Tue. Mar 17, 2020

Room E

Planning Lecture (Free Entry) | Board and Committee | Education Committee

[2E_PL] Radiation Education of Fukushima for the Future

Chair:Genichiro Wakabayashi(Kindai Univ.), Chair:Keiko Kito(JAIF)
3:30 PM - 5:30 PM Room E (Lecture Bildg. M 1F M-1)

[2E_PL01] Radiation Education by Fukushima Prefecture Education Bureau
*Hiroki Abe[1] (1. Fukushima Prefecture Education Bureau)

[2E_PL02] Radiation Education at "Commutan Fukushima" - Unlocking the Future through Inquiry Learning
*Kiyoshi Sasaki[1] (1. Commutan Fukushima)

[2E_PL03] Issues on the Spread and Continuity of Radiation Education
*Katsuhiko Yamaguchi[1] (1. Fukushima Univ.)

[2E_PL04] Effective Teaching Model for Learning Today's Fukushima after 3.11
*Takashi Hara[1] (1. Asaka High School)

[2E_PL05] Discussion between Lecturers and Participants
*Lecturers and Participants[1]

Room I

Planning Lecture (Free Entry) | Technical division and Network | Senior Network (SNW)

[2I_PL] Feeling of Fukushima`s young generation on nuclear

Chair:Shigekazu Suzuki(NIT,Fukushima College)
1:00 PM - 2:30 PM Room I (Lecture Bildg. M 2F M-23)

[2I_PL01] Education for giving dreams to young generation
*Akao,Takahiro[1] (1. NIT,Fukushima College)

[2I_PL02] Feelings through the dialogue at NIT Fukushima College
*Takao Tsuboya[1] (1. SNW)

[2I_PL03] View point of young generation on future nuclear field
*Mio KASAI[1] (1. NIT,Fukushima College)

[2I_PL04] Fukushima`s contribution to energy policy
*Chihiro Shigeishi[1] (1. Nihon Univ.)

[2I_PL05] Fukushima`s role for future energy
*Shinji Mitani[1] (1. SNW)

©Atomic Energy Society of Japan

Tue. Mar 17, 2020

Room B

Planning Lecture | Technical division and Network | Division of Nuclear Fuel Cycle and Environment[The Society for Remediation of Radioactive Contamination in Environment]

[2B_PL] Technical Investigation for the Final Disposal of Removed Soil etc. Outside of Fukushima Prefecture

Chair:Kazuto Endo(NIES)
1:00 PM - 2:30 PM Room B (Lecture Bildg. L 1F L-3)

[2B_PL01] Volume Reduction &Recycling of the Removed Soil etc. in the Interim Storage Facility
*Satoru Kaneko[1] (1. MOE)

[2B_PL02] Investigation of options of treatment &disposal technologies for removed soil etc.
*Kazuo Yamada[1] (1. NIES)

[2B_PL03] Multi-aspect assessment of scenarios for final disposal of removed soil etc.
*Tetsuo Yasutaka[1] (1. AIST)

[2B_PL04] Panel Discussion

Room C

Planning Lecture | Board and Committee | Standards Committee

[2C_PL] Necessary in Applying Standards for New Inspection System for Risk

Chair:Naoto Sekimura(Univ. of Tokyo)
1:00 PM - 2:30 PM Room C (Lecture Bildg. L 1F L-2)

[2C_PL01] Risk Informed Approach in New Inspection System
*Naoto Sekimura[1] (1. Univ. of Tokyo)

[2C_PL02] Satisfaction Level of PRA Standards' Requirements for New Inspection System
*Takashi Takata[1] (1. JAEA)

[2C_PL03] Goals of Risk-Informed Approach in New Inspection System
*Kenta Murakami[1] (1. Nagaoka Univ. of Tech.)

[2C_PL04] Discussion
*Naoto Sekimura[1]、*Takashi Takata[1]、*Kenta Murakami[1] (1. Univ. of Tokyo, 2. JAEA, 3. Nagaoka Univ. of Tech.)

Room D

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

[2D_PL] Current Status of International Joint Projects after 1F-accident at OECD/NEA

Chair:Hiroaki Abe(The Univ. of Tokyo)
1:00 PM - 2:30 PM Room D (Lecture Bildg. L 1F L-1)

[2D_PL01] Current Status of International Joint Projects after 1F-accident at OECD/NEA
*Masaki Kurata[1] (1. JAEA)

Room F

Planning Lecture | Invited lecture | Cabinet Office

[2F_PL] Atomic Energy Policy and Communication

Chair:Shigeaki Okajima(President of AESJ, JAEA)
1:00 PM - 2:00 PM Room F (Lecture Bildg. M 1F M-2)

[2F_PL01] Atomic Energy Policy and Communication
*Yoshiaki Oka[1] (1. AEC)

Room G

Planning Lecture | Technical division and Network | Thermal hydraulic division

[2G_PL] Revision of thermal hydraulic reseach roadmap and strategy for future rolling

Chair:Seiichi Koshizuka(The Univ. of Tokyo)
1:00 PM - 2:30 PM Room G (Lecture Bildg. M 2F M-21)

[2G_PL01] Overview of the revision of thermal hydraulic reseach roadmap
*Hideo Nakamura[1] (1. JAEA)

[2G_PL02] Introduction on activities of each organization and the rolling of the thermal hydraulic roadmap
*Yoshihisa Nishi[1]、*Akira Oonuki[2]、*Kenichi Katono[3]、*Chikako Iwaki[4] (1. CRIEPI, 2. MHI, 3. Hitachi, 4. Toshiba)

[2G_PL03] Ways to update the thermal hydraulic research roadmap (panel discussion)
*All Presenters[1]、*Hideo Soneda[2] (2. Hitachi-GE)

Room H

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

[2H_PL] Computational Science and Engineering Contributing to Investigation of and Reconstruction from the Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Plant Accident

Chair:Masao Chaki(IAE)

©Atomic Energy Society of Japan

1:00 PM - 2:30 PM Room H (Lecture Bildg. M 2F M-22)

[2H_PL01] Computational Approach to Fission Product Behavior
*Masahiko Osaka[1] (1. JAEA)

[2H_PL02] Materials Research for Environmental Remediation and Decommissioning by Computational Materials Science
*Mitsuhiro Itakura[1] (1. JAEA)

[2H_PL03] What did "K" enable us? What does "Fugaku" enable us?
*Hiroshi Okuda[1] (1. Univ. of Tokyo)

Room J

Planning Lecture | Technical division and Network | Operation and Power Subcommittee

[2J_PL] Working Group Report on "Technical Requirements for the Next Light Water Reactors in Japan"

Chair:Akira Yamaguchi(Univ. of Tokyo)
1:00 PM - 2:30 PM Room J (Lecture Bildg. M 2F M-24)

[2J_PL01] Discussion Points of Technical Requirements for the Next Light Water Reactors
*Taku Sato[1] (1. KEPCO)

[2J_PL02] Example of the Next Light Water Reactor Design for Extracted Discussion Points
*Seiji Arita[1] (1. MHI)

[2J_PL03] Implementation of Defense in Depth and Technical Requirements for the Next Light Water Reactors
*Akio Yamamoto[1] (1. Nagoya Univ.)

Room K

Planning Lecture | Board and Committee | The Ethics Committee

[2K_PL] Code of Ethics of the Organization, including the Academic Society; and the Behavior of the Organization Members

Chair:Tomohito Nakano(TOSHIBA ESS)
1:00 PM - 2:30 PM Room K (Lecture Bildg. S 2F S-21)

[2K_PL01] Significance in this Session
*Kyoko Oba[1] (1. JAEA)

[2K_PL02] Pursuit of Nuclear Technology Useful for the Society: understanding the AESJ's Code of Conduct, Article 2
*Tomoki Ohashi[1] (1. Miyagi Gakuin Women's Univ.)

Room L

Planning Lecture | Board and Committee | Fellows Planning Committee (FPC)

[2L_PL] 12th Fellows Gathering

Chair:Kazuaki Matsui(FPC)
1:00 PM - 2:30 PM Room L (Lecture Bildg. S 2F S-22)

[2L_PL01] Where do the Japan's NPP s go?
*Shunichi Tanaka[1] (1. Former NRA)

Room M

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

[2M_PL] Research and Development for the Technology Advancement of Nuclear Facilities Using Domestic Irradiation Facilities

Chair:Eiichi Wakai(JAEA)
1:00 PM - 2:30 PM Room M (Lecture Bildg. S 3F S-31)

[2M_PL01] Development of Materials Irradiation Using the High Neutron Flux Reactor "JOYO"
*Shigetaka Maeda[1] (1. JAEA)

[2M_PL02] Current Status and Future Prospects for Domestic Irradiation Facilities
*Tamaki Shibayama[1] (1. Hokkaido Univ.)

