかを判断する．

3. 結論

本稿では、地震・津波の重畳を考慮したリスク評価法を構築するための一環として、SSC 機能喪失の３つの照査タイプに基づく事故シーケンス評価手法に基づき、新たにシステム解析コードを構築し，試解析をとおして本手法の適用性を検証していく予定である。

*Hirohisa Yamakawa[1], Hitoshi Muta[1] and Yasuki Ohtori[1]

[1]Tokyo City Univ.

原子力プラントの安全性向上の取組みにおける PRA の活用例

Examples of PRA application to the prioritization of measures for safety enhancement at nuclear power plant

*生野 健一郎[1]，小原 教弘[1]，田中 裕久[1]
[1]関西電力株式会社

原子力プラントの安全性向上の取組みにおける PRA の活用として、PRA 結果の分析により、より有効な安全性向上対策を抽出する手法を検討し、当社が 2018 年 1 月に原子力規制委員会に届け出た高浜発電所 3 号機の安全性向上評価（以下、「SAR」という。）において採用した。

キーワード：確率論的リスク評価、PRA、安全性向上評価、リスク情報

1. 緒言

2013 年に施行された新規制基準では、再稼動した原子力発電所に対して SAR の届出が求められており、SAR においては事業者が継続的に安全性の向上を図ることを目的として更なる安全性向上対策を抽出している。当社では、安全性向上対策の検討にあたり、PRA 結果を用いるとともに、2015 年に日本原子力学会により制定された SAM 標準[1]の内容も参考にして、安全性向上対策を抽出した。

2. 安全性向上の取組みにおける PRA の活用（高浜発電所 3 号機の例）

PRA において網羅的に想定した事故シナリオを、複数の事故シーケンスグループに分類し、グループ毎の発生頻度を考慮して、重要な事故シーケンスグループを抽出した。

また、抽出した重要な事故シーケンスグループに対し、PRA 結果を用いた重要度分類を行い、さらに、主要なカットセット等の分析を行うことで、重要な事故シナリオ及び改善すべき設備や操作を同定し、ハード・ソフト両面の対策案を抽出した。

高浜発電所 3 号機の PRA において、上記の手法を採用した結果、RCP シャットダウンシールの導入（ハード対策）、特定の機器の健全性確認手順の追加（ソフト対策）等が、更なる安全性向上対策として抽出された。

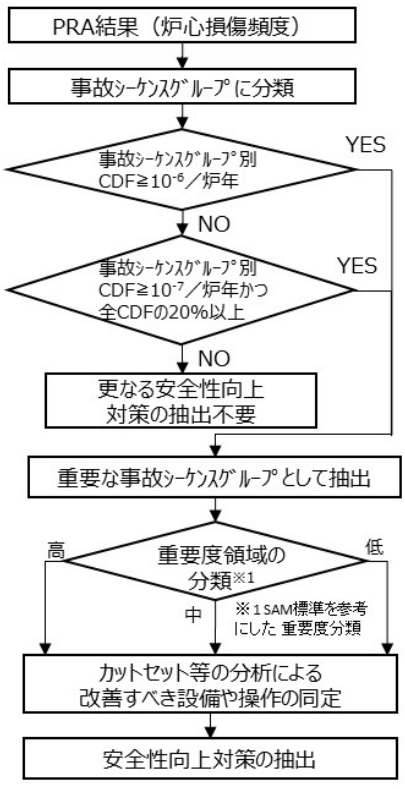


図 安全性向上対策抽出プロセスの例

3. 結論

本項で検討した手法を採用することで、PRA の活用により有効な安全性向上対策を抽出することができた。また、本手法は、当社の他の原子力プラントでも適用可能であり、一貫性のある対策の抽出に資することができる。

参考文献

[1] 原子力発電所におけるシビアアクシデントマネジメントの整備及び維持向上に関する実施基準：2013（AESJ-SC-S005:2013）

*Kenichiro Ikuno[1], Norihiro Ohara[1] and Hirohisa Tanaka[1]
[1]The Kansai Electric Power CO., INC.

General Meeting

Wed. Sep 5, 2018 12:00 PM - 1:00 PM JST | Wed. Sep 5, 2018 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room P E21 - E Building

[1P_GM]「リスク部会」第3回全体会議

[1P_GM] General Meeting

General Meeting

[1P_GM] 「リスク部会」第3回全体会議

Wed. Sep 5, 2018 12:00 PM - 1:00 PM Room P (E21 -E Building)

[1P_GM]General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

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

Wed. Sep 5, 2018 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 5, 2018 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room P E21 -E Building

[1P_PL] Approach to collecting plant specific data and building of reliability data base for PRA

Chair:Katsunori Kawai(MHI NS ENG)

[1P_PL01] Issues regarding reliability data in PRA for Japanese nuclear plants

*Akira Yamaguchi[1] (1. Univ. of Tokyo)

[1P_PL02] Status of collecting reliability data and building of database for PRA in USA

*Woody Epstein[1] (1. Appendix R Solutions)

[1P_PL03] Efforts for establishing high-quality domestic PRA reliability database

*Hiroyuki Takahashi[1] (1. CRIEPI)

[1P_PL04] KEPCO's approach to collecting plant specific reliability data for PRA

*Hirohisa Tanaka[1] (1. KEPCO)

2018年秋の大会

リスク部会セッション

PRA のためのプラント固有データ収集と信頼性データ構築への取組
Approach to collecting plant specific data and building of reliability data base for PRA

（1）我が国の PRA 用信頼性データに関する課題

(1) Unresolved Issues on PRA Reliability Data for Japanese PRA Applications

山口　彰
東京大学

1. はじめに

我が国において原子力発電所固有の確率論的リスク評価（PRA）を実施し、そこで得られるリスク情報をさまざまな側面で活用していくことが大切である。そのときに、PRA により得られるリスク情報は、果たして信頼に足るものであるのかという問いが投げかけられている。現在の PRA 技術は相応のレベルにあり、その問いかけに対して適切に答えることができるだけの経験と知見が蓄積されている。そこで、各国では現実に PRA が活用されているのである。それは我が国の PRA 技術でも同様である。本稿では、PRA により得られるリスク情報は、果たして信頼に足るものであるのかという問いかけに適切に答え、リスク情報の活用を推進するために、今後考えるべき課題について述べる。

2. PRA とデータ

確率論的リスク評価（PRA）によって得られるリスク情報を原子力規制や安全確保活動に活用し始めた時に、PRA の技術的妥当性に関する批判が指摘された。本質的な指摘は、原子力発電所のような大規模複雑システムのリスクモデルを構築できるのかという問題と、高度の安全を示すためのデータを我々は持っているのかという問題であった。それは、1970 年代のことであった。第一の問題に対しては多くの進展があった。Reactor Safety Study（1975）において、イベントツリー／フォールトツリー法を導入したことは、事故シナリオの進展という観点と、システム・機器の分解という観点で、複雑大規模なシステムを数学的に記述することを可能にした。その後 40 年を経て、計算機の進歩もあいまって、現在ではプラントシステムをリスクモデルとして構築することは本質的な困難ではなくなった。

第二の問題、データについては、Kaplan 等[1]が以下の指摘をした。

(1) Statistics, as a subject, is the study of frequency type information. That is, it is the science of handling data.
(2) Probability, as a subject, we might say is the science of handling the lack of data.

すなわち、PRA と統計学と違ってデータのない問題を理解するものであり、リスクとは不確かな影響であるとする IRGC（国際リスクガバナンス協議会）の定義とも合致するものであろう。

3. PRA 用信頼性データ

PRA で用いるデータは、故障統計とは異質のものである。原子力施設のリスクを理解するために必要なエビデンスの集約を信頼性データとみなすべきである。故障の定義はその機器・設備の機能が PRA でどのようにモデル化するかによって異なる。PRA では炉心損傷の如何を成功基準によって判断するので、それぞれのシナリオの成功基準を阻害するような事象が故障の定義となる。従って、運転や保全活動で収集される事象報告と必ずしも一致するわけではない。リスク情報を活用しようとすれば、その対象は PRA を実施する当該プラントである。ゆえに PRA 用信頼性データはプラント固有のものとしなければならない。信頼性データの分析者はプラントの機器・設備の最新の状況を熟知した専門家でなければならない。このように、信頼性データは PRA モデルと整合する考え方のもとに統一したルールで、必要な専門性を備えたチームによって収集され、リスクの不確かさと同様、データマネジメントが必要である。

[1] Stanley Kaplan and B. John Garrick, On The Quantitative Definition of Risk, *Risk Analysis*, Vol. 1, (1981)

*Akira Yamaguchi
University of Tokyo

2018年秋の大会

リスク部会セッション

Approach to collecting plant specific data and building of reliability data base for PRA

(2) Status of collecting reliability data and building of database for PRA in USA

Woody Epstein*[1,2]

[1]Appendix R Solutions, [2]Garrick Institute for the Risk Sciences at UCLA

1. Introduction

Using industry experienced based data is the foundation of PRA and risk informed activities. And the techniques for gathering such industry wide data and updating the data with site specific experience are the heart of non-conservatisms to make PRAs and risk informed activities realistic. Moreover, sharing the data for the benefit of all in the nuclear industry is absolutely necessary so that our knowledge of what can go wrong, how likely is it, and what are the consequences can help prevent nuclear accidents in the future.

The USA has been deeply involved in these activities since WASH-1400.

This presentation will give a brief overview of different programs in the USA and give advice as to what we must do in Japan.

2. USA Activities

2-1. Reliability and Availability Data System (RADS)

RADS is a database and analysis tool designed to estimate industry and plant-specific reliability and availability parameters for selected components in risk-important systems for use in risk-informed applications. RADS contains data and information based on actual operating experience from the Equipment Performance Information Exchange System (EPIX) maintained by INPO. The information covers 1997 through the present. It also contains initiating events from October 1987 through the present.

The reliability parameters estimated by RADS are as follows:

- Probability of failure on demand
- Failure rate during operation (used to calculate failure to run probability)
- Maintenance out-of-service unavailability (planned and unplanned)
- Initiating event frequencies

2-2. Common-Cause Failure (CCF) Database

CCFs have been identified as significant contributors to system failure probability and accident sequence core damage frequency in most probabilistic risk assessments (PRAs) since the Reactor Safety Study (WASH-1400). They are also important contributors in the individual plant examinations (IPEs).

An approach to performing plant-specific CCF analyses was developed jointly by NRC and the Electric Power Research Institute in the late 1980s. The approach is documented in NUREG/CR-4780, Procedures for Treating Common Cause Failures in Safety and Reliability Studies, Volumes 1 and 2. These documents gave relatively little guidance on the analysis of data. Furthermore, the data required for application of the approach were not generally available in a readily accessible form. Each application involved significant prescreening of a large amount of data by each analyst using the approach.

In response to these deficiencies related to CCF data, the NRC's Office for Analysis and Evaluation of Operational Data (AEOD) and the Idaho National Engineering and Environmental Laboratory have developed a CCF database and analysis software package to aid in this aspect of system reliability analyses and related risk-informed applications. The CCF Database provides guidance on the screening and interpretation of data and contains relevant

event data to provide a more uniform and cost-effective way of performing CCF analyses.