[2M_PL03] A Research of the Japanese Decommisioning Reactor Materials (Charpy Impact Test)
*Hideki Yuya[1] (1. CHUBU Electric Power)

[2M_PL04] Discussion
*Akira Hasegawa[1]、*Katsuhiko Fujii[2]、*Satoshi Hanawa[3]、*Ryo Ishibashi[4] (1. Tohoku Univ., 2. INSS, 3. JAEA, 4. HITACHI)

Room N

Planning Lecture | Technical division and Network | Radiation Science and Technology

[2N_PL] Shielding design for beginners based on a Handbook of Radiation Shielding

Chair:Hideo Hirayama(KEK)
1:00 PM - 2:30 PM Room N (Lecture Bildg. S 3F S-32)

[2N_PL01] Procedure of shielding design
*Yoshitomo Uwamino[1] (1. Shimizu)

[2N_PL02] Nuclear data library and cross section library

©Atomic Energy Society of Japan

*Chikara Konno[1] (1. JAEA)

[2N_PL03] Monte Carlo code PHITS

*Yosuke Iwamoto[1] (1. JAEA)

[2N_PL04] Radiation streaming and skyshine calculation

*Yoshihiro Hirao[1] (1. NMRI)

Room O

Planning Lecture | Joint Session | Joint Session 1 - Nuclear Data Subcommittee, Sigma Research Advisory Committee

[2O_PL] 20th Anniversary Symposium of Nuclear Data Subcommittee

Chair:Yukinobu Watanabe(Kyusyu Univ.)
1:00 PM - 2:30 PM Room O (Lecture Bildg. S 3F S-34)

[2O_PL01] From Infancy of JENDL to the Subcommittee Inauguration

*Tadashi Yoshida[1] (1. Tokyo Tech)

[2O_PL02] For the 20th Anniverary of Nuclear Data Subcommittee

*Tokio Fukahori[1] (1. JAEA)

[2O_PL03] My vision for nuclear data research, what we will look like in 20 years.

*Atsushi Kimura[1] (1. JAEA)

[2O_PL04] Towards the future: Explore science from nuclear data

*Futoshi Minato[1] (1. JAEA)

©Atomic Energy Society of Japan

Tue. Mar 17, 2020

Room A

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

[2A01-03] Microstrucuture Change and Oxygen Potential of Fuels

Chair:Kazuo Kakiuchi(JAEA)
10:00 AM - 10:50 AM Room A (Lecture Bildg. L 1F L-4)

[2A01] The oxygen potential of Am and Np bearing MOX Fuel

*Shun Hirooka[1], Taku Matsumoto[1], Kato Masato[1], Sunaoshi Takeo[2] (1. JAEA, 2. Inspection Development Co.)

10:00 AM - 10:15 AM

[2A02] Defect equilibria and oxygen potential of PuO_2 and CeO_2

*Masato Kato[1], Hiroki Nakamura[1], Masashi Watanabe[1], Masahiko Machida[1] (1. JAEA)

10:15 AM - 10:30 AM

[2A03] Porosities dependence on compressive fracture strength of simulated fuel debris

*Shintaro Yoshida[1], Akihiro Ishimi[2], Kouzou Katsuyama[2], Masayoshi Uno[1] (1. UNIVERSITY OF FUKUI, 2. JAEA)

10:30 AM - 10:45 AM

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

[2A04-07] Irradiation Behavior of Fuel Pellets and Claddings

Chair:Ken Kurosaki(Kyoto Univ.)
10:50 AM - 11:55 AM Room A (Lecture Bildg. L 1F L-4)

[2A04] Evaluation of pore migration behavior during irradiation to affect the MA-bearing MOX fuel restructuring by 2-dimensional analyses

*Takayuki Ozawa[1], Shun Hirooka[1], Masato Kato[1], Filippo Verdolin[2], Stephen Novascone[2] (1. Japan Atomic Energy Agency (JAEA), 2. Idaho National Laboratory (INL))

10:50 AM - 11:05 AM

[2A05] Irradiation behavior evaluation of annular pellet pins for fast reactor

*Keisuke Yokoyama[1], Tomoyuki Uwaba[1] (1. JAEA)

11:05 AM - 11:20 AM

[2A06] Study on forming condition of rim structure and the effect on integrity in a fast reactor fuel

*Masayuki Naganuma[1], Miho Kamei[1], Koji Maeda[1] (1. JAEA)

11:20 AM - 11:35 AM

[2A07] Effect of fabrication condition on irradiation growth of Zircaloy-4 cladding tube

*Kazuo Kakiuchi[1], Masaki Amaya[1] (1. JAEA)

11:35 AM - 11:50 AM

Room B

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

[2B01-03] Stabilization and Immobilization

Chair:Daisuke Akiyama(Tohoku Univ.)
10:00 AM - 10:50 AM Room B (Lecture Bildg. L 1F L-3)

[2B01] Development of treatment for low radioactive waste in Tokai Reprocessing Plant

*Shoji Kataoka[1], Matsushima Ryotatsu[1], Fuminori Sato[1], Tomomi Terunuma[1] (1. JAEA)

10:00 AM - 10:15 AM

[2B02] Irradiation effect of apatite ceramics containing heat generating nuclides

*Shun Kanagawa[1], Zhili Dong[2], Tim White[2], Kenji Takeshita[1] (1. Tokyo Tech, 2. Nanyang Technological University)

10:15 AM - 10:30 AM

[2B03] Examination of stabilization treatment method of radioactive aluminum waste

*Misaki Seki[1], Koji Ishikawa[1], Yasuyuki Fujihara[2], Tadafumi Sano[3], Hiroshi Nagata[1], Kaoru Ohtsuka[1], Takazumi Ohmori[1], Hiroshi Ide[1], Junnichi Hori[2], Kunihiko Tsuchiya[2] (1. JAEA, 2. Kyoto Univ., 3. Kindai Univ.)

10:30 AM - 10:45 AM

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

[2B04-07] Geopolymer 1

Chair:Yogarajah Elakneswaran(Hokkaido Univ.)
10:50 AM - 11:55 AM Room B (Lecture Bildg. L 1F L-3)

[2B04] A geopolymer for solidification material of radioactive waste

*Eiki ADACHI[1], Nobuyuki SEKINE[1], Hirotaka SUDA[1], Hisashi MIKAMI[1], Marcela Blazsekova[2], Maros Juraska[2], Milena Prazska[2] (1. Fuji electric, 2. Wood Nuclear Slovakia)

10:50 AM - 11:05 AM

©Atomic Energy Society of Japan

[2B05] A geopolymer for solidification material of radioactive waste

*Masaki YASUDA[1], Hirotaka SUDA[1], Eiki ADACHI[1], Nobuyuki SEKINE[1], Hisashi MIKAMI [1], Maros Juraska[2], Marcela Blazsekova[2], Milena Prazska[2] (1. Fuji Electric, 2. Wood Nuclear Slovakia)

11:05 AM - 11:20 AM

[2B06] A geopolymer for solidification material of radioactive waste

*Nobuyuki SEKINE[1], Hirotaka SUDA[1], Kimihiro ONOZAKI[1], Hisashi MIKAMI[1], Maros Juraska[2], Marcela Blazsekova[2], Milena Prazska[2], Toshiyuki TAKEDA[3], Masaki IIDA[3], Hirotaka OHURA[3] (1. Fuji Electric, 2. Wood Nuclear Slovakia, 3. JAPC)

11:20 AM - 11:35 AM

[2B07] Effect of dehydration on Mechanical Properties of Metakaolin-based Geopolymer

*Yaru Yang[1], isamu kodou[2], Mai Dung Do[1], Duyen Chau Le Thi[1], Hisayuki Suematsu[1] (1. Extreme Energy-Density Research Institute, Nagaoka University of Technology , 2. Advan Engineering Co.Ltd. Manufacturing Department DEvelopment Group Policy)

11:35 AM - 11:50 AM

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

[2B08-11] Geopolymer 2 and Alkali Activated Material

Chair:Kazuyuki Takase(Nagaoka Univ. of Tech.)
2:45 PM - 3:50 PM Room B (Lecture Bildg. L 1F L-3)

[2B08] Encapsulation of Cs and Sr in spent adsorbents by alkali activated materials

*Tsutomu Sato[1], Natatsawas Soonthornwiphat[1], Chaerun Raudhatul Islam[1], Yutaro Kobayashi[1], Kazuma Kuroda[1], Kanako Toda[1], Tsubasa Otake[1], Yogarajah Elakneswaran[1], John L. Provis[2] (1. Hokkaido Univ., 2. The University of Sheffield)

2:45 PM - 3:00 PM

[2B09] Cs^{+}, Sr^{2+} and Co^{2+} uptake in metakaolin-based geopolymer

*Yogarajah Elakneswaran[1], Xiaobo Niu[1], Yuka Morinaga[1], John Provis[2], Tsutomu Sato[1] (1. Hokkaido University, 2. The University of Sheffield)

3:00 PM - 3:15 PM

[2B10] Development of compressing method for geopolymer solidification

*Kanae Matsuyama[1], Masaru Yuhara[1], Fumi Takahashi[1] (1. TOSHIBA ESS)

3:15 PM - 3:30 PM

[2B11] Scale-up study of waste solidification process using geopolymer

*Keisuke Tanizawa[1], Hayato Maruyama[1], Isamu Kudou[1], Tsutomu Sato[2] (1. ADVAN ENG.co.,ltd., 2. Faculty of Engineering, Hokkaido University)

3:30 PM - 3:45 PM

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

[2B12-15] Debris Treatment

Chair:Tsutomu Sato(Hokkaido Univ.)
3:50 PM - 4:55 PM Room B (Lecture Bildg. L 1F L-3)

[2B12] Research on the stability of fuel debris consisting of oxides and alloys

*Daisuke Akiyama[1], Akira Kirishima[1], Nobuaki Sato[1], Takayuki Sasaki[2], Masayuki Watanabe[3], Yuta Kumagai[3], Ryoji Kusaka[3] (1. Tohoku univ., 2. Kyoto univ., 3. JAEA)

3:50 PM - 4:05 PM

[2B13] Research on the stability of fuel debris consisting of oxides and alloys

*Yuta Kumagai[1], Masayuki Watanabe[1], Ryoji Kusaka[1], Masami Nakada[1], Daisuke Akiyama[2], Akira Kirishima[2], Nobuaki Sato[2], Takayuki Sasaki[3] (1. JAEA, 2. Tohoku Univ., 3. Kyoto Univ.)

4:05 PM - 4:20 PM

[2B14] Research on the stability of fuel debris consisting of oxides and alloys

*TAKAYUKI SASAKI[1], Yuji Kodama[1], Taishi Kobayashi[1], Daisuke Akiyama[2], Akira Kirishima[2], Nobuaki Sato[2], Masayuki Watanabe[3], Yuta Kumagai[3], Ryoji Kusaka[3] (1. Kyoto Univ., 2. Tohoku Univ., 3. JAEA)

4:20 PM - 4:35 PM

[2B15] Basic research for reducing hydrogen concentration in radioactive waste long-term storage containers

*KAZUYUKI TAKASE[1], KOHEI UETA[1], GENYA KAWASAKI[1], Ky Tri Vu[1] (1. Nagaoka University of Technology)

4:35 PM - 4:50 PM

Room C

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 505-3

©Atomic Energy Society of Japan

Decommissioning Technology of Nuclear Facilities

[2C01-08] Decommissioning Technology for Fukushima 1

Chair:Hideharu Takahashi(Tokyo Tech)
10:00 AM - 12:10 PM Room C (Lecture Bildg. L 1F L-2)

[2C01] Radiation resistance of gel for debris coating
*Hiroaki Muta[1], Kohki Hibino[1], Yuji Ohishi[1], Yoko Akiyama[1] (1. Osaka Univ.)
10:00 AM - 10:15 AM

[2C02] Study on Applicability of Grouting Materials for Retrieval of Fuel Debris
*Katsunori Kurozawa[1], Shunichi Suzuki[1] (1. Univ. of Tokyo)
10:15 AM - 10:30 AM

[2C03] Piping system, risk management based on wall thinning monitoring and prediction - PYRAMID -
*Ryota Nakagawa[1], Hiroshi Abe[1], Yutaka Watanabe[1] (1. Tohoku Univ)
10:30 AM - 10:45 AM

[2C04] Piping system, risk management based on wall thinning monitoring and prediction - PYRAMID -
*Shinji Ebara[1] (1. Tohoku Univ.)
10:45 AM - 11:00 AM

[2C05] Piping system, risk management based on wall thinning monitoring and prediction - PYRAMID -
*Shun Watanabe[1], Ryo Morita[1] (1. CRIEPI)
11:00 AM - 11:15 AM

[2C06] Piping system, risk management based on wall thinning monitoring and prediction - PYRAMID -
*Tetsuya Uchimoto[1], Toshiyuki Takagi[1], Hongjun Sun[1], Ryoichi Urayama[1], Akitoshi Tezuka[1] (1. Tohoku Univ.)
11:15 AM - 11:30 AM

[2C07] Piping system, risk management based on wall thinning monitoring and prediction - PYRAMID -
*Hiroyuki Nakamoto[1,3], Philippe Guy[2], Toshiyuki Takagi[3,4], Tetsuya Uchimoto[3,4] (1. Kobe Univ., 2. INSA de Lyon, 3. Tohoku Univ., 4. ELyTMaX UMI 3757)
11:30 AM - 11:45 AM

[2C08] Piping system, risk management based on wall thinning monitoring and prediction - PYRAMID -
*Atsushi Iwasaki[1], Shouta Sekizuka[1] (1. Gunma Univ.)
11:45 AM - 12:00 PM

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

[2C09-13] Decommissioning Technology for Fukushima 2

Chair:Ken-Ichi Tanaka(IAE)
2:45 PM - 4:05 PM Room C (Lecture Bildg. L 1F L-2)

[2C09] Assembling Analysis system for behavior of water-containing fuel debris
*Toru Ogawa[1] (1. JEAE)
2:45 PM - 3:00 PM

[2C10] Development status of hydrogen dispersion and combustion simulation in a storage container for fuel debris
*Atsuhiko Terada[1], Thwe Thwe Aung[1], Ryutaro Hino[1], Ryuji Nagaishi[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)
3:00 PM - 3:15 PM

[2C11] On-site Fukushima fuel debris U/Pu-contents analysis by Portable X-ray/Neutron Sources
*Mitsuru Uesaka[1], Jian Yang[2], Tomooki Shiba[3] (1. University of Tokyo, Nuclear Professional School, 2. University of Tokyo, Department of Nuclear Engineering and Management, 3. Japan Atomic Energy Agency)
3:15 PM - 3:30 PM

[2C12] Comprehensive prediction on the PCV fuel debris characteristics considering accident scenarios
*Ryo Yokoyama[1], Shunichi Suzuki[1], Koji Okamoto[1], Masaru Harada[2] (1. Univ. of Tokyo, 2. TEPCO HD)
3:30 PM - 3:45 PM

[2C13] Study on site remediation scenarios and site reuse at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station
*Masanori Nakano[1], Daisuke Kawasaki[1], Satoshi Yanagihara[1] (1. Univ. of Fukui)
3:45 PM - 4:00 PM

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

[2C14-18] Dismantling and Decontamination Technology

Chair:Toru Ogawa(JEAE)
4:05 PM - 5:25 PM Room C (Lecture Bildg. L 1F L-2)

[2C14] Fundamental Study on Mechanism of Blasting Decontamination Device for Small Diameter Pipe
*Hideharu Takahashi[1], Sota Yamamoto[1], Hayato Taniguchi[2], Akihiko Kawashima[2], Hiroshi Takahashi[3], Hiroshige Kikura[1] (1. Tokyo Institute of Technology, 2. Shintokogio, Ltd., 3. Fuji Furukawa Engineering

©Atomic Energy Society of Japan

&Construction Co.,Ltd.)
4:05 PM - 4:20 PM

[2C15] High speed laser decommissioning technology for combined materials of concrete and iron
*Eisuke John Minehara[1], Mitsuhiro Sato[2], Kazuya Kikawada[2], Hisashi Imai[2], Tetsuo Uno[2], Shuichi Yamaguchi[2], Takashi Hasegawa[1] (1. LDD, 2. HAZAMA ANDO CORPORATION)
4:20 PM - 4:35 PM

[2C16] Clearance measurement operation and challenges for the future in Fugen.
*Kosuke Yamamoto[1], shinji Kawagoe[1], Daisuke Tsuchida[1], Naoto Mori[1] (1. JAEA)
4:35 PM - 4:50 PM

[2C17] Study on Thermal Decomposition Behaviors of Sodium Hydride with TG-DTA
*Munemichi Kawaguchi[1] (1. JAEA)
4:50 PM - 5:05 PM

[2C18] Analysis of technical problems on decommissioning work-site activities
*Kazuhiro Tanabe[1,9], Satoshi Yanagihara[2,9], Yukihiro Iguchi[3,9], Hiroaki Takiya[3,9], Isao Narikawa[4,9], Hiroaki Kobashi[5,9], Yoshiharu Aoyama[6,9], Keiichi Iida[7,9], Akihiro Yanagida[9,7], Kazunari Murayama[8,9] (1. Kanden Plant Corporetion, 2. Fukui University, 3. Japan Atomic Energy Agency, 4. TOKYO ENERGY &SYSTEMS INC., 5. IHI Corporation, 6. KOKEN LTD., 7. Nissin Kiko Co.,LTD., 8. MACOHO CO.,LTD., 9. Association for Nuclear Decommissioning Study)
5:05 PM - 5:20 PM

Room D

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

[2D01-05] Waste 1

Chair:Taishi Kobayashi(Kyoto Univ.)
10:00 AM - 11:25 AM Room D (Lecture Bildg. L 1F L-1)

[2D01] Technical options of radioactive waste management for the second half of the 21st Century, in consideration of Pu utilization and less environmentally impacted geological disposal
*Go Chiba[1], Yu Kobayashi[1], Tomofumi Sakuragi[2], Hidekazu Asano[2] (1. Hokkaido Univ., 2. RWMC)
10:00 AM - 10:15 AM

[2D02] Technical options of radioactive waste management for the second half of the 21st Century, in consideration of Pu utilization and less environmentally impacted geological disposal
*Tomofumi Sakuragi[1], Hidekazu Asano[1,2], Eriko Minari[2], Tomohiro Okamura[2], Masahiko Nakase[2], Kenji Takeshita[2], Inagaki Yaohiro[3], Yuichi Niibori[4], Seichi Sato[5] (1. RWMC, 2. Tokyo Tech, 3. Kyushu Univ., 4. Tohoku Univ., 5. Hokkaido Univ.)
10:15 AM - 10:30 AM

[2D03] Technical options of radioactive waste management for the second half of the 21st Century, in consideration of Pu utilization and less environmentally impacted geological disposal
*Tomohiro Okamura[1], Eriko Minari[1], Kota Kawai[1], Masahiko Nakase[1], Hidekazu Asano[2], Kenji Takeshita[1] (1. Laboratory of Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology, 2. Radioactive Waste Management Funding and Research Center)
10:30 AM - 10:45 AM

[2D04] Technical options of radioactive waste management for the second half of the 21st Century, in consideration of Pu utilization and less environmentally impacted geological disposal
*Eriko Minari[1], Tomohiro Okamura[1], Masahiko Nakase[1], Hidekazu Asano[2], Kenji Takeshita[1] (1. Tokyo Tech, 2. RWMC)
10:45 AM - 11:00 AM

[2D05] Technical options of radioactive waste management for the second half of the 21st Century, in consideration of Pu utilization and less environmentally impacted geological disposal
*Hidekazu Asano[1,2], Tomofumi Sakuragi[1], Eriko Minari[2], Tomohiro Okamura[2], Masahiko Nakase[2], Kenji Takeshita[2], Yaohiro Inagaki[3], Yuichi Niibori[4], Seichi Sato[5] (1. RWMC, 2. Tokyo Tech, 3. Kyushu Univ., 4. Tohoku Univ., 5. Hokkaido Univ. Emeritus)
11:00 AM - 11:15 AM

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

[2D06-09] Waste 2

Chair:Taiji Chida(Tohoku Univ.)