2-3. NRC Reactor Operating Experience Data

Idaho National Laboratory (INL) has been providing technical assistance to the U.S. Nuclear Regulatory Commission Division of Risk Analysis in the Office of Nuclear Regulatory Research in the areas of data collection and reliability and risk calculation. INL collects, codes, assures the quality of, and maintains all reactor operating experience data necessary to support the Industry Trends Program and various risk-associated NRC studies requiring reactor operating experience data. The types of data collected under this effort include initiating event data, system reliability data, loss of offsite power data, common cause failure data, fire event data, and shutdown initiating event data. The data sources for this effort primarily consists of Licensee Event Reports (LERS), Event Notifications, and equipment failure reports provided by the Institute for Nuclear Power Operations (INPO). This data is analyzed, and results published annually on the NRC website. The data is primarily used to support the NRC's standardized plant analysis risk (SPAR) models but also provides generic industry average values for use by the industry in their individual PSA models. This presentation characterizes the types of data collected, the various uses of this data, and the methods of collection, storage and retrieval.

2-4. Data Analysis Methods

Data analysis methods the “PLG” way:

- Representation of Failure Parameters
- 1-stage and 2-stage Bayesian Update
- Operations of Distributions
- Using the Generic Database
- CCF Parameter Estimation
- Maintenance Unavailability

In the PLG way of doing data analysis, the analyst builds a library of parameter distributions for his model. These parameters are used in the quantification of the fault tree models constructed for each event tree top event, and for initiating event frequencies.

The parameters typically developed include total component failure rates (e.g., for failure to start, failure to operate), maintenance frequencies and mean times to repair, test frequencies and durations, and parameters needed for specific common cause models. Each parameter is assigned a name which is then can be referenced throughout the other modules.

While modeling parameters can be specified as simple numerical constants, developing an uncertainty distribution for each allows propagation of these uncertainties through system and event tree models to obtain the uncertainties in core damage frequency or other end state frequencies. To develop the model specific list of parameter distributions, the analyst may choose from analytical probability distributions, or by specifying in tabular form those distributions that do not conform, to the common analytical types. By using discrete probability distributions to represent each parameter, the analyst need not assume that the data is in the form of any analytic distribution.

2-5. Seismic Qualification Users’ Group (SQUG) Database

In the early 1980s the Electric Power Research Institute (EPRI) began sponsoring investigations of electric power facilities and industrial sites subjected to strong earthquake shaking. The purpose of the EPRI post-earthquake investigation program was to provide useful information for the nuclear power industry for the seismic qualification of critical equipment in power plants. The intent was to observe the tendency and typical causes of earthquake damage to equipment representative of nuclear plant safety systems.

In this way a focus could be made on equipment that appeared susceptible to earthquake damage, versus equipment that did not, and the threshold intensity of ground shaking resulting in equipment damage.

Some two dozen categories of standard mechanical, electrical and electronic equipment were defined that covered most components of safety systems in nuclear plants. These equipment categories are summarized below:

Mechanical Equipment					
Horizontal Pumps	Vertical Pumps	Air Compressors	Fans	Engine-Generators	Overhead Cranes
Air Handlers	Tanks	Motor-Operated Valves	Fluid-Operated Valves	Motor-Generators	
Electrical Equipment					
Transformers (<15 Kilovolt)	Medium Voltage Switchgear (<15 Kilovolt)	Low Voltage Switchgear (<500 Volt)			
Motor Control Centers	Panelboards	Battery Racks			
Electronic Equipment					
Control & Instrument Panels	Instrument Racks	Sensors	Rectifiers & Inverters		
Interconnections					
Piping & Tubing	Conduit & Cable Tray	Duct			

During post-earthquake investigations, it was discovered that these categories of equipment are found in power and industrial facilities throughout the world. Because there are a limited number of principal manufacturers, often the same models of equipment were found at multiple sites.

Equipment of course has evolved over the years, especially controls and instrumentation, in the gradual change from pneumatic to analog-electronic to digital-electronic systems. The database included investigations of facilities dating from the 1930s through the 1990s. Thus, the evolution of equipment over some six decades, and any corresponding changes in susceptibility to seismic damage, was well represented.

2018年秋の大会

リスク部会セッション

PRA のためのプラント固有データ収集と信頼性データ構築への取組
Approach to collecting plant specific data and building of reliability data base for PRA

（3）品質の高い国内 PRA 用信頼性データベース構築のための取組み

(3) Efforts for establishing high-quality domestic PRA reliability database

*高橋 宏行，山中 康慎，吉田 智朗，桐本 順広，友澤 孝司
電力中央研究所 原子力リスク研究センター

1. はじめに

我が国では従来､原子力プラントで個別に収集するPRA用信頼性データというものが存在しなかった。電力中央研究所 旧原子力情報センター (Nuclear Information Center, NIC) では、1982 年から PRA 用一般機器故障率データベースを構築してきたが、これは、当時 NIC が運用していた原子力発電情報システム (NICS)、その後の原子力施設情報公開ライブラリー (Nuclear Information Archives, NUCIA)(注 1) [1] に電力各社が登録したトラブル情報の中から、NIC の PRA データ分析部門が、PRA 関連系統・機器の機能喪失事象を機器故障モード別に整理してその件数を集計したデータベースである。しかし、NICS/NUCIA にはトラブル情報しか登録されておらず、そこから得られる故障件数データだけでは故障率は得られないため、それとは別に配管計装図や発電所運転情報を入手して、機器の母集団および運転時間情報 (成功情報) を別途調査し、それらを併せ用いて産業界一般の PRA 用機器故障率算出に用いるデータベースとなっていた(注 2)。これからわかるように、このデータベースは、故障事象と機器母集団とが必ずしも整合していない (抽出した故障事象が､定めた機器母集団の中で起こったものとは必ずしも言えない) という本質的な欠点を持っていた。また、個別プラントのデータを提示することはできるものの、プラント個別で構築されたものではなかった。

(注 1) 2005 年から日本原子力技術協会(JANTI)へ､さらに 2012 年から原子力安全推進協会(JANSI)へ移管された。

(注 2) PRA 用機器故障率データベースは元来 NUCIA に付属するように開発されていたが､2016 年 7 月に NUCIA からは切り離され、JANSI の他の PRA 業務とともに、NRRC(2015 年 10 月設立)に移管された。

上記データベースから計算された一般機器故障率の値は、欧米の一般故障率と比較しておよそ一桁から二桁も低かったため、海外の専門家から (また一部国内の人間からも)、必要なデータが適切に収集されていないのではないか、とデータ収集方法の妥当性、データの信頼性を疑う声があがっていた。一方、国内では、我が国は予防保全が徹底しているから故障率が低いのだ、という主張が根強く繰り返されていた。しかし、こういった批判も擁護も所詮思弁的な言説にすぎず、この問題は、長い間、実証的に検討されることのないままとなっていた｡問題解決のためには､電力会社が自らPRAデータ収集を実施し、適切な品質保証体制の下でその妥当性を証明する以外方法はないと考えられる。

東京電力福島第一原子力発電所の事故の教訓から、電力事業は原子力プラントの運用に PRA を活用したリスクマネージメントを積極的に採り入れる方針を決定し、そのために NRRC を設立して我が国の PRA 技術を欧米並み以上に向上させる取り組みを続けている。その中で、NRRC による PRA 用のデータベース構築については、上で述べたように、データ収集の妥当性、データの信頼性の問題を解決するため、①発電所の要員がデータ収集を行い現場でデータベースを構築すること、②データ収集時の判断根拠はすべてデータベースに記録しておくこと、③ PRA に必要な機器母集団を適切に規定しその中での故障事例を収集すること、が必要と考え、これらの要件を満たすようなデータ収集の仕組み構築に着手した。その中で、本稿では、特に電気事業者向けに作成したデータ収集実施ガイドと、産業界共通での使用を目的として開発中の信頼性データシステムについて紹介する。

*Hiroyuki Takahaashi, Yasunori Yamanaka, Tomoaki Yoshida, Yukihiro Kirimoto, Takashi Tomozawa
Nuclear Risk Research Center, Central Research Institute of Electric Power Industry

2. 確率論的リスク評価 (PRA) のためのデータ収集実施ガイド

電力中央研究所 NRRC では、PRA 用データ収集の国内プラント間での技術的一貫性と、判断根拠等のトレーサビリティを確保するため、「確率論的リスク評価 (PRA) のためのデータ収集実施ガイド」を事業者と協力して策定した。本ガイドは、電気事業者が原子力発電所で個別プラント PRA 用信頼性データベースを構築することができるように技術要件や定義を定めたものである。また、全国の個別プラントデータを NRRC で集約して産業界一般の信頼性データを整備できるように、可能な限り共通の技術要件・定義とすることを考慮したガイドとなっている。技術要件や定義の内容については、米国 ASME/ANS の PRA 活用標準[2] (2009) や、NUREG/CR-6823 PRA 用パラメータ推定ハンドブック[3]、NUREG/CR-6928 米国一般機器のパフォーマンス[4]、EPRI データ収集ガイド[5]などの米国の標準・ガイド類を調査して記載した。標準以下、本ガイドの主な特徴について簡単に述べる。

2-1. データの種類

表 1 に、PRA の中で扱う機器・系統に起こる事象とそれらに関わる機器故障率などのパラメータ、およびパラメータ算出に必要なデータ種類を示す。その中で、現在のガイドで扱っているものは、項目番号 2～4 と 6「緩和系統の継続運転失敗」のデータである。その他のデータについても随時追加をしていく予定である。

表 1　PRA に必要な、機器・系統に関連する信頼性パラメータ・データのまとめ

番号	事象		パラメータ	代表的な 事象発生の確率モデル	主なデータ
1	起因事象		起因事象発生頻度	ポアソン過程モデル	・ プラント供用時間 ・ 供用時間における 起因事象発生数
2	機器故障	起動失敗 又は 状態変更失敗	デマンド故障確率	二項過程モデル	・ 起動/変更デマンド数 ・ 起動/変更失敗回数
3			待機時間故障率	ポアソン過程モデル	・ 待機時間 ・ 待機時間における 起動/変更失敗回数
4		継続運転失敗 又は 状態維持失敗	機能維持失敗率	ポアソン過程モデル	・ 運転/供用時間 ・ 運転/供用時間における 機能喪失回数
5	緩和系統の 供用不能状態		アンアベイラビリティ =供用不能時間/ (供用不能時間＋供用時間)	(時間の確率分布モデル) ワイブル分布モデル 対数正規分布モデル ガンマ分布モデル	・ 系統の供用不能時間 ・ 系統の供用時間
6	復旧事象 緩和系機器の継続運転失敗		復旧時間/継続運転時間の 確率分布パラメータ	(時間の確率分布モデル) ワイブル分布モデル 対数正規分布モデル ガンマ分布モデル	・ 故障が発生して 復旧するまでの時間 あるいは ・ 緩和系機器が起動したあと使命を果たさず故障するまでの時間
7	共通原因故障		共通原因モデルパラメータ ・α ファクタ ・ Multiple Greek Letter	(α ファクタの確率分布) ディリクレ分布	・ インパクトベクトル (複数機同時故障の件数) ・ 共通原因分析モデル ・劣化ファクタ ・同時性ファクタ ・原因共有性ファクタ