©Atomic Energy Society of Japan

2:45 PM - 3:55 PM Room D (Lecture Bildg. L 1F L-1)

[2D06] Survey result of amount of radioactive wastes generated from research, industrial and medical facilities
*Toko Iwamura[1], Yoshiaki Sakamoto[1], Akihiro Sakai[1], Hisakazu Nakata[1] (1. JAEA)
2:45 PM - 3:00 PM

[2D07] Applicability of original waste analysis method to incineration ash generated from nuclear power plants (II)
*mitsushi motoyama[1], yuuji matsunaga[2], kazuya joko[2], mitsuru iwasaki[3], kentaro aozuka[3], kouki ikedo[4] (1. JGC Corporation, 2. Kansai Electric Power Co.Inc, 3. Tohoku Electric Power Co.,Inc., 4. Chubu Electric Power Company,Incorporated)
3:00 PM - 3:15 PM

[2D08] Development of a decay heat estimation method for various fuel debris
*Masahiro Sakamoto[1], Kenichi Terashima[1], Taichi Matsumura[1], Manabu Fujita[2], Keisuke Okumura[1] (1. JAEA, 2. JPC)
3:15 PM - 3:30 PM

[2D09] Development of theoretical scaling factor method for ^{135}Cs caused by the Fukushima Daiichi NPP accident
*Kenichi Terashima[1], Masahiro Sakamoto[1], Taichi Matsumura[1], Manabu Fujita[2], Keisuke Okumura[1] (1. JAEA, 2. JPC)
3:30 PM - 3:45 PM

Room E

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 504-3 Fuel Reprocessing

[2E01-03] Simulation and Risk Monitor

Chair:Masahiko Nakase(Tokyo Tech)
10:00 AM - 10:50 AM Room E (Lecture Bildg. M 1F M-1)

[2E01] Development of simulator using VR technology for mechanical facilities.
*Jun Yoshida[1], Masahiro Kawata[1] (1. Mitsubishi Heavy Industries,Ltd.)
10:00 AM - 10:15 AM

[2E02] Enhancement of accident analysis code for development of integrated risk monitor for Reprocessing Plant
*Yoshikazu Tamauchi[1], Takashi Kodama[1], Kazushi Oogaki[1], Koichi Hayashi[2] (1. Japan Nuclear Fuel Limited, 2. Aoyama Gakuin University)
10:15 AM - 10:30 AM

[2E03] Enhancement of accident analysis code for development of integrated risk monitor for Reprocessing Plant
*Daisuke Fujiwara[1], Hiroshi Shirai[1], Takumi Noujyu[1], Yoshikazu Tamauchi[2], Takashi Kodama[2], Hiroshi Kinuhata[2], Kazushi Oogaki[2] (1. TEPSYS, 2. JNFL)
10:30 AM - 10:45 AM

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 504-3 Fuel Reprocessing

[2E04-07] Aqueous Partitioning and Reprocessing

Chair:Koichi Uozumi(CRIEPI)
10:50 AM - 12:00 PM Room E (Lecture Bildg. M 1F M-1)

[2E04] Coordination and structural studies on complexes of f-block elements and amide-type-polyaminocalboxylic acid complexants
*Masahiko Nakase[1], Yukako Aoyama[1], Tachioka Sotaro[1], Keisuke Morita[2], Yuji Sasaki[2], Kenji Takeshita[1] (1. Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Tokyo Institute of Technology, 2. Japan Atomic Energy Agency)
10:50 AM - 11:05 AM

[2E05] Effects of Alkyl Chain Length of Bridging Moiety on Solubility of Uranyl Nitrate Coordination Polymers with Double-Headed 2-pyrrolidone Derivatives
*Hiroyuki Kazama[1], Tsubasa Inoue[1], Koichiro Takao[1] (1. LANE, Tokyo Tech)
11:05 AM - 11:20 AM

[2E06] Investigation of a new extraction method for americium separation from high-level liquid waste
*Hideya Suzuki[1], Yasutoshi Ban[1], Yasuhiro Tsubata[1], Shinobu Hotoku[1], Keisuke Morita[1], Tomohiro Toigawa[1], Nao Tsutsui[1], Tatsuya Kurosawa[1], Mitsunobu Shibata[1], Tatsuro Matsumura[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)
11:20 AM - 11:35 AM

[2E07] Subcritical water decomposition of solvent degradation products from reprocessing process
*Horimai Tatsuya[1], Kiyoshi Anzai[1], Norio Kanehira[1], Tetsuo Honma[2] (1. JNFL, 2. NIT hatinohe college)
11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 504-3 Fuel Reprocessing

[2E08-09] Evaporation and Dryness

Chair:Hideya Suzuki(JAEA)
2:45 PM - 3:20 PM Room E (Lecture Bildg. M 1F M-1)

[2E08] Study on the boiling and drying accident of HLLW

*Takashi Kodama[1], Hiroshi Kinuhata[1], Yasuhiro Suzuki[2], Mikio Kumagai[3], Kazunori Suzuki[3], Shin-itiro Hayashi[3], Shingo Matsuoka[3] (1. Japan Nuclear Fuel Limited, 2. JGC Corporation, 3. UI Sciences Inc.)

2:45 PM - 3:00 PM

[2E09] Study on the boiling and drying accident of HLLW

*Hiroshi Kinuhata[1], Takashi Kodama[1], Suzuki Yasuhiro[2], Mikio Kumagai[3], Kazunori Suzuki[3], Shin-itiro Hayashi[3], Shingo Matsuoka[3] (1. Japan Nuclear Fuel Limited, 2. JGC Corporation, 3. Sciences Inc.)

3:00 PM - 3:15 PM

Room F

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

[2F01-06] Environmental Radioacitivty and Remediation

Chair:Hiromi Yamazawa(Nagoya Univ.)
10:15 AM - 11:55 AM Room F (Lecture Bildg. M 1F M-2)

[2F01] Evaluation on the crystal structure of ningyoite using Rietveld analysis

*Chikashi Suzuki[1], Masahiko Osaka[1], Toshio Nakagiri[1] (1. JAEA)

10:15 AM - 10:30 AM

[2F02] X-ray fluorescence analysis of uranium collected by graphene oxide

*Hiroshi Yoshii[1], Yukie Izumoto[1], Kodai Takamura[1,2], Tetsuaki Uwatoko[1,2], Yasuhiro Sakai[2] (1. QST, 2. Toho Univ.)

10:30 AM - 10:45 AM

[2F03] X-ray fluorescence analysis of uranium collected by graphene oxide

*Kodai Takamura[1,2], Yukie Izumoto[1], Tetsuaki Uwatoko[2], Yasuhiro Sakai[2], Hiroshi Yoshii[1] (1. QST, 2. Toho Univ.)

10:45 AM - 11:00 AM

[2F04] Concentrations of iodine-129 in coastal sediments beside Rokkasho during and after test operation of nuclear

*Yuhi Satoh[1], Sinji Ueda[1], Hideki Kakiuchi[1], Yoshihito Ohtsuka[1], Shun'ichi Hisamatsu[1] (1. Institute for Environmental Sciences)

11:00 AM - 11:15 AM

[2F05] Environmental Dynamics of Cs-137 inside and around the port of Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant: 9-years variations after the accident

*Masahiko Machida[1], Ayako Iwata[1], Susumu Yamada[1] (1. JAEA)

11:15 AM - 11:30 AM

[2F06] Reusable super-paramagnetic metal oxides/SiO2/zeolite nano-composites

*Azusa Ito[2], Tomoaki Kato[1], Toshihiko Ohnuki[1], Joseph Hriljac[2] (1. Tokyo Institute of Technology, 2. University of Birmingham)

11:30 AM - 11:45 AM

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

[2F07-13] Environmental Safety

Chair:Masahiko Machida(JAEA)
2:45 PM - 4:40 PM Room F (Lecture Bildg. M 1F M-2)

[2F07] Study on the level 3 PRA methodology considering site characteristics

*Chihiro Suzuki[1], Ryohei Ichikawa[1], Kyoko Funayama[1] (1. NRA)

2:45 PM - 3:00 PM

[2F08] Study on level 3 PRA methodology considering site characteristics

*Ryohei ICHIKAWA[1], Hideaki UTSUNO[1], Chihiro SUZUKI[1], Kyoko FUNAYAMA[1] (1. NRA)

3:00 PM - 3:15 PM

[2F09] Ensemble assessment of atmospheric dispersion simulations for nuclear accidents

*Masataka Nakamura[1], Hiromi Yamazawa[1], Shinichiro Adachi[1], Jun Moriizumi[1] (1. Nagoya Univ.)