2-2. データ収集方法

項目番号 2～4 については、起動デマンド故障確率と、機器故障の時間発生率 (機器故障率)を求めるために、前者では、待機機器の起動デマンド回数とそれに対する起動失敗件数データが必要であり、後者は、機器の供用/運転時間データとその時間内での機器故障件数データが必要である。ガイドでは、故障データと露出データ (起動デマンド回数、供用/運転時間) のそれぞれについて、収集対象の考え方と方法を定めている。また、故障判断の具体的事例やデータ収集記録のフォーマット等を掲載し、

実施担当者の便宜を図った。

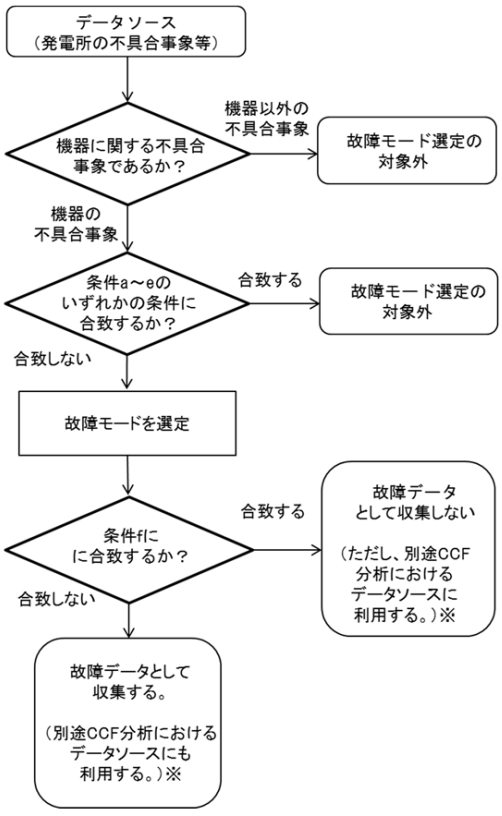
項目番号 6 は、主に、待機安全系機器が起動してから使命を果たさず故障してしまったときの継続運転時間を収集する。このデータは、従来の機器故障データベースでは、連続運転をしている常用系機器が故障した場合の継続運転失敗事象 (項目番号 4 のデータ) で代用してきたが、これでは実際には非安全側の信頼性データになってしまうため、本来すべきとおり、待機安全機器のデータを収集することにしたものである。

故障データについては、収集対象とする故障モード (起動失敗、継続運転失敗、など) の一覧と、機器バウンダリ図 (バウンダリ内で発生した故障事象を当該機器の故障データとする) を規定した。これらは、旧一般機器故障率データベース構築で使用してきたものが技術的にほぼ妥当なためこれを参考にしているが、海外での知見から一部改訂を加えている部分もある。例えば、電動ポンプや電動弁に付随する電気系・制御系は、従来は当該電動ポンプや弁のバウンダリ外としていたが、米国の慣習に倣ってバウンダリ内とすることにより、故障の判断が一分容易になった。

故障データ収集手順の基本的なコンセプトは、各プラントの保全データベースなどの情報源 (例えば不適合情報、是正措置など) から、PRA に関係しない情報を除いていき、PRA 関連機器の機能喪失事象を抽出するようになっている。ガイドではこれを効率的に実施するためのフローおよび仕分け条件を規定した(図 1)。また、その際の実務者の判断を助けるため、具体的な故障事例や、故障とは判定しない事例を付録にまとめている。

露出データについては、起動デマンド数、継続運転時間、露出時間などのデータをプラントコンピュータの機器の作動記録や運転日誌等から収集したり、運転手順書等から推定で求めたりする方法についての考え方を定めた。露出データの記録は、コンピュータシステムから容易に得られるプラントから、逆に書類から時間をかけて探し出さなければならないプラントもあるなど、保管状況に様々な違いがあったため、参考として炉型別 (PWR、BWR) にまとめた具体例の表を付録とした。

収集したデータの品質保証の観点から、事業者が保存しておくべきデータ収集記録のフォーマットを定めて、各種データの情報源、故障の判断根拠や露出データ算出に用いた条件や仮定の根拠などを適切に記録しておくように規定している。



故障判定にかかる条件（詳細は 3.2.4.1 故障データの仕分け条件参照）

「条件 a）データ収集対象機器のバウンダリ外の不具合」である。

「条件 b）運転員誤操作（保修員による代行操作含む）が原因の不具合」である。

「条件 c）評価対象期間外の不具合」である。

「条件 d）外的要因が原因の不具合」である。

「条件 e）附属書 A の故障モード以外の機能の喪失、劣化、予兆」である。

「条件 f）データ収集対象機器の完全な機能喪失でないもの（劣化、予兆、再現性のない一過性の不具合事象）」である。

※CCF 分析については別途定める CCF 判定ガイドに基づき評価する

図 1　機能故障の抽出フローと仕分け条件

3. 「原子力発電所信頼性データシステム」の構築

前章で述べた収集データは、NRRC が管理する「原子力発電所信頼性データシステム」を通じて全国の原子力プラントで共有使用することを考えている。同シ

ステムの前身は 1 章で触れた「PRA 用一般機器故障率データベース」で、これは現在更新を停止しているが、2 章のガイドに従って収集された国内プラント個別の故障データ、露出データ、継続運転時間データなどを本システムに集約して一般データとして利用するためのシステム構築を進めている。

現在は、まだ再稼働を果たしていないプラントが多いため、各社で 2004 年から 2010 年までの過去の個別プラントデータの収集を進めており、これらを集約した全国のデータを用いて国内一般機器故障率の推定を実施する予定である。各プラントが再稼働を果たすに伴い、今後の運転経験データを蓄積して、適切な時期に一般故障率の更新を行っていく。将来は、上記の機器故障データのみならず、表 1 で紹介したデータ項目を含む、全国共通で PRA に利用できるデータベースとなるようにシステム構築を進めていく予定である。すなわち、共通原因故障やアンアベイラビリティ、起因事象発生頻度、といった、電力業者の中で最新の信頼性パラメータのためのデータについても一元的に集約し、推定・分析するためのシステム構築を計画している。

4. おわりに

電力事業者が個別の PRA 用故障率データを収集できるようにするために、NRRC では事業者と協力して「確率論的リスク評価 (PRA) のためのデータ収集実施ガイド」を作成した。現在、事業者は、本ガイドを用いて各個別プラントにおける過去の PRA 用データ収集を実施しており、収集したデータは各社個別プラント故障率算出に使用するほか、NRRC が運営する「原子力発電所信頼性データシステム」に集約し、一般故障率の推定にも用いる見込みである。今後は機器故障率以外の PRA 用信頼性パラメータについてもデータ収集ガイドを作成し、原子力発電所信頼性データシステムで信頼性パラメータを一元管理できるようシステムを構築していく予定である。

参考文献

[1] http://www.nucia.jp/ ニューシア 原子力施設情報公開ライブラリ
[2] ASME/ANS RA-Sa-2009, “Standard for Level 1/Large Early Release Frequency PRA for NPP Applications”
[3] NUREG/CR-6823, “Handbook of Parameter Estimation for Probabilistic Risk Assessment,” U.S.NRC, 2003.
[4] NUREG/CR-6928, “Industry-Average Performance for Components and Initiating Events at U.S. Commercial Nuclear Power Plants,” U.S.NRC, 2007.
[5] EPRI Tr-100381, “Nuclear Plant Reliability- Data Collection and Usage Guide,” EPRI, 1992.

2018年秋の大会

リスク部会セッション

PRA のためのプラント固有データ収集と信頼性データ構築への取組

Approach to collecting plant specific data and building of reliability data base for PRA

(4) 関西電力におけるプラント固有の PRA 用信頼性データ整備への取組について

(4) KEPCO's approach to collecting plant specific reliability data for PRA

*田中 裕久[1]，山川 希人[1]，富樫 貴紀[1]，竹次 秀一[1]

[1]関西電力株式会社

リスク情報活用を目的とした PRA 構築に向け、機器故障率に関するプラント固有データを過去のプラントデータから算出するとともに、日常的に PRA に必要な機器故障実績データを採取する仕組みを構築した。

キーワード：確率論的リスク評価、PRA、信頼性データ、故障率、ベイズ更新

1. 緒言

これまで、PRA の入力パラメータである機器故障率は JANSI が提供する国内一般機器故障率を使用してきたが、リスク情報活用を目的とした PRA 構築に向け、プラント固有機器故障率を使用することが重視されている。当社では、プラント固有機器故障率の使用に向け、効率的な手法を構築した。

2. 当社におけるプラント固有の PRA 用信頼性データ整備への取組について

機器故障率算出のためには、機器の故障実績データ及び露出データ（例：起動デマンド、機器の運転時間）の収集が必要となる。故障実績データは不具合データベース[1]から抽出し、露出データは運転状態管理システム[2]から主に収集した。運転状態管理システムで管理されていない機器の露出データは運転手順書等から推定した。

故障実績の抽出に当たっては、電力中央研究所原子力リスク研究センターが策定中のガイドライン「確率論的リスク評価（PRA）のためのデータ収集ガイド」の検討内容に従い、故障の判定は設備保全の所管部署の協力のもと実施した。

上記の手法により、高浜 3/4 号機の過去 5 年間（2006-2011 年）のプラント固有機器故障率を算出し、国内一般機器故障率を事前分布としてベイズ更新した故障率を、高浜 3 号機の安全性向上評価（2018 年 1 月公表）の PRA 感度解析の入力データとした。高浜 3/4 号機のプラント固有機器故障率は、ほとんどの機器において国内一般機器故障率と比べて低く、全炉心損傷頻度が 3.6%低減する結果となった。なお、本取組みは当社の他の原子力プラントでも実施中である。

また、今後発生しうる機器故障実績の効率的な採取に向け、不具合データベースに登録されている機器に PRA 対象機器の関連付けを行い、発電所の設備保修課の不具合管理業務を通じて日常的に PRA に必要な機器故障実績データを採取する仕組みを構築した。

3. 結論

プラント固有の特徴を把握するため、プラントデータを収集しプラント固有機器故障率を算出する手法を構築し、高浜 3 号機の安全性向上評価に反映した。また、日常的に PRA に必要な機器故障実績データを採取する仕組みを構築した。プラント固有機器故障率を用いることにより、当社のリスク情報活用のさらなる推進を図る。

---

* Hirohisa Tanaka[1], Mareto Yamakawa[1], Takanori Togashi.[1] and Shuuichi Takeji.[1]

[1]The Kansai Electric Power CO., INC.