3:15 PM - 3:30 PM

[2F10] Ensemble assessment of atmospheric dispersion simulations for nuclear accidents

*Hiromi Yamazawa[1], Shinichiro Adachi[1], Masataka Nakamura[1], Jun Moriizumi[1] (1. Nagoya Univ.)

3:30 PM - 3:45 PM

[2F11] Development of an estimation method of concentration distribution and release amount of radionuclide discharged to the atmosphere

©Atomic Energy Society of Japan

using gamma-ray imaging

*Haruyasu Nagai[1], Toru Tanimori[2], Hiromasa Nakayama[1], Daiki Satoh[1], Yoshihiro Furuta[1] (1. JAEA, 2. Kyoto Univ.)

3:45 PM - 4:00 PM

[2F12] Development of an estimation method of concentration distribution and release amount of radionuclide discharged to the atmosphere using gamma-ray imaging

*Hiromasa Nakayama[1], Daiki Satoh[1], Yoshihiro Furuta[1], Haruyasu Nagai[1] (1. JAEA)

4:00 PM - 4:15 PM

[2F13] Development of an estimation method of concentration distribution and release amount of radionuclide discharged to the atmosphere using gamma-ray imaging

*Yoshihiro Furuta[1], Daiki Satoh[1], Hiromasa Nakayama[1], Haruyasu Nagai[1], Toru Tanimori[2] (1. JAEA, 2. Kyoto Univ.)

4:15 PM - 4:30 PM

Room G

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

[2G01-07] Thermal Hydraulics Experiment/Analysis 1

Chair:Hiroyuki Yoshida(JAEA)
10:00 AM - 11:55 AM Room G (Lecture Bildg. M 2F M-21)

[2G01] Visualization of droplet flow dynamics downstream of BWR spacer with mixing vanes

*Riichiro Okawa[1], Masahiro Furuya[1], Takahiro Arai[1], Tsugumasa Iiyama[1] (1. CRIEPI)

10:00 AM - 10:15 AM

[2G02] Numerical simulation on two-phase flow in the 4x4 fuel bundle with the spacer by the mechanistically based method

*Ayako Ono[1], Susumu Yamashita[1], Takayuki Suzuki[1], Hiroyuki Yoshida[1] (1. JAEA)

10:15 AM - 10:30 AM

[2G03] Research and development for understanding two-phase flow behavior inside a fuel bundle

*Takahiro Arai[1], Atsushi Ui [1], Masahiro Furuya[1], Riichiro Okawa [1], Tsugumasa Iiyama[1], Shota Ueda[1], Kenetsu Shirakawa[1], Kazuaki Kito[2] (1. CRIEPI, 2. HGNE)

10:30 AM - 10:45 AM

[2G04] Operating criteria and internal flow structure of Supersonic Steam Injector

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

10:45 AM - 11:00 AM

[2G05] Effect of hydrogen inflow on natural circulation flow of passive core cooling system

*Yasunori YAMAMOTO[1], Masayoshi MORI[1], Tetsuya TAKADA[1], Kosuke ONO[1] (1. Hokkaido Univ.)

11:00 AM - 11:15 AM

[2G06] Condensation Heat Transfer for Downward Flows of Steam-Air Mixture in a Circular Pipe

*Michio Murase[1], Yoichi Utanohara[1], Akio Tomiyama[2] (1. INSS, 2. Kobe Univ.)

11:15 AM - 11:30 AM

[2G07] Numerical simulation of wall condensation heat transfer of steam and non-codensable gas mixture in a circular tube

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

11:30 AM - 11:45 AM

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

[2G08-12] Thermal Hydraulics Experiment/Analysis 2

Chair:Yoichi Utanohara(INSS)
2:45 PM - 4:10 PM Room G (Lecture Bildg. M 2F M-21)

[2G08] Flow behavior and heat transfer characteristics near the rewetting front

*Yutaro Umehara[1], Keisuke Yamagata[1], Tomio Okawa[1], Koji Enoki[1] (1. UEC)

2:45 PM - 3:00 PM

[2G09] Flow Characteristics in Vertical Pipes under Flooding Conditions at the Top End

*TAKAKI Toshiya[1], GODA Raito[2], SHIMAMURA Takeyuki[2], MURASE Michio[1], TOMIYAMA Akio[2] (1. Institute of Nuclear Safety System, Incorporated , 2. Kobe University)

3:00 PM - 3:15 PM

[2G10] Heterogeneous nucleation and flashing phenomena in microwave heating.

*Shohei Kobayashi[1], Utaka Abe[1], Akiko Kaneko[1], Akihiro Futsuta[1], Kouta Fujiwara[1], Tomoomi Segawa[2], Koichi Kawaguchi[2], Katsunori Ishii[2] (1. Univ. of Tsukuba, 2. JAEA)

3:15 PM - 3:30 PM

©Atomic Energy Society of Japan

[2G11] Water Flow Experiment to Understand Flow Behavior around ADS Beam Window

*Koki Asari[1], Hideaki Monji[1], Susumu Yamashita[2], Hiroyuki Yoshida[2], Takayuki Suzuki[2] (1. Univ. of Tsukuba, 2. JAEA)

3:30 PM - 3:45 PM

[2G12] Development of Multiphase Flow Feature Extraction Technique using Object Detection Algorithm

*Shuichiro Miwa[1], Shuhei Torisaki[1] (1. Hokkaido University)

3:45 PM - 4:00 PM

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

[2G13-17] Severe Accident

Chair:Akifumi Yamaji(Waseda Univ.)
4:10 PM - 5:30 PM Room G (Lecture Bildg. M 2F M-21)

[2G13] Penetration Behavior of Liquid Jet Falling into a Shallow Pool

*Sota Yamamura[1], Hiroyuki Yoshida[2], Akiko Kaneko[1], Yutaka Abe[1] (1. Univ. of Tsukuba, 2. JAEA)

4:10 PM - 4:25 PM

[2G14] Penetration Behavior of Liquid Jet Falling into a Shallow Pool

*Hiroyuki Yoshida[1], Takayuki Suzuki[1], Horiguchi Naoki[1], Sota Yamamura[2], Yutaka Abe[2] (1. JAEA, 2. University of Tsukuba)

4:25 PM - 4:40 PM

[2G15] Fuel Damage of a Reactor Core in Severe Accident

*Naoki Sano[1], Koji Nishida[1], Takayoshi Kusunoki[1], Michio Murase[1] (1. INSS)

4:40 PM - 4:55 PM

[2G16] Development of JBREAK-MSPREAD coupled analysis method

*Wataru Kikuchi[1], Akinobu Morita[1], Miyuki Akiba[1], Akitoshi Hotta[1] (1. Nuclear regulation authority division of research for severe accident)

4:55 PM - 5:10 PM

[2G17] Removal Performance of Organic Iodine by an Ionic Liquid

*Sohei Fukui[1], Kazushige Ishida[1], Kazuo Tominaga[2], Tomoharu Hashimoto[2], Ryuichi Tayama[2] (1. Hitachi, Ltd., 2. HGNE)

5:10 PM - 5:25 PM

Room H

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering | 305-1 Computational Science and Engineering

[2H01-07] Microscopic and Reactor Analysis

Chair:Hiroki Nakamura(JAEA)
10:00 AM - 11:55 AM Room H (Lecture Bildg. M 2F M-22)

[2H01] A research to evaluate the nano-mechanism responsible for precipitation hardening in FCC systems

*Yuuki Iwase[1], Sho Hayakawa[2], Taira Okita[3], Mitsuhiro Itakura[4] (1. Faculty of Engineering, the University of Tokyo, 2. University of Tennessee, 3. Research into Artifacts, Center for Engineering, School of Engineering, the University of Tokyo, 4. JAEA CCSE)

10:00 AM - 10:15 AM

[2H02] MD simulations to evaluate formation process of self-interstitial-atom clusters under high energetic neutron irradiation

*Satoshi Terayama[1], Yuuki Iwase[2], Sho Hayakawa[3], Taira Okita[4], Mitsuhiro Itakura[5] (1. Department of Systems Innovation, School of Engineering, the University of Tokyo, 2. Faculty of Engineering, the University of Tokyo, 3. University of Tennessee, 4. Research into Artifacts, Center for Engineering, School of Engineering, the University of Tokyo, 5. JAEA CCSE)

10:15 AM - 10:30 AM

[2H03] Behaviors of vacancy cluster in Zirconium by machine learning molecular dynamics

*Takao Baba[1], Satoshi Terayama[2], Taira Okita[3], Mitsuhiro Itakura[4], Masahiko Okumura[4] (1. Faculty of Engineering, the University of Tokyo, 2. Department of Systems Innovation, School of Engineering, the University of Tokyo, 3. Research into Artifacts, Center for Engineering, School of Engineering, the University of Tokyo, 4. JAEA CCSE)

10:30 AM - 10:45 AM

[2H04] Develepment of machine learning force fields of clay minerals

*Masahiko Okumura[1], Keita Kobayashi[2], Akiko Yamaguchi[1] (1. JAEA, 2. RIST)

10:45 AM - 11:00 AM

[2H05] Computational evaluation of surface tension of UO2 and ZrO2

*Mitsuhiro Itakura[1], Hiroki Nakamura[1] (1. JAEA)

11:00 AM - 11:15 AM

©Atomic Energy Society of Japan

[2H06] Implementation of SP_3 method calculation capability to a FRBurner module of a CBZ code system

*Junshuang FAN[1], Go CHIBA[1] (1. Hokkaido Univ.)