[1] 設備の保全全般を目的に構築した原子力保全総合システム内の不具合データベース

[2] プラント運転データからプラント状態のパラメータを監視する目的に構築した運転状態管理システム

Oral presentation | IV. Nuclear Plant Technologies：403-1 Risk Assessment Technology, Application of Risk Information

Wed. Sep 5, 2018 2:45 PM - 4:25 PM JST | Wed. Sep 5, 2018 5:45 AM - 7:25 AM UTC | Room P E21 -E Building

[1P08-13] Seismic Counter Measures against Cliff Edges

Chair:Tsuyoshi Uchida(CRIEPI)

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

[1P08] Development of seismic counter measures against cliff edges for enhancement of comprehensive safety of nuclear power plants

Part 11 Overview

*Tsuyoshi Takada[1], Tatsuya Itoi[1], Takenori Hida[1], Hitoshi Muta[2], Osamu Furuya[3], Keisuke Minagawa[4], Hidemasa Yamano[5], Akemi Nishida[5] (1. The University of Tokyo, 2. Tokyo City University, 3. Tokyo Denki University, 4. Saitama Institute of Technology, 5. Japan Atomic Energy Agency)

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

[1P09] Development of seismic counter measures against cliff edges for enhancement of comprehensive safety of nuclear power plants

Part 12: Classification and Definition of Required Performance against Earthquake

*Hitoshi Muta[1], Yasuki Ohtori[1], Ken Muramatsu[1], Tsuyoshi Takada[2], Tatsuya Itoi[2] (1. Tokyo City University, 2. The University of Tokyo)

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

[1P10] Development of seismic counter measures against cliff edges for enhancement of comprehensive safety of nuclear power plants

Part 13 Identification and evaluation against cliff edges for nuclear building system

*Akemi Nishida[1], Byunghyun Choi[1], Hidemasa Yamano[1], Tsuyoshi Takada[2] (1. JAEA, 2. The Univ. of Tokyo)

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

[1P11] Development of seismic counter measures against cliff edges for enhancement of comprehensive safety of nuclear power plants

Part 14: seismic counter measures against cliff edges by seismic isolation

*Keisuke Minagawa[1], Satoshi Fujita[2], Osamu Furuya[2], Tsuyoshi Takada[3] (1. Saitama Institute of Technology, 2. Tokyo Denki University, 3. The University of Tokyo)

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

[1P12] Development of seismic counter measures against cliff edges for enhancement of comprehensive safety of nuclear power plants

Part 15: Cliff-edge elimination technology for reactor vessel and piping.

*Hidemasa Yamano[1], Akemi Nishida[1], Byunghyun Choi[1], Tsuyoshi Takada[2] (1. JAEA, 2. Univ. of Tokyo)

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

[1P13] Development of seismic counter measures against cliff edges for enhancement of comprehensive safety of nuclear power plants

Part 16 Modeling of Human Behavior and Evaluation of Cliff-edge

*Takenori Hida[1], Atsushi Ohno[1], Tatsuya Itoi[1], Tsuyoshi Takada[1] (1. The University of Tokyo)

4:15 PM - 4:25 PM JST | 7:15 AM - 7:25 AM UTC

Time reserved for Chair

原子力プラントの包括的安全性向上のための地震時クリフエッジ回避技術の開発 その 11：全体概要

Development of seismic counter measures against cliff edges for enhancement of comprehensive safety of nuclear power plants Part 11: Project Plan

*高田 毅士[1]，糸井達哉[1]，肥田剛典[1]，村松健[2]，牟田仁[2]，
古屋治[3]，藤田 聡[3]，皆川佳祐[4]，山野秀将[5]，西田明美[5]
[1]東京大学，[2]東京都市大学，[3]東京電機大学，[4]埼玉工業大学，[5]原子力機構

原子力プラントの地盤－建屋－設備機器－安全系－人間システム全体系を各分野領域横断的に取り扱い、全体系および各部の要求性能を明確化した後、それに係るクリフエッジを各分野において特定・定量化し、プラント挙動を俯瞰的に把握しつつ、これらを回避する技術を開発することを目的とする。

キーワード：地震時要求性能、クリフエッジ、プラント地震時挙動、免震化、人間挙動

1. 緒言 原子力発電所プラントは、建屋や機器、それらを操作・制御する人間を含めた、複雑な系であり、地震時における事故を回避するためには、プラントを全体系（トータルシステム）として評価することが重要となる。以下、全体系を構成する要素として、建屋、システムや機器設備、人間をSSCHと称する。炉心損傷等のシビアアクシデントが発生した場合には、周辺環境への放射性物質の拡散による汚染が問題となることから、事故の被害が敷地内のみならず敷地外の環境やインフラに及ぼす影響も考慮した広範囲にわたる防災計画の策定が望まれる。そのためには、原子炉建屋だけでなく、プラントのトータルシステムや、プラントを制御する人間等のそれぞれのクリフエッジを把握し、それらを回避する技術を確立することが必要不可欠である。このような背景から、原子力発電所とその周辺環境を含む包括的な安全性評価とクリフエッジの特定が安全性向上のために必須であると考えた。

2. 研究計画 プロジェクト項目として、①建屋システムのクリフエッジ回避技術においては、建屋系の応答解析のモデル化とクリフエッジの関係について考察し、②免震化による検討においては、建屋免震化の長短所を明確化し、③機器・システムのモデル化とクリフエッジ回避技術においては、安全系システム自体のクリフエッジについて、④原子炉容器・配管部分においては、クリフエッジの定量的評価手法の確立を目指す。⑤地震時の人間挙動のモデル化とクリフエッジ評価においては、人間の挙動と心理状態に関するクリフエッジの特定を実験的に行う。最後に、上記を踏まえて、プラント全体として多様なクリフエッジをフラジリティ曲線として表現し、プラント全体を俯瞰する。

原子力プラントを構成するSSCHの個々の要素の挙動とプラント全体の挙動について、深層防護概念に基づく要求性能の関係を明確にし、SSCHの物理的クリフエッジに関する地震フラジリティ曲線を描くことにより、プラントシステム全体のクリフエッジに関するフラジリティ曲線を表現する。

3. 成果の展開 期待される成果としては以下を考えている。１）多様なクリフエッジを特定することにより、プラントの安全性向上に貢献、２）免震化プラントの検討結果の活用、３）知識起因クリフエッジの特定結果の活用、４）人間挙動に関するクリフエッジの特定結果の活用

謝辞 本研究報告は、文部科学省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・人材育成推進事業の成果である。関係各位に記して謝意を表する。

---

* Tsuyoshi Takada[1], Tatsuya Itoi[1], Takenori Hida[1], Ken Muramatsu[2], Osamu Furuya[3] Hitoshi Muta[2], Satoshi Fujita[3], Keisuke Minagawa[4] Hidemasa Yamano[5], Akemi Nishida[5]

[1]The University of Tokyo, [2]Tokyo City University, [3]Tokyo Denki University, [4]Saitama Institute of Technology, [5]JAEA

原子力プラントの包括的安全性向上のための地震時クリフエッジ回避技術の開発 （12）地震時プラントの要求性能の分類と整理

Development of seismic counter measures against cliff edges
for enhancement of comprehensive safety of nuclear power plants
(12) Classification and Definition of Required Performance against Earthquake

*牟田 仁[1]，大鳥 靖樹[1]，村松 健[1]，高田 毅士[2]，糸井 達哉[2]
[1]東京都市大学，[2]東京大学

原子力プラントの包括的安全性向上のための地震時クリフエッジ回避技術の検討において，原子力プラントを一つの全体システムとして捉えた場合の，物理クリフエッジ及び知識起因クリフエッジに対する要求性能を定義し，この考え方に基づくクリフエッジ回避技術の有効性を評価する枠組みを提案する．

キーワード：地震時リスク，物理クリフエッジ，知識起因クリフエッジ

1. 緒言

本研究では，原子力プラントを対象として様々なクリフエッジ状態，要求性能を明確化し，より幅広く SSCH をモデル化することにより，プラント全体システムと考える．地震時の様々な相互作用，個々の挙動の関係を考慮し，全体システムを対象としなければ得られない知見を摘出する．

2. 地震時プラントの要求性能の分類と整理

2-1. クリフエッジの分類と各々の性能指標

物理クリフエッジは，プラントの状態が大きく変わる物理的な事象であり，例えば，プラント設備の損傷や炉心損傷等がこれにあたる．物理クリフエッジの要求性能は，事象の発生確率（SSCH 損傷確率）で表すことができる．この考え方に基づくと，クリフエッジとなるのは以下の場合であると考えることができる．

物理クリフエッジ=Max[P’(α)]　（但し，P：要求性能に関わる SSCH の損傷確率，α：地震動の強さ）

一方，知識起因クリフエッジは，プラントの状態があらかじめ想定した範囲から逸脱する事象であり，要求性能は以下で表すことができる．

知識起因クリフエッジ=Max[K’(x)]　（但し，K：要求性能に関わる知識量，x：地震動の強さ等のパラメータやスコープの範囲）

2-2. 各クリフエッジと要求性能

物理クリフエッジは深層防護の各レベルを跨ぐところで発生しており，深層防護各レベルの喪失条件が発生することで顕在化する．一方，知識起因クリフエッジは，知識範囲に基づき領域分類が可能であり，右図に示すような領域分類と状態遷移とを定義することができる．

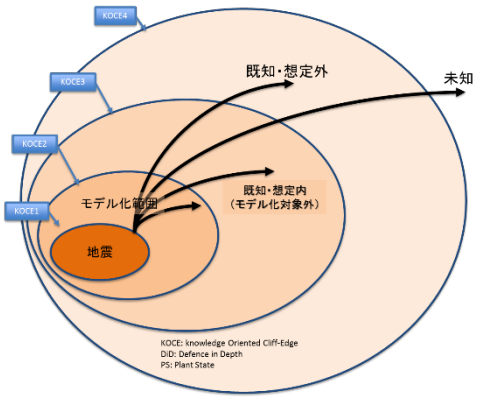


図 物理的クリフエッジの領域分類と状態遷移

3. 結論

物理クリフエッジに対しては，深層防護各レベルに対して物理的クリフエッジを設定し，対応する SSCH を整理し，更に，建屋システム，原子炉容器・配管，人間系に分けて検討を行なった成果を統合し，これらを全体システムとしてモデル化する手法を提案し，免震建屋を想定した場合の回避効果の試解析を通して，回避策の有効性を示すことができた．

---

*Hitoshi Muta[1], Yasuki Ohtori[1], Ken Muramatsu[1], Tsuyoshi Takada[2], Tatsuya Itoi[2]
[1]Tokyo City Univ., [2]The University of Tokyo.