11:15 AM - 11:30 AM

[2H07] Application of the Theta Method for Kinetic Calculation using MOC

*Kosuke Tsujita[1], Tomohiro Endo[2], Akio Yamamoto[2] (1. NEL, 2. Nagoya University)

11:30 AM - 11:45 AM

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering | 301-2 Reactor Design, Nuclear Energy Strategy, Nuclear Transmutation

[2H08-09] Environmental Load-Reducing LWR

Chair:Hiroki Takezawa(Tokyo City Univ.)

2:45 PM - 3:20 PM Room H (Lecture Bildg. M 2F M-22)

[2H08] Concept of a nuclear fuel cycle using an environmental load-reducing light-water reactor

*Kouji Hiraiwa[1], Rei Kimura[1], Satoshi Wada[1], Mitsuaki Yamaoka[1], Kenichi Yoshioka[1] (1. Toshiba ESS)

2:45 PM - 3:00 PM

[2H09] Concept of a nuclear fuel cycle using an environmental load-reducing light-water reactor

*Satoshi Wada[1], Kouji Hiraiwa[1], Kenichi Yoshioka[1], Tsukasa Sugita[1], Mitsuaki Yamaoka[1], Rei Kimura[1] (1. TOSHIBA ESS)

3:00 PM - 3:15 PM

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering | 301-2 Reactor Design, Nuclear Energy Strategy, Nuclear Transmutation

[2H10-17] LLFP Transmutation System

Chair:Jun Nishiyama(Tokyo Tech)

3:20 PM - 5:30 PM Room H (Lecture Bildg. M 2F M-22)

[2H10] Research and development of an innovative transmutation system of LLFP by fast reactors

*Satoshi Chiba[1], Toshio Wakabayashi[2], Naoyuki Takaki[3], Yoshiaki Tachi[4], Makoto Takahashi[2] (1. Tokyo Tech., 2. Tohoku University, 3. Tokyo City University, 4. Japan Atomic Energy Agency)

3:20 PM - 3:35 PM

[2H11] Research and development of an innovative transmutation system of LLFP by fast reactors

*Toshio Wakabayashi[1], Makoto Takahashi[1] (1. Tohoku University)

3:35 PM - 3:50 PM

[2H12] Research and development of an innovative transmutation system of LLFP by fast reactors

*Yoshihisa Tahara[1], Peng Hong Liem[1], Naoyuki Takaki[1] (1. Tokyo City Univ.)

3:50 PM - 4:05 PM

[2H13] Research and development of an innovative transmutation system of LLFP by fast reactors

*Yoshiaki TACHI[1], Satoshi CHIBA[2], Naoyuki TAKAKI[3], Yoshihisa TAHARA[3], Toshio WAKABAYASHI[4] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Tokyo Institute of Technology, 3. Tokyo City University, 4. Tohoku University)

4:05 PM - 4:20 PM

[2H14] Research and development of an innovative transmutation system of LLFP by fast reactors

*Hiroyasu MOCHIZUKI[1], Satoshi CHIBA[1] (1. Tokyo Institute of Technology)

4:20 PM - 4:35 PM

[2H15] Research and development of an innovative transmutation system of LLFP by fast reactors

*Tsunenori Inakura[1], Naoki Yamano[1], Chikako Ishizuka[1], Satoshi Chiba[1] (1. Tokyo Tech)

4:35 PM - 4:50 PM

[2H16] Research and development of an innovative transmutation system of LLFP by fast reactors

*Naoki Yamano[1], Tsunenori Inakura[1], Chikako Ishizuka[1], Satoshi Chiba[1] (1. Tokyo Tech)

4:50 PM - 5:05 PM

[2H17] Research and development of an innovative transmutation system of LLFP by fast reactors

*Makoto Takahashi Takahashi[1], Toshio Wakabayashi[1], Masaharu Kitamura[2] (1. Tohoku University , 2. TeMS Co.Ltd.)

5:05 PM - 5:20 PM

Room I

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

[2I01-03] Analysis Method of Experiment

Chair:Satoshi Wada(TOSHIBA ESS)

10:00 AM - 10:50 AM Room I (Lecture Bildg. M 2F M-23)

[2I01] Application of SG method to reactivity estimation based on subcrtical quasi-state power profile equation

*Yuichi Yamane[1] (1. JAEA)

10:00 AM - 10:15 AM

©Atomic Energy Society of Japan

[2I02] Development of Measurement Method of Prompt Neutron Decay Constant α using the Dynamic Mode Decomposition

*Fuga Nishioka[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1], Masao Yamanaka[2], Cheol Ho Pyeon[2] (1. Nagoya Univ., 2. Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto University)

10:15 AM - 10:30 AM

[2I03] A Study for Reactor Noise Measurement in Power Operation at Kyoto Univ. Reactor Part.3

*Sin-ya Hohara[1], Atsushi Sakon[1], Kunihiro Nakajima[2], Kazuki Takahashi[2], Tadafumi Sano[1], Jyunichi Hori[3], kengo Hashimoto[1] (1. Kindai Univ. AERI, 2. Graduate School of Sci. and Eng., Kindai Univ., 3. Institute of Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto Univ.)

10:30 AM - 10:45 AM

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

[2I04-07] Development of Nuclear Data Processing Code

Chair:Go Chiba(Hokkaido Univ.)
10:50 AM - 12:00 PM Room I (Lecture Bildg. M 2F M-23)

[2I04] Investigation of the impact of difference between open nuclear data processing codes on neutron transport calculations

*Kenichi Tada[1], Tadashi Ikehara[1], Michitaka Ono[2], Masayuki Tojo[2] (1. JAEA, 2. GNF-J)

10:50 AM - 11:05 AM

[2I05] Investigation of the impact of difference between open nuclear data processing codes on neutron transport calculations

*Michitaka Ono[1], Masayuki Tojo[1], Kenichi Tada[2], Tadashi Ikehara[2] (1. GNF-J, 2. JAEA)

11:05 AM - 11:20 AM

[2I06] Feasibility study of low power HTGR for long-term operation

*Hai Quan Ho[1], Nozomu Fujimoto[2], Shimpei Hamamoto[1], Satoru Nagasumi[1], Etsuo Ishitsuka[1] (1. JAEA, 2. Kyushu Univ.)

11:20 AM - 11:35 AM

[2I07] Multi-group Cross Section Generation Capability using ACE File

*Akio Yamamoto[1], Tomohiro Endo[1], Kenichi Tada[2] (1. Nagoya Univ., 2. JAEA)

11:35 AM - 11:50 AM

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

[2I08-11] Development of Analysis Method &Code 1

Chair:Go Chiba(Hokkaido Univ.)
2:45 PM - 3:50 PM Room I (Lecture Bildg. M 2F M-23)

[2I08] Development of a Monte Carlo Solver Solomon for Criticality Safety Analysis

*Yasunobu Nagaya[1] (1. JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM

[2I09] Adjoint-weighted kinetics parameter calculation using multigroup version of Solomon solver

*Delgersaikhan Tuya[1], Yasunobu Nagaya[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

3:00 PM - 3:15 PM

[2I10] A Resonance Calculation Method using Energy Expansion Bases based on Reduced Order Model

*Ryoichi Kondo[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1], Satoshi Takeda[2], Hiroki Koike[3], Kazuya Yamaji[3], Daisuke Sato[3] (1. Nagoya Univ., 2. Osaka Univ., 3. MHI)

3:15 PM - 3:30 PM

[2I11] Development of Mitsubishi Three-Dimensional Heterogeneous Transport Calculation Code GALAXY-Z

*Kazuya Yamaji[1], Hiroki Koike[1], Koichi Ieyama[1], Daisuke Sato[1], Akio Yamamoto[2], Satoshi Takeda[3] (1. MHI, 2. Nagoya Univ., 3. Osaka Univ.)

3:30 PM - 3:45 PM

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

[2I12-15] Development of Analysis Method &Code 2

Chair:Hiroki Koike(MHI)
3:50 PM - 4:55 PM Room I (Lecture Bildg. M 2F M-23)

[2I12] BWR whole core nuclear-thermal hydraulic coupled simulation system

*Masayuki Tojo[1], Michitaka Ono[1], Munenari Yamamoto (1. GNF-J)

3:50 PM - 4:05 PM

[2I13] An Investigation on Improvement of the Core Neutronics Design Calculation Method for Advanced Fast Reactors (6)

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

4:05 PM - 4:20 PM

©Atomic Energy Society of Japan

[2I14] Improvement of Optimally-Weighted Predictor-Corrector Method for Nuclear Fuel Burnup Calculation (2)

*JUMPEI SASUGA[1], Go Chiba[1], Yasunori Ohoka[2], Kento Yamamoto[2], Hiroaki Nagano[2] (1. Hokkaido University, 2. NFI)

4:20 PM - 4:35 PM

[2I15] Extension of the hierarchical-domain decomposition boundary element method to the general multi-group diffusion equation

*Tian Qin[1], Go Chiba[1] (1. Hokkaido Univ)

4:35 PM - 4:50 PM

Room J

Oral presentation | IV. Nuclear Plant Technologies | 401-2 Operational Management, Inspection and Maintenance of Reactor