原子力プラントの包括的安全性向上のための地震時クリフエッジ回避技術の開発 その 13 建屋システムのクリフエッジの特定と評価

Development of seismic counter measures against cliff edges for enhancement of comprehensive safety of nuclear power plants Part 13: Identification and evaluation against cliff edges for nuclear building system

*西田 明美[1]，崔 炳賢[1]，山野 秀将[1]，高田 毅士[2]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]東京大学

本研究では、リスク概念と深層防護の考え方に基づいて様々なクリフエッジ状態を特定・定量化するトータルシステムにより原子力プラントの耐震安全性を評価し、クリフエッジ状態を回避する手法を開発することを目的としている。本稿では、建屋システムに関して、免震導入による物理的クリフエッジの回避、および、モデル化の違いに基づく知識起因クリフエッジの特定と評価についてフラジリティの観点から検討し、得られた知見について述べる。

キーワード：地震リスク、知識起因クリフエッジ、建屋システム、3 次元詳細モデル、免震システム

1. 緒言

地震時における原子力発電プラント全体の安全性確保のために、建屋システムで想定されるクリフエッジ状態の特定とそれらの回避方策の検討をすすめている。本稿では、建屋システムのクリフエッジの特定と評価について、フラジリティの観点から検討した結果について報告する。

2. 建屋システムの応答のばらつき評価

建屋システムに免震装置を導入することで建屋応答は大幅に低減し、建屋システムの物理的クリフエッジの回避効果が期待される。そこで、耐震構造として設計された建屋システム（耐震建屋）、および、耐震建屋に免震装置を導入した免震導入建屋に対し、基準地震動の 1～5 倍までの入力地震動を用いて非線形地震応答解析を実施した。その結果得られた各層の建屋応答の統計的分析を行い、中央値およびばらつきを整理した。各層の最大せん断ひずみのばらつきに着目すると、層によってばらつきが異なり、かつ、免震導入建屋では入力地震動の大きさによらず同一層内のばらつきが一定の傾向となることを確認した。一方、応答比（3 次元詳細モデルの応答／質点系モデルの応答）に着目すると、全体的には入力地震動が大きくなるにつれて応答比が小さくなる傾向、すなわち、3 次元詳細モデルの方が応答が小さくなる傾向が確認された。また、最大加速度よりも最大せん断ひずみの方が応答比が小さく、3 次元効果が大きい結果となった。

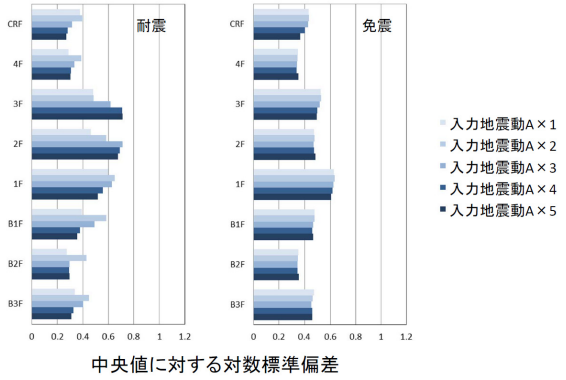


図１ 3 次元詳細モデルの最大せん断ひずみの高さ方向分布

3. フラジリティ評価による違い

3 次元詳細モデルと質点系モデルの応答解析結果を用いてフラジリティ評価を実施し、3 次元詳細モデルを用いることでフラジリティを低減できる可能性があることを確認した。

4. まとめ

地震時におけるプラントのクリフエッジ状態の特定と評価のため、建屋システムの免震導入効果やモデル化の違いに起因する応答特性の違い等をフラジリティの観点から分析した。今後、プラント全体系に係るクリフエッジを特定し、これらを回避する技術の開発へ展開する予定である。

謝辞 本研究報告は、文部科学省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」の成果である。関係各位に記して謝意を表する。

*Akemi Nishida[1], Byunghyun Choi[1], Hidemasa Yamano[1] and Tsuyoshi Takada[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]The University of Tokyo

原子力プラントの包括的安全性向上のための地震時クリフエッジ回避技術の開発 その 14：免震化によるクリフエッジ回避技術

Development of seismic counter measures against cliff edges for enhancement of comprehensive safety of nuclear power plants　Part 14: seismic counter measures against cliff edges by seismic isolation

*皆川 佳祐[1]，藤田 聡[2]，古屋 治[2]，高田 毅士[3]
[1]埼玉工業大学，[2]東京電機大学，[3]東京大学大学院工学系研究科

積層ゴムを用いた免震構造は、過大な入力に対しては材料の特性変化や周囲の擁壁との衝突など様々な非線形性を有する。本論文では、免震構造の効果や非線形性による影響をクリフエッジの観点から整理する。

キーワード：地震リスク、クリフエッジ、プラント地震時挙動、免震

1. 緒言

原子炉建屋等を積層ゴムで免震した場合、入力地震動が大きくなると積層ゴムの特性は非線形性を示し、また、建屋が周囲の擁壁に衝突する可能性がある。これまでに、本研究では上記の特性を考慮した解析手法を整理してきた。そこで、本報では様々な条件で地震応答解析を実施し、免震化によるクリフエッジ回避技術について検討する。

2. 地震応答解析

衝突や積層ゴムの特性が免震化によるクリフエッジ回避技術に与える影響を検討するため、地震応答解析を実施した。解析モデルは 2 質点 5 自由度系モデルで、積層ゴムの非線形性、擁壁との衝突などを考慮している。なお、各種パラメータは、非線形性が現れやすいように一部極端な値を採用している。地震動は人工地震波で、振幅を様々に線形倍して解析を実施し、入力と応答の関係を考察した。

結果の一例として、図 1 に建屋と擁壁のクリアランスを変化させた場合の水平方向の最大入力加速度と建屋最大応答加速度の関係を示す。図 2 は衝突剛性を変化させた場合の同様のグラフである。図 1、2 より、入力地震動が大きくなると応答加速度が大きくなり、挙動が急激に変化するクリフエッジが生じるが、クリアランスを広く、また、衝突剛性を小さくすることでその影響を抑制できることが確認できる。

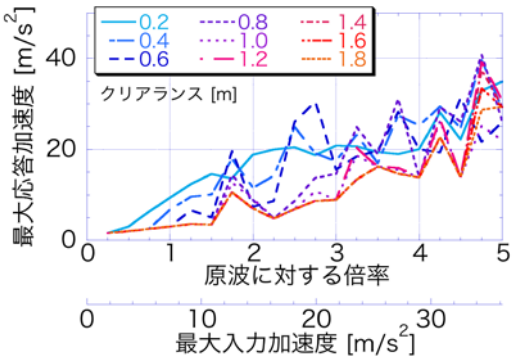


図 1　クリアランスの影響

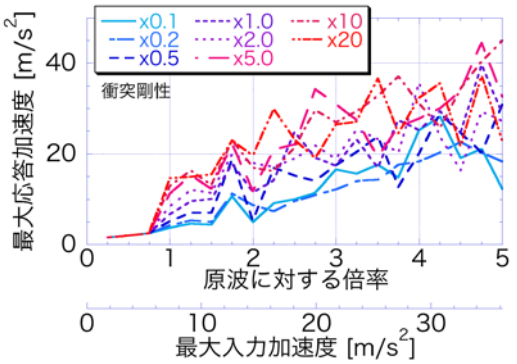


図 2　衝突剛性の影響

3. 結論

様々な条件で地震応答解析を実施した結果、条件を適切に設定することで免震構造特有のクリフエッジの影響を抑制できることがわかった。

謝辞

本研究報告は、文部科学省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・人材育成推進事業の成果である。関係各位に記して謝意を表する。

*Keisuke Minagawa[1], Satoshi Fujita[2], Osamu Furuya[2] and Tsuyoshi Takada[3]

[1] Saitama Institute of Technology, [2]Tokyo Denki University, [3]The University of Tokyo

原子力プラントの包括的安全性向上のための地震時クリフエッジ回避技術の開発 その 15：原子炉容器・配管のクリフエッジ回避技術

Development of seismic counter measures against cliff edges for enhancement of comprehensive safety of nuclear power plants Part 15: Cliff-edge elimination technology for reactor vessel and piping.

*山野 秀将[1]，西田 明美[1]，崔 炳賢[1]，高田 毅士[2]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]東京大学

地震応答解析で評価された建屋の応答波形を用いて、原子炉容器および配管の応答について検討し、これらのフラジリティ評価を行った。また、クリフエッジ回避技術としての建屋の免震化による原子炉容器・配管の応答低減効果の定量的評価も実施した。

キーワード：原子力プラント、クリフエッジ、プラント地震時挙動、免震

1. 緒言

原子力発電所プラントの安全性確保のためにプラントをトータルシステムとして取り扱い、リスク概念と深層防護の考え方に基づいて様々なクリフエッジ状態を特定・定量化し、これらを回避する技術開発を進めている。本研究では、地震応答解析で評価された建屋の応答波形を用いて原子炉容器及び配管の応答について検討し、これらのフラジリティ評価を行うとともに、建屋の免震化による原子炉容器・配管の応答低減効果の定量的評価を行った。

2. フラジリティ評価

非免震プラント及び免震プラントを対象として、地震応答解析で得られた建屋の応答波形を用いて、原子炉容器及び配管を質点系でモデル化して地震応答解析を実施した。また、既往研究を参照にして不確定性を設定してフラジリティ評価を実施した。HCLPF（95%信頼度曲線で破損確率が 5%となる荷重）を指標として比較した結果、免震プラントは非免震プラントより HCLPF が 2 倍程度大きくクリフエッジを回避できる技術として有効であることが示された。一方、配管については非免震プラントでも高地震動で破損しにくいため両者の HCLPF の差は顕著でない。

3. 応答低減効果の定量的評価

建屋内の機器に対する不確定性として機器応答係数を考慮しているが、物理的に起こりうる範囲で不確定性幅を考慮してフラジリティ評価を行うと、非免震プラントに比べて免震プラントは不確定性を考慮しても 2 倍程度の応答低減効果を有することが明らかとなり、免震技術がクリフエッジ回避技術として有効である。

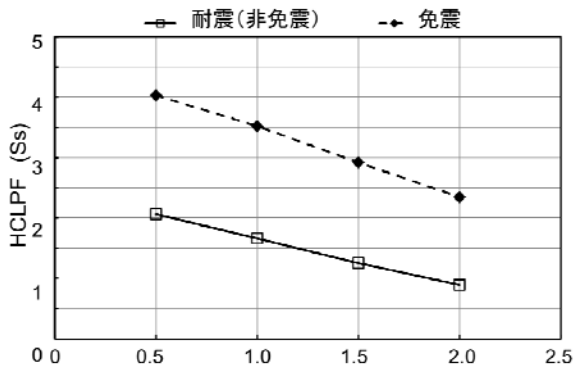


図 1 原子炉容器の応答低減効果の定量的評価

4. 結論

フラジリティ評価の結果、非免震プラントに比べて免震プラントは応答低減効果が大きく、免震技術がクリフエッジ回避技術として有効であることを示した。また、不確定性を考慮しても 2 倍程度の応答低減効果を示し、免震技術がクリフエッジ回避技術として有効できることを示した。

謝辞

本研究報告は、文部科学省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・人材育成推進事業の成果である。関係各位に記して謝意を表する。

---

*Hidemasa Yamano[1], Akemi Nishida[1], Byunghyun Choi[1] and Tsuyoshi Takada[2]

[1] Japan Atomic Energy Agency, [2] The University of Tokyo

原子力プラントの包括的安全性向上のための地震時クリフエッジ回避技術の開発 その 16　人間挙動のモデル化とクリフエッジ評価

Development of seismic counter measures against cliff edges for enhancement of comprehensive safety of nuclear power plants, Part 16: Modeling of human behavior and evaluation of cliff-edge

*肥田 剛典[1]，大野 敦史[1]，糸井 達哉[1]，高田 毅士[1]
[1]東京大学

地震による人間の被害を軽減するためには、地震時の人間の行動や被害を評価することが重要である。本研究では振動台搭乗実験を行い、人間の負傷評価のための人体の地震応答解析モデルを構築した。さらに、実験結果と解析結果を比較し、構築した人体の地震応答解析モデルの妥当性を検証した。

キーワード：振動台実験，人体，人的被害，倒立振子，フィードバック制御

1. 緒言

地震時において原子力プラントで事故が発生した場合、人間は事故後対応のための重要な役割を持つ。地震時の負傷等の人的被害を予測するためには、人間の身体や頭部の変位や速度等を予測できる人体の地震応答解析モデルを構築することが極めて重要である。そこで本研究では振動台搭乗実験を行い、人間の負傷評価のための人体の地震応答解析モデルを構築した。