[2J01-06] Reactor Maintenance, Inspection and Preservation Technology

Chair:Koji Nishino(TOSHIBA ESS)
10:15 AM - 11:55 AM Room J (Lecture Bildg. M 2F M-24)

[2J01] Development of Abnormal Sign Detection System using AI for Nuclear Power Plant

*Isaku Nagura[1], Shinya Tominaga[1], Miyake Ryota[1], Toshio Aoki[1], Susumu Naito[2], Yasunori Taguchi[2], Yuichi Kato[2], Kouta Nakata[2] (1. Toshiba ESS, 2. Toshiba)

10:15 AM - 10:30 AM

[2J02] Development of Abnormal Sign Detection System using AI for Nuclear Power Plant

*Shinya Tominaga[1], Isaku Nagura[1], Ryota Miyake[1], Toshio Aoki[1], Susumu Naito[2], Yasunori Taguchi[2], Yuichi Kato[2], Kouta Nakata[2] (1. TOSHIBA ESS, 2. TOSHIBA)

10:30 AM - 10:45 AM

[2J03] Development of nondestructive inspection for flange

*Ryota Ogawa[1], Mitsuyuki Sagisaka[1], Takashi Matsunaga[1], Hiroaki FUJIYOSHI[1], Motomu Ishii[1], Yoshihiro Isobe[1] (1. NFI)

10:45 AM - 11:00 AM

[2J04] Advanced computerization of Hammering Inspection 3

*Yoshihiro Isobe[1], Takashi Matsunaga[1], Ryota Ogawa[1], Mitsuyuki Sagisaka[1], Tomonori Yamada[2], Shinobu Yoshimura[2] (1. NFI, 2. Univ. of Tokyo)

11:00 AM - 11:15 AM

[2J05] Advanced computerization of Hammering Inspection 3

*Takashi Matsunaga[1], Ryota Ogawa[1], Mitsuyuki Sagisaka[1], Yoshihiro Isobe[1], Tomonori Yamada[2], Shinobu Yoshimura[2] (1. NFI, 2. Univ. of Tokyo)

11:15 AM - 11:30 AM

[2J06] Development of safety review method to cope with an aging degradation for the facilities using nuclear material

*Naoki Sakamoto[1], Tadatasune Fujishima[1], Yasutaka Mizukoshi[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

11:30 AM - 11:45 AM

Oral presentation | IV. Nuclear Plant Technologies | 401-3 Reactor Design, Construction and Examination of Nuclear Power Station, Aseismatic Design, Nuclear Ship

[2J07-11] Advances on the Design Techniques for Reactor Equipment

Chair:Isobe Yoshihiro(NFI)
2:45 PM - 4:10 PM Room J (Lecture Bildg. M 2F M-24)

[2J07] CHF enhancement in a saturated pool boiling by porous layer formed on heat transfer surface using electrodeposition method

Shun Yatsunami[1], Tianxi Xie[2,3], *Shoji Mori[1], Atsuro Eto[1], Zhihao Chen[2,3], Yoshio Utaka[2,3,4] (1. Faculty of Engineering, Kyushu University, 2. School of Mechanical Engineering, Tianjin University, 3. Key Laboratory of Efficient Utilization of Low and Medium Grade Energy (Tianjin University), Ministry of Education, China, 4. Faculty of Engineering, Tamagawa University)

2:45 PM - 3:00 PM

[2J08] Development of coupled analysis system of thermal hydraulics and structure for ADS beam

*Nao Watanabe[1], Takanori Sugawara[1], Kenji Nishihara[1] (1. JAEA)

3:00 PM - 3:15 PM

[2J09] Proposed structure of seismic tank that does not require foundation bolts

*Shigemi Morishige[1], Haruo Morishige[1], Yosuke Yamashi[1] (1. Fukushima Nuclear Accident Countermeasures Review Group)

3:15 PM - 3:30 PM

[2J10] Seismic Test Result of the Main Steam Isolation Valve for the Boiling Water Reactor Nuclear Power Plant

*Hideaki Itabashi[1], Yoshitaka Tsutsumi[2], Koji Nishino[1], Shin Kumagai[3] (1. TOSHIBA ESS, 2. Chubu Electric Power, 3. HGNE)

©Atomic Energy Society of Japan

3:30 PM - 3:45 PM

[2J11] Improvement of vibration control method for resonant shaking table using adaptive control

*Michiya Sakai[1], Yohei Ono[1], Ryuya Shimazu[1], Yoshitaka Tsutsumi[2], Yoshimasa Nishiyama[3], Shota Yamano[3] (1. CRIEPI, 2. Chubu Electric Power, 3. Yacmo)

3:45 PM - 4:00 PM

Room K

Oral presentation | IV. Nuclear Plant Technologies | 402-1 Nuclear Safety Engineering (Safety Design, Safety Assessment/Analysis, Management)

[2K01-05] Fire-Hazards/PRA/FP Aerosol Behavior

Chair:Hitoshi Muta(Tokyo City Univ.)
10:00 AM - 11:20 AM Room K (Lecture Bildg. S 2F S-21)

[2K01] Study on safety assessment of cable fire accidents in nuclear power plants using FDS

*Shintaro Tanaka[1], Akihiro Matsuda[2] (1. Graduate School of Systems and Information Engineering, University of Tsukuba, 2. Faculty of Engineering, Information and Systems, University of Tsukuba)

10:00 AM - 10:15 AM

[2K02] Numerical modeling of pressure drop of HEPA filter in nuclear power plants

*Kohei Yasui[1], Akihiro Matsuda[2] (1. Graduate School of Systems and Information Engineering, University of Tsukuba, 2. Faculty of Engineering, Information and Systems, University of Tsukuba)

10:15 AM - 10:30 AM

[2K03] Treatment of software common cause failure issue in digital reactor protection system

*Masafumi Utsumi[1] (1. MHI)

10:30 AM - 10:45 AM

[2K04] Examination of human reliability analysis for internal event PRA at Rokkasho Reprocessing Plant

*Masahiro Yamamoto[1], Kazumi Takebe[1], Hiroki Haga[1], Kazuya kishimoto[2], yoshinobu mizuno[3], takashi kodama[1], Satoru Hayami[1] (1. JNFL, 2. MHI, 3. MHI NSE)

10:45 AM - 11:00 AM

[2K05] Experiment study on Cs containing aerosol behavior under severe accidents in sodium cooled fast reactors

*Daisuke Hoshino[1], Isamu Sato[1], Shogo Uchida[1] (1. Tokyo City University)

11:00 AM - 11:15 AM

Oral presentation | IV. Nuclear Plant Technologies | 402-1 Nuclear Safety Engineering (Safety Design, Safety Assessment/Analysis, Management)

[2K06-07] Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Accident

Chair:Kenta Murakami(Nagaoka Univ. of Tech.)
11:20 AM - 11:55 AM Room K (Lecture Bildg. S 2F S-21)

[2K06] About the cause of the reactor building explosion caused by the Fukushima Daiichi power plant accident and the countermeasures

*Haruo Morishige[1], Yosuke Yamashiki[1] (1. Fukushima Nuclear Accident Countermeasures Review Group)

11:20 AM - 11:35 AM

[2K07] Temperature change due to radiative cooling under the fuel rod exposure in Fuku-Ichi No.1 Reactor

*Kiyoshi Yoneyama[1], Yuji Horie, Kazuo Watanabe[2] (1. H.O.Yoneyama, 2. WNR-Cx Watanabe Lab)

11:35 AM - 11:50 AM

Oral presentation | IV. Nuclear Plant Technologies | 403-1 Risk Assessment Technology, Application of Risk Information

[2K08-10] PRA Method

Chair:Yoshihiro Ide(AdVanceSoft)
2:45 PM - 3:35 PM Room K (Lecture Bildg. S 2F S-21)

[2K08] Evaluation of importance for correlation of events based on sensitivity factor

*Satoshi Takeda[1], Takanori Kitada[1] (1. Osaka University)

2:45 PM - 3:00 PM

[2K09] Development of the risk assessment technique for EAL

Mika Tahara[2], *Takanori Aoki[1], Nobuhisa Takezawa[2], Takahiro Nakagawa[1] (1. Toshiba Plant Systems &Services Corporation, 2. Toshiba Energy Systems &Solutions Corporation)

3:00 PM - 3:15 PM

[2K10] Study of Sampling Techniques for Dynamic PRA

*Kotaro Kubo[1], Xiaoyu Zheng[1], Yoichi Tanaka[1], Hitoshi Tamaki[1], Tomoyuki Sugiyama[1] (1. JAEA)

3:15 PM - 3:30 PM

Oral presentation | IV. Nuclear Plant Technologies | 403-1 Risk Assessment Technology, Application of Risk Information

[2K11-15] Scismic PRA

Chair:Takahiro Kuramoto(NEL)

©Atomic Energy Society of Japan

3:35 PM - 5:00 PM Room K (Lecture Bildg. S 2F S-21)

[2K11] A Framework of RI-PB Design Application for Seismic Events

*Toshiaki Sakai[1], Yoshifumi Katayama[1], Yasuki Ohtori[2], Hitoshi Muta[2] (1. CRIEPI, 2. Tokyo City Univ.)

3:35 PM - 3:50 PM

[2K12] A Framework of RI-PB Design Application for Seismic Events

*Yoshifumi Katayama[1], Yasuki Ohtori[2], Toshiaki Sakai[1], Hitoshi Muta[2] (1. CRIEPI, 2. Tokyo City Univ.)