2. 人間の地震応答解析モデル

振動台搭乗実験の様子を図 1 に示す。被験者を振動台に乗せ、3D モーションキャプチャにより身体各部位の挙動データを得た。さらに、被験者の床反力をフォースプレートで計測した。次に、地動加速度が外乱として入力される台車型倒立振子により、地震時の人間挙動をモデル化した。解析モデルの概要を図 2 に示す。振子の状態をフィードバックして台車に駆動力を作用させる制御機構を付加した。解析における床反力中心と身体重心の変位は、実験と良好に対応した。さらに、構築された解析モデルに対し、モデル構築の際に用いたものとは異なる振動台加速度を入力し、モデルの応答と実験における被験者の応答を比較した。その結果、解析モデルの結果と実験結果は良好に対応し、これにより解析モデルの妥当性が検証された。

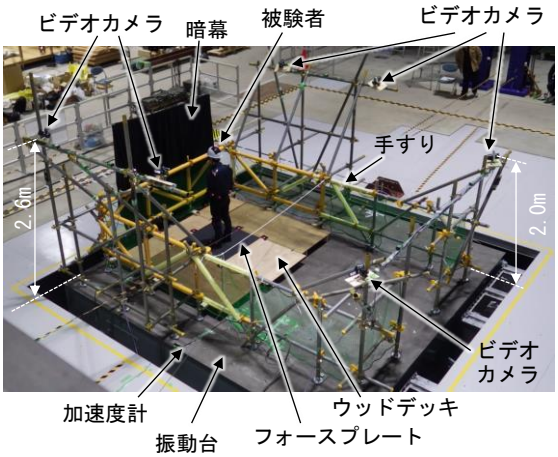


図 1　振動台搭乗実験

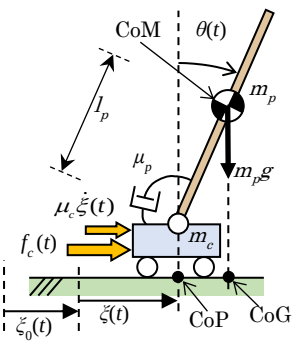


図 2　倒立振子による人間の地震応答解析モデル

3. 結論

本研究では、地震時における人的被害の予測に向け、振動台搭乗実験に基づき、人体の地震応答解析モデルを構築した。

謝辞

本研究は、文部科学省の平成 27 年度英知を結集した原子力化学技術・人材育成推進事業 No.27110（代表: 高田毅士）および平成 28 年度科学研究費補助金若手研究(B) No.16K21011（代表: 肥田剛典）の助成により遂行しました。関係各位に謝意を表します。

*Takenori Hida[1], Atsushi Ohno[1], Tatsuya Itoi[1] and Tsuyoshi Takada[1]
[1]The University of Tokyo

Oral presentation | IV. Nuclear Plant Technologies：403-1 Risk Assessment Technology, Application of Risk Information

Wed. Sep 5, 2018 4:25 PM - 6:00 PM JST | Wed. Sep 5, 2018 7:25 AM - 9:00 AM UTC | Room P E21 -E Building

[1P14-19] Fault Displacement PRA

Chair:Hidemasa Yamano(JAEA)

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

[1P14] Improvement of Fault Displacement PRA Methodology and Example of its Application to a Hypothetical NPP

(1) Outline and Examination Items

*Katsumi Ebisawa[1], Hideaki Tsutsumi[1], Toshi Sakai[1], Futoshi Tanaka[2], Ryusuke Haragushi[2], Tetsuhiro Gou[2], Kunihiko Sato[3], Huji Nikaido[4], Yoshinori Mihara[4], Shinichi Yoshida[5] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry, 2. MHI, 3. MHI Nuclear Systems Solution Engineering, 4. Kajima, 5. Obayashi)

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

[1P15] Improvement of Fault Displacement PRA Methodology and Example of its Application to a Hypothetical NPP

(2) Example of Evaluation for Improving Evaluation Position of Fault Displacement Hazard

*hideaki tsutsumi[1], sakai toshiaki[1], yuyama ayumi[1], ebisawa katsumi[1], mihara yoshinori[2], nikaido yuji[2], haraguchi ryusuke[3] (1. Central Research Institute of Electroric Power Indutry, 2. kajima Copration, 3. Mitsubishi Heavy Industries)

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

[1P16] Improvement of Fault Displacement PRA Methodology and Example of its Application to a Hypothetical NPP

(3) Validation Case Study of Fault Displacement Fragility Evaluation Methodology

*Yuji Nikaido[1], Yoshinori Mihara[1], Hideaki Tsutsumi[2], Ayumi Yuyama[2], Toshiro Sakai[2], Katsumi Ebisawa[2], Ryusuke Haraguchi[3] (1. Kajima Corporation, 2. CRIEPI, 3. Mitsubishi Heavy Industry)

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

[1P17] Improvement of Fault Displacement PRA Methodology and Example of its Application to a Hypothetical NPP

(4) Example of Application of Fault Displacement Accident Scenario Identification and Accident Sequence Evaluation Methodology to a Hypothetical NPP

*Futoshi Tanaka[1], Manabu Miyata[1], Ryusuke Haraguchi[1], Kunihiko Sato[4], Shinichi Yoshida[3], Hideaki Tsutsumi[2], Toshiaki Sakai[2], Katsumi Ebisawa[2] (1. MHI, 2. CRIEPI, 3. Obayashi, 4. MHINSS)

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

[1P18] Improvement of Fault Displacement PRA Methodology and Example of its Application to a Hypothetical NPP

(5) Example of Application of Fault Displacement Fragility Evaluation Methodology to a Hypothetical NPP

*Ryusuke Haraguchi[1], Tetsuhiro Gou[1], Kunihiko Sato[2], Shinichi Yoshida[3], Hideaki Tsutsumi[4], Toshiaki Sakai[4], Katsumi Ebisawa[4] (1. Mitsubishi Heavy Industries, LTD., 2. MHI Nuclear Systems And Solution Engineering Co., Ltd, 3. OBAYASHI Corp., 4. Central Research Institute of Electric Power Industry)

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

[1P19] Investigation and Consideration about Risk Evaluation by Fault Displacements for Nuclear Facilities(2)

-The Efforts both in Japan and Other Countries, and The Research Activities of JAPC-

*Masanobu Kamiya[1], Kouichi Kamiya[1], Tsutomu Ogawa[1] (1. JAPC)

5:55 PM - 6:00 PM JST | 8:55 AM - 9:00 AM UTC

Time reserved for Chair

断層変位 PRA 手法の改良と仮想プラントへの適用例　(1) 概要・検討項目

Improvement of Fault Displacement PRA Methodology and Example of its Application to a Hypothetical NPP (1) Outline and Examination Items

*蛯澤　勝三[1]，堤　英明[1]，酒井　俊朗[1]，湯山　安由美[1]，田中　太[2]，宮田　学[2]，
原口　龍将[2]，呉　哲浩[2]，佐藤　邦彦[3]，二階堂　雄司[4]，美原　義徳[4]，吉田　伸一[5]
[1]電力中央研究所，[2]三菱重工業，[3]MHI ニュークリアシステムズ・ソリューションエンジニアリング，[4]鹿島組，[5]大林組

断層変位 PRA 手法は、断層変位に対する①事故シナリオ同定、②ハザード評価、③フラジリティ評価、④事故シーケンス/炉損損傷頻度評価の各タスクからなり、⑤断層変位に対する各種対策工のタスクも含む。
キーワード：断層変位 PRA, ハザード定義位置見直し, フラジリティ評価手法検証, 仮想プラントへの適用例

1. まえがき　原子力学会地震 PRA 実施基準改定(2015)では、断層変位 PRA 手法の考え方が規定される[1]と共に、各種機関では関連評価が進められている。著者等も断層変位 PRA 手法開発を進め、定量的評価の蓄積を図っている[2]～[11]。本報は、5 つのシリーズ発表のうちの(1)概要・検討項目であり、同シリーズ発表は 2017 年度資源エネルギー庁委託研究成果の一部をまとめたものである。同概要・検討項目では、断層変位 PRA 手法の改良及び仮想プラントへの適用例について述べると共に、検討項目を挙げる。

2. 断層変位 PRA 手法の改良　改良項目は、(1)断層変位ハザード定義位置の見直しと、(2)断層変位フラジリティ評価手法の妥当性検証である。(1)では地表面で定義の断層変位ハザードを解放基盤まで断層変位地盤伝達関数を介して変換する考え方と、同伝達関数がフラジリティ評価における解放基盤から建屋基礎等までの断層変位地盤伝播モデルとして考慮される考え方も提案した[8]。同考え方に基づき、断層変位地盤伝達関数を検討した。(2)では台湾集集地震(1999 年)/石岡ダム損壊を対象として、関連データを収集し損傷シナリオを分析し、現実的応答・現実的耐力それぞれの中央値、偶然的及び認識論的不確実さ要因を同定すると共に、検証モデル作成の考え方を整備した[9]。同考え方に基づき、検証モデルを検討した。

3. 仮想プラントへの適用例　仮想プラントとしては、PWR/硬岩 NPP を対象とし、各種建屋（原子炉周辺建屋/制御建屋/廃棄物処理建屋/タービン建屋）や海水給水系及び重大事故対処施設等からなると共に、これら建屋及び施設内機器から構成されると仮定した。上記建屋基礎や施設基礎に複数本の縦づれ副断層が作用すると仮定した[10,11]。同条件のもと、炉心損傷頻度 CDF の点推定及び不確実さ評価を行い、CDF に寄与する事故シーケンス及び CDF の平均値を求めると共に、CDF に寄与する断層変位の範囲等も同定した。

4. 仮想プラントへの適用における検討項目　主な検討項目としては、断層タイプ（横連れ)、プラントタイプ（BWR)、基礎地盤硬さ（柔岩)、ハザードの不確実さ幅、断層変位損傷の相関、断層変位と地震動の重畳等が挙げられ、これらの CDF への影響を検討する必要がある。

5. シリーズ発表の構成　シリーズ発表は次の 5 つからなる。(1)概要・検討項目/(2)断層変位ハザード評価位置の改善例/(3)断層変位フラジリティ評価手法妥当性検証における定量評価例/(4)断層変位事故シナリオ同定・事故シーケンス評価手法の仮想プラントへの適用例/(5)断層変位フラジリティ評価手法の仮想プラントへの適用例

参考文献　[1]原子力学会(AESJ-SC-P006:2015,2015.12), [2]～[6]蛯沢他(AESJ2017 秋の大会,2017.9)、[7]～[11]蛯沢他(AESJ2018 春の大会,2018.3)

*Katsumi Ebisawa[1], Hideaki Tsutsumi[1], Toshio Sakai[1], Ayumi Yuyama[1], Futoshi Tanaka[2], Manabu Miyata[2], Ryusuke Haraguchi[2], Tetsuhiro Gou[2], Kunihiko Sato[3], Yuji Nikaido[4], Yoshinori Mihara[4],Sinji Yoshida[5]　[1]CRIEPI, [2]MHI, [3]MHI, [4]Kajima, [5]Obayashi

断層変位 PRA 手法の改良と仮想プラントへの適用例
(2) 断層変位ハザード位置評価の改善例

Improvement of Fault Displacement PRA Methodology and Example of its Application to a Hypothetical NPP (2) Example of Evaluation for Improving Evaluation Position of Fault Displacement

*堤 英明[1]、酒井 俊朗[1]、湯山 安由美[1]、蛯澤 勝三[1]、美原 義徳[2]、二階堂 雄司[2]、原口 龍将[3]
[1]電力中央研究所, [2]鹿島建設, [3]三菱重工業

断層変位に関するハザード評価について断層変位の基本的な考え方や、地震動ハザードと断層変位ハザードの評価位置を統一的に扱う方法を提示する。

キーワード：断層変位 PRA、断層変位ハザード、建屋・機器フラジリティ

1. まえがき　本報告は、断層変位PRA手法の開発において、地表面の断層変位を震源断層に基づく断層変位モデルを介して解放基盤位置まで変換する考え方や手法を整理し、建屋・機器フラジリティ評価に対して解放基盤から建屋基礎盤等の断層変位評価の考え方を提示した。本報告は2018年度資源エネルギー庁委託研究成果の一部をまとめたものである。

2. 断層変位ハザード定義位置の基本的な考え方　ここで扱う断層変位は、断層の食違い変位であり、断層変位ハザードの評価手法は、Youngs 他(2003)、高尾他(2013), (2014)［1］の経験的断層変位ハザード手法が提案されている。高尾の手法では、Youngs らの確率論的断層変位ハザード解析手法を参照して、日本国内の逆断層および横ずれ断層のデータに基づき断層変位の評価式を策定し、同評価式を用いて確率論的断層変位ハザードの評価例を示している。

3. 断層変位ハザード定義位置の改善例　断層変位ハザード評価手法としては、基本的に高尾他の手法を用いることとするが、国内外の既往断層変位ハザードの定義位置は地表面である。地震動ハザードと断層変位ハザードとの重畳を効率的に評価するためには、サイト周辺の地形や地盤特性を考慮して地表面での断層変位を地震基盤又は解放基盤位置に変換し、建屋・機器フラジリティ及び炉心損傷頻度（CDF）を統一したハザード評価基準面から評価するのが合理的である。以下に改善例の概要を記す。

断層変位評価では、断層位置が明確な特定震源と不明確な領域震源にモデルを大別し，両モデルと分類した断層との対応付けを行う。また、主断層・副断層に対するハザード評価基準面として、**図 1** に示すように地震基盤から表層までの岩盤や堆積層の構造や物性、地形を考慮して、断層変位と地震動ハザード評価の基準面を同一にして重畳を取り扱うこととする。評価基準面の位置や変位は、上載荷重や拘束圧等の不確かさを考慮して、簡易な断層変位モデルを用いて解析的に変位量や不確かさの幅を検討する。

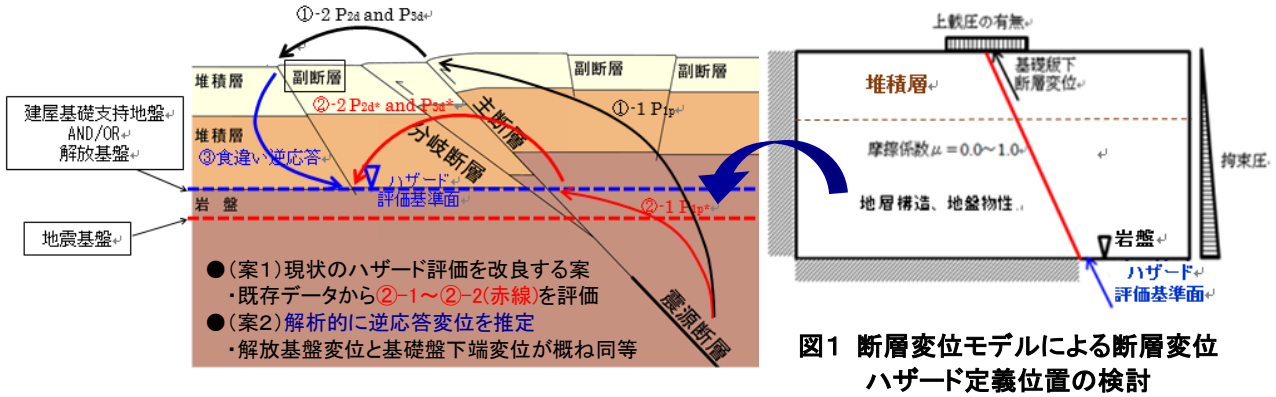


図1 断層変位モデルによる断層変位ハザード定義位置の検討

参考文献　〔1〕高尾他；確率論的断層変位ハザード解析の信頼性向上, 日本地震工学会論文集, 2014

*Hideaki Tsutsumi[1], Toshiaki Sakai[1] , Ayumi Yuyama[1], Katsumi Ebisawa[1], Yoshinori Mihara[2], Yuji Nikaido[2], Ryusuke Haraguchi[3], [1]CRIEPI, [2]Kajima, [3]MHI

断層変位 PRA 手法の改良と仮想プラントへの適用例
(3) 断層変位フラジリティ評価手法の妥当性検証例

Improvement of Fault Displacement PRA Methodology and Example of its Application to a Hypothetical NPP (3) Validation Case Study of Fault Displacement Fragility Evaluation Methodology

*二階堂 雄司[1]、美原 義徳[1]、堤 英明[2]、湯山 安由美[2]、酒井 俊朗[2]、蛯澤 勝三[2]、原口 龍将[3]
[1]鹿島，[2]電中研，[3]三菱重工

断層変位に対する構造物のフラジリティ評価手法について、2018 年度春の大会において著者らが提案した妥当性検証手法を、台湾/集集地震での被害事例に適用した。解析を通じて、中央値像モデルを策定し、断層変位フラジリティ評価手法の実現性の見通しを得ることができた。

キーワード：断層変位 PRA、断層変位フラジリティ評価、事故シーケンス

1. まえがき　原子力学会地震 PRA 実施基準改定(2015)では、断層変位 PRA 手法の考え方が規定される[1]と共に、各種機関において評価検討が進められている。著者等も断層変位 PRA に係る評価を行うことで、定量的評価結果の蓄積を図っている[2]～[11]。本報は、5 つのシリーズ発表のうちの(3) 断層変位フラジリティ評価手法の妥当性検証例であり、同シリーズ発表は 2017 年資源エネルギー庁委託研究成果の一部をまとめたものである。

2. 対象とする断層変位被害　評価手法の妥当性検証として、台湾/集集地震による石岡水力ダム被害を選定した。石岡ダムは、長さ約 290m、高さ約 27m の重力式ダムであり、集集地震においては、車龍埔断層終端部の分岐断層が右岸側約 20m 位置に約 8m の縦ずれを起こし、右岸部堤体基礎が損壊し決壊した(図 1)。

3. 断層変位フラジリティ評価手法の妥当性検証例　妥当性検証に関する基本方針・手順に従い、中央値像モデルを策定した。ダム本体の崩壊の進展は、図 2 に示す有限要素解析の断層変位-軸力関係によって表すことができる。約 60cm 時点の断層変位によって生じる圧縮力により圧縮破壊場が堤体断面を貫通し、150cm の変位に向け脆性破壊を起こしながら大きく耐力が低下、その後残留軸力を維持した状態で破壊が広がった。これらの傾向は、コンクリート構造物の一般的な圧縮破壊モードに類似し、また有限要素解析の最終状態は、被害調査の状況を良く再現していることから、このモデルが応答の中央値像であると見做し得る。この中央値像モデルを用いて、各パラメータについて応答幅の評価を別途行った。

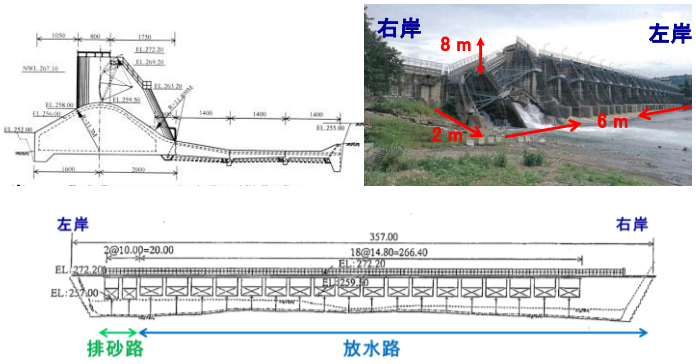


図 1　台湾/集集地震による石岡水力ダム被害

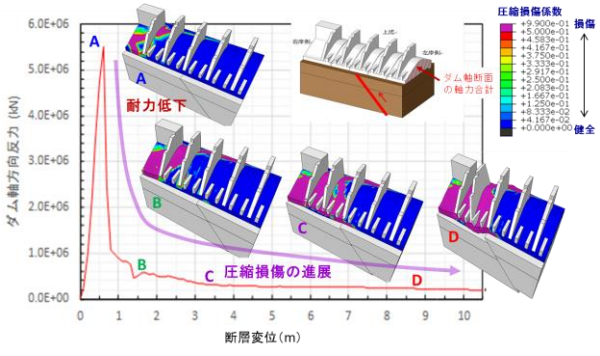


図 2　中央値像モデルによる損傷プロセス評価

参考文献　[1]原子力学会(AESJ-SC-P006:2015,2015.12)，[2]～[6]蛯沢他(AESJ2017 秋の大会,2017.9)，[7]～[11]蛯沢他(AESJ2018 春の大会,2018.3)；シリーズ発表内[9]二階堂他(AESJ2018 春の大会,2018.3)

*Yuji Nikaido[1], Yoshinori Mihara[1],Hideaki Tsutsumi[2],Ayumi Yuyama[2],Toshiaki Sakai[2], Katsumi Ebisawa[2],Ryusuke Haraguchi[3]
[1]Kajima, [2]CRIEPI, [3]MHI

断層変位 PRA 手法の改良と仮想プラントへの適用例　～（４）断層変位事故シナリオ同定・事故シーケンス評価手法の仮想プラントへの適用例

Improvement of Fault Displacement PRA Methodology and Example of its Application to a Hypothetical NPP (4)　Example of Application of Fault Displacement Accident Scenario Identification and Accident Sequence Evaluation Methodology to a Hypothetical NPP

*田中　太[1]，宮田　学[1]，原口　龍将[1]，佐藤　邦彦[2]，吉田　伸一[3]
堤　英明[4]，酒井　俊朗[4]，蛯澤　勝三[4]
[1]三菱重工業，[2]MHI ニュークリアシステムズ・ソリューションエンジニアリング
[3]大林組，[4]電力中央研究所

断層変位 PRA 手法を、実機を想定した仮想プラントに適用し、点推定による炉心損傷頻度（CDF）評価及び不確実さ解析を実施し、事故シーケンス定量化手法を構築した。

キーワード：断層変位 PRA（Fault Displacement PRA），外的事象リスク（External event risk）

1. 概要　2017 年度までに整備した評価手法[1][2]を用い、各種建屋（原子炉周辺建屋/制御建屋/廃棄物処理建屋/タービン建屋）、海水給水系及び重大事故対処施設等から構成される仮想的な PWR プラントに対し、縦ずれ副断層を想定した断層変位事象のシナリオの評価を実施した。炉心損傷頻度（CDF）の点推定及び不確実さ評価を行うとともに、CDF に寄与する断層変位の範囲等を同定し、定量化手法を構築した。

2. 評価モデル　先行研究[2]により、断層変位によって生じうる起因事象の選定、事故シナリオの同定、ベースとなるイベントツリー及びフォルトツリーの作成を行っている。本研究ではその評価モデルを用いて定量化を実施した。

3. 定量化の評価条件　ハザード頻度および機器損傷確率の計算向けに HazardLite コード、事故シーケンス頻度の計算には RiskSpectrum PSA コードを使用した。解析ケースは、図１に示す各副断層及び F1～F3 同時発災の４ケースとした。それぞれのケースについて、全 CDF、起因事象ごとの CDF、支配的な事故シーケンスの CDF を算出した。不確実さ解析については、点推定と同じ４ケースについて、全 CDF の不確実さを評価した。不確実さ要因としては、断層変位ハザード、フラジリティ、機器のランダム故障確率、人的過誤を考慮した。また、感度解析として地震動との重畳を考慮した解析を実施した。

4. 仮想プラントへの定量化手法の適用例　仮想プラントを対象とした試評価を実施した。地震動の重畳を考慮しない場合には、断層位置としては、原子炉周辺建屋を縦断する F2 断層が最も CDF の値が高く、ケーブルトレイや CCW 配管が損傷し海水系/CCW 喪失に至る事故シーケンスが支配的となった。また、図２に示すように地震動との重畳による影響が顕著となるハザード領域を感度解析で特定した。以上のように、断層変位 PRA について、事故シーケンスの定量化手法を構築した。

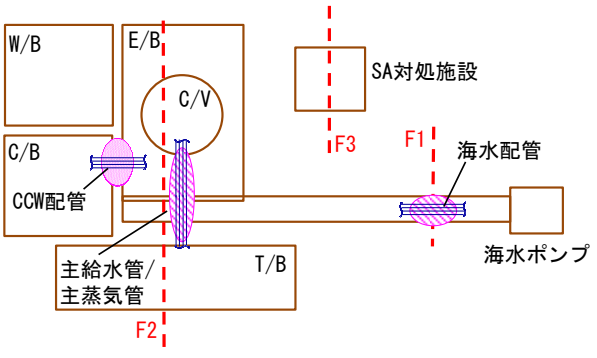


図１　仮想プラント構成及び断層位置

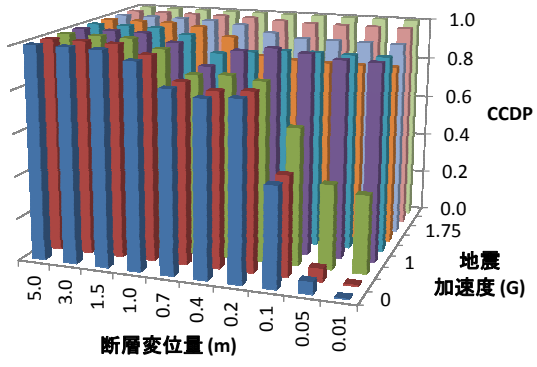


図２　地震動と断層変位の重畳の評価例

参考文献　[1] 田中他(AESJ2017 秋の大会, 2017. 9)　[2] 田中他(AESJ2018 春の大会, 2018. 3)

* Futoshi Tanaka[1], Manabu Miyata[1], Ryusuke Haraguchi[1], Kunihiko Sato[2], Shinichi Yoshida[3], Hideaki Tsutsumi[4], Toshio Sakai[4], Katsumi Ebisawa[4]　[1]MHI, [2]NSE, [3]Obayashi, [4]CRIEPI

断層変位 PRA 手法の改良と仮想プラントへの適用例
（5）断層変位フラジリティ評価手法の仮想プラントへの適用例

Improvement of Fault Displacement PRA Methodology and Example
of its Application to a Hypothetical NPP
(5) Example of Application of Fault Displacement Fragility Evaluation Methodology
to a Hypothetical NPP

*原口　龍将[1]，呉　哲浩[1]，佐藤　邦彦[2]，吉田　伸一[3]，堤　英明[4]，
酒井　俊朗[4]，蛯沢　勝三[4]
[1]三菱重工業㈱，[2]MHI ニュークリアシステムズ・ソリューションエンジニアリング㈱
[3]㈱大林組，[4]㈶電力中央研究所，

断層変位フラジリティ評価に必要となる現実的応答・現実的耐力それぞれの中央値と不確実さを検討するとともに、昨年度までに整備した評価手法を用いて仮想プラントの SSC に対するフラジリティ定量化を行った。また、その結果に基づき事故シーケンス評価へのインプットとして整備する一連の手順を提案する。
キーワード：断層変位，PRA，フラジリティ

1. まえがき　原子力学会地震 PRA 実施基準（2015）では，断層変位 PRA 手法の考え方が規定される[1]と共に，各種機関では関連評価が進められている。著者等も断層変位 PRA 手法開発を進め，定量的評価の蓄積を図っている[2]～[11]。本報は，5 つのシリーズ発表のうちの(5) 仮想プラントにおけるフラジリティ評価の適用例を示すものであり，同シリーズ発表は 2017 年度資源エネルギー庁委託研究成果の一部をまとめたものである。

2. 実施内容

2-1. 機器フラジリティに関する検討　事故シナリオ評価において抽出される評価対象機器について、原子力学会 2018 年春の年会において提案したスクリーニング・グルーピングの考え方により対象機器を設定する手順を整備した。また、同じく 2018 年春の年会において提案したフラジリティ評価手法及び実施手順を[11]を用いて，抽出された機器対象機器に関するフラジリティ定量化を実施し，事故シーケンス評価へのインプットとしてのフラジリティを作成する具体的な手順を整備した。

2-2. 建屋フラジリティに関する検討　建屋直下の断層が変位した場合に対する既往の解析結果[12]をインプットとして用いて，原子力学会 2018 年春の年会において提案した手法により仮想プラント建屋のフラジリティ定量化を実施し実プラント評価の手順として整理すると共に，断層変位建屋フラジリティの更なる精緻化に向けた課題を抽出した。

3. 結論　本研究を通じて断層変位に関する事故シーケンス評価のインプットとして断層変位フラジリティを整備する一連の手順を体系化できた。今後は，機器フラジリティ評価における各係数の精緻化・合理化や地震動との重畳を考慮した手法整備に向けた検討等を引き続き実施する。

参考文献

[1] 原子力学会(AESJ-SC-P006:2015,2015.12)，[2] ～[6]蛯沢他(AESJ2017 秋の大会,2017.9)，[7] ～[11]蛯沢他(AESJ2018 春の年会,2018.3), [12] 原子力発電所敷地内断層の変位に対する評価手法に関する調査・検討報告書（平成 25 年 9 月）

*Ryusuke Haraguchi[1], Tetsuhiro Gou[1], Kunihiko Sato[2], Shinichi Yoshida[3], Hideaki Tsutsumi[4], Toshiaki Sakai[4], Katsumi Ebisawa[4]
[1]Mitsubishi Heavy Industries, LTD., [2]MHI Nuclear Systems And Solution Engineering Co., Ltd., [3]Obayashi Corp., [4]Central Research Institute of Electric Power Industry

断層変位に対するリスク評価に係る調査・検討（その 2）
～国内外の取組み状況と当社の研究活動～

Investigation and Consideration about Risk Evaluation by Fault Displacements for Nuclear Facilities
(2) The Efforts both in Japan and Other Countries, and The Research Activities of JAPC

*神谷 昌伸[1]，上屋 浩一[1]，小川 勤[1]
[1] 日本原電

断層変位に対するリスク評価に関しては、関連学協会、産業界等において技術検討、知見収集等の取組みが継続的に進められ、日本原子力学会（以下「AESJ」）標準委員会では、断層変位PRAに関する実施基準策定に向けた検討が進んでいる。

キーワード：原子力安全，断層変位，リスク評価，PRA

1. 学協会等の取組み

断層変位に対するリスク評価等に係る国内学協会等の取組みを図 1 に示す。

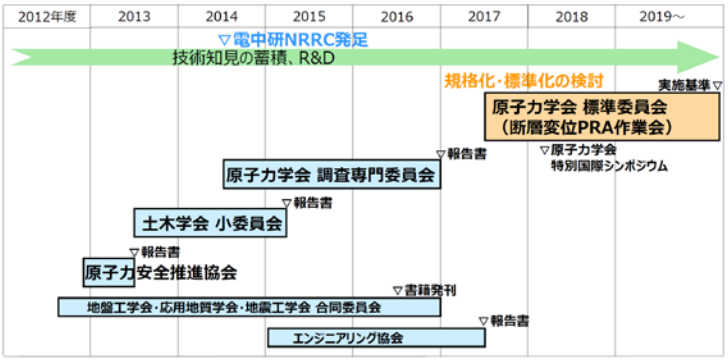


図 1　断層変位のリスク評価等に係る学協会の取組み

近年の各学協会における検討成果や国内外の技術知見の蓄積を踏まえて、断層変位 PRA に関する実施基準策定に向けた検討が進んでいる。AESJ 主催の特別国際シンポジウム「断層リスクに向き合う原子力安全のアプローチ」（2018 年 5 月 31 日）においては、断層変位に対しても、地震動や津波など他の自然外部ハザードと同様に、深層防護の概念の適用とリスク評価によって原子力安全に関わる意思決定に繋げていくことの重要性があらためて確認されている。

2. 日本原電の取組み

これまでに、断層変位に対する原子力安全の考え方を整理[1]するとともに、原子炉建屋の直下に縦ずれ変位及び横ずれ変位を仮定した場合の 3 次元 FEM 解析（図 2）による建屋に対する影響評価の検討[2][3]、さらには、建屋の変形や局部損傷の状況に基づく建屋内の機器・配管系に対する影響（制御棒挿入性、安全系ポンプや配管系の機能）の検討[4][5]を進めてきた。これらの成果は上記学協会での検討でも適宜参照されている。

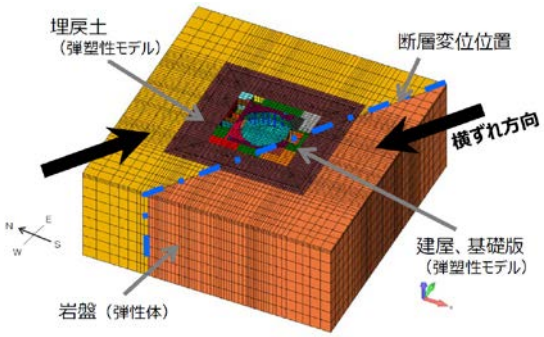


図 2　建屋評価のための 3 次元解析モデル例

2018 年度からは、更なる高度化として原子炉建屋以外の建屋に対する影響評価や、建屋間渡り配管に着目し、配管サポートも含めた評価等に取り組み、技術基盤に厚みを持たせていくこととしている。

参考文献

[1] 神谷, AESJ2017 年春の年会, 3M01.　[2] 神谷ほか，日本機械学会第 21 回動力・エネルギー技術シンポジウム講演論文集(2016), B222.　[3] 神谷ほか, AESJ 2016 年秋の大会, 3G13.　[4] 佐藤ほか, AESJ 2017 年春の年会, 3M02.　[5] 新間ほか, AESJ 2017 年春の年会, 3M03.

---

*Masanobu Kamiya[1], Kouichi Kamiya[1] and Tsutomu Ogawa[1]
[1] The Japan Atomic Power Company