3:50 PM - 4:05 PM

[2K13] A Framework of RI-PB Design Application for Seismic Events

*Hitoshi Muta[1], Yasuki Ohtori[1], Toshiaki Sakai[2], Yoshifumi Katayama[2] (1. Tokyo City Univ., 2. CRIEPI)

4:05 PM - 4:20 PM

[2K14] Evaluation of seismically-induced loss of offsite power scenario based on experience data

*Ayumi Yuyama[1], Kiyoshi Saito[1], Ryo Morita[1], Michiya Sakai[1], Ichiro Tamura[2] (1. CRIEPI, 2. The Chugoku Electric Power Co.,)

4:20 PM - 4:35 PM

[2K15] Development of Random number generation for Seismic risk assessment

*Shota Terayama[1], Yasuki Ohtori[1], Hitoshi Muta[1] (1. Tokyo City University)

4:35 PM - 4:50 PM

Room L

Oral presentation | VI. Fusion Energy Engineering | 601-3 Tritium Science and Technology (Fuel Recovery and Refining, Measurement, Iisotope Effect, Safe Handling)

[2L01-08] Tritium Release Behaviors, Production, Measurement

Chair:Teppei Otsuka(Kindai Univ.)

10:00 AM - 12:10 PM Room L (Lecture Bildg. S 2F S-22)

[2L01] Prediction of tritium release rate from fusion reactor materials.

*Genta Kikuchi[1], Yuji Torikai[1] (1. Ibaraki university)

10:00 AM - 10:15 AM

[2L02] Tritium release from tungsten with radiation-induced defects

*Hikaru Hirose[1], Yuji Hatano[1], Akira Taguchi[1], Tatsuya Hinoki[2] (1. Univ. of Toyama, 2. Kyoto Univ.)

10:15 AM - 10:30 AM

[2L03] Comprehensive Stability Improvement of Core-shell Structured Li_4TiO_4-Li_2TiO_3 Tritium Breeding Ceramic Pebbles by Pvp-Assisted Granulation

*Ruichong Chen[1], Kazunari Katayama[2] (1. Sichuan Univ., 2. Kyushu Univ.)

10:30 AM - 10:45 AM

[2L04] T-containment performance of Li rod in high-temperature gas-cooled reactor for T production

*Teppei Otsuka[1], Kakeru Yokoyama[1], Yuya Akahoshi[1], Kazunari Katayama[2], Hideaki Matsuura[2], Minoru Goto[3], Shigeaki Nakagawa[3], Etsuo Ishitsuka[3], Shinpei Hamamoto[3], Kenji Tobita[4] (1. Kindai Univ., 2. Kyushu Univ., 3. JAEA, 4. QST)

10:45 AM - 11:00 AM

[2L05] T-containment performance of Li rod in high-temperature gas-cooled reactor for T production

*Kazunari Katayama[1], Daisuke Henzan[1], Hideaki Matsuura[2], Teppei Otsuka[3], Minoru Goto[4], Shigeaki Nakagawa[4], Etsuo Ishitsuka[4], Shinpei Hamamoto[4], Kenji Tobita[5] (1. Dept. Eng. and Sci., Kyushu Univ., 2. Kyushu Univ., 3. Kindai Univ., 4. JAEA, 5. QST)

11:00 AM - 11:15 AM

[2L06] T-containment performance of Li rod in high-temperature gas-cooled reactor for T production

*Hideaki Matsuura[1], Yuki Koga[1], Takuro Suganuma[1], Kazunari Katayama[2], Teppei Otsuka[3], Minoru Goto[4], Shigeaki Nakagawa[4], Etsuo Ishitsuka[4], Shinpei Hamamoto[4], Kenji Tobita[5] (1. Kyushu Univ., 2. Dept. Eng. and Sci, Kyushu Univ., 3. Kindai Univ., 4. JAEA, 5. QST)

11:15 AM - 11:30 AM

[2L07] Development of a real-time measurement for tritium generation rate for fusion blanket system

*Makoto Inami Kobayashi[1,2], Sachiko Yoshihashi[3], Kunihiro Ogawa[1,2], Mitsutaka Isobe[1,2], Shuji Kamio[1], Yutaka Fujiwara[1], Akira Uritani[3], Masaki Osakabe[1,2] (1. National Institute for Fusion Science, 2. Graduate University for Advanced Studies, 3. Nagoya University)

©Atomic Energy Society of Japan

11:30 AM - 11:45 AM

[2L08] Effect of direct recycle of hydrogen isotopes by proton pump on the primary fuel cycle of DEMO

*satoshi konishi[1], hiroyuki miyagaki[1], keisuke mukai[1], ryoji hiwatari[2], kanetsugu isobe[2], suguru masuzaki[3], masahiro tanaka[3], masanori hara[4], kazunari katayama[5] (1. kyoto university, 2. QST, 3. NIFS, 4. University of Toyama, 5. Kyushu University)

11:45 AM - 12:00 PM

Oral presentation | VI. Fusion Energy Engineering | 601-4 Reactor Component Technology, First Wall, Divertor, Magnet

[2L09-10] Fusion Instruments Engineering, Fusion Neutronics, Fusion Reactor Systems

Chair:Kazunari Katayama(Kyushu Univ.)
2:45 PM - 3:15 PM Room L (Lecture Bildg. S 2F S-22)

[2L09] Comparison of MHD pressure drop characteristics in a three-surface-multi-layered channel applied to Li/V and LiPb/RAFS blankets

*Satoshi Ito[1], Makoto Kawamoto[1], Hiroki Shishido[1], Hidetoshi Hashizume[1], Teruya Tanaka[2], Hiroyuki Noto[2], Yoshimitsu Hishinuma[2], Takeo Muroga[2] (1. Tohoku Univ., 2. NIFS)

2:45 PM - 3:00 PM

[2L10] Proposal of electromagnetic noise suppression and compensation in plasma heat flux monitering

*Hiroto Matsuura[1], Son Xuan Nhat Bui[1], Hideki Muraoka[1], Yosuke Nakashima[2], Shinsuke Ohshima[3], Tohru Mizuuchi[3] (1. OPU, 2. Univ. of Tsukuba, 3. Kyoto Univ.)

3:00 PM - 3:15 PM

Oral presentation | VI. Fusion Energy Engineering | 601-5 Fusion Neutronics

[2L11-11] Fusion Instrument Engineering, Fusion Neutronics, Fusion Reactor Systems

Chair:Kazunari Katayama(Kyushu Univ.)
3:15 PM - 3:40 PM Room L (Lecture Bildg. S 2F S-22)

[2L11] Preliminary measurement of eV-keV neutrons using actiavtion foils

*Yasuyuki Ogino[1], Makoto Kobayashi[2,3], Keisuke Mukai[4], Juro Yagi[4], Satoshi Konishi[4], Kunihiro Ogawa[2,3], Mitsutaka Isobe[2,3] (1. Graduate School of Energy Science, Kyoto Univ., 2. NIFS, 3. SOKENDAI, 4. Institute of Advanced Energy, Kyoto Univ.)

3:15 PM - 3:30 PM

Room M

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

[2M01-03] Corrosion

Chair:Tatsuya Hinoki(Kyoto Univ.)
10:00 AM - 10:50 AM Room M (Lecture Bildg. S 3F S-31)

[2M01] SCC Mechanistic Study on PWR Structural Materials

*Takumi Terachi[1], Takuyo Yamada[1], Makie Okamoto[2], Tomoki Miyamoto[2], Koji Arioka[1] (1. INSS, 2. Kobe Material Testing Laboratory Group)

10:00 AM - 10:15 AM

[2M02] Influence of Water Chemistry and Test Temperature on SCC Growth Behavior of Welds and Cast Stainless Steels in Oxygenated High-Temperature Water

*Takuyo Yamada[1], Takumi Terachi[1], Makie Okamoto[2], Koji Arioka[1] (1. INSS, 2. Kobe Material Testing Laboratory Group)

10:15 AM - 10:30 AM

[2M03] Corrosion of Ni-based alloy with molten fluoride salt under strong oxidizing condition

*Koji Ogasawara[1], Yuma Sekiguchi[1], Takayuki Terai[1] (1. Univ. of Tokyo)

10:30 AM - 10:45 AM

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

[2M04-07] Zirconium

Chair:Hideo Watanabe(Kyushu Univ.)
10:50 AM - 12:00 PM Room M (Lecture Bildg. S 3F S-31)

[2M04] Evaluation of crystal orientation in fracture surface of Zr hydride

*hideaki sanenobu[1], Yuji Ohishi[1], Hiroaki Muta[1] (1. Osaka univ.)

10:50 AM - 11:05 AM

[2M05] Diffusion of oxygen and hydrogen in zirconium alloy oxide films

*Takuto Sakamoto[1], Kana Yamaguchi[1], Ikuji Takagi[1], Katsuhito Takahashi[2], Kan Sakamoto[2] (1. Kyoto Univ., 2. NFD)

11:05 AM - 11:20 AM

[2M06] Fuel cladding deformation behavior during anticipated loss of coolant accident at spent fuel pool

©Atomic Energy Society of Japan

*Kinya Nakamura[1], Kenta Inagaki[1], Takeshi Sonoda[1], Satoshi Nishimura[1] (1. CRIEPI)

11:20 AM - 11:35 AM

[2M07] The bending strength of the pre-hydrided cladding tube experienced simulated-LOCA test

*Yuji Okada[1], Masaki Amaya[1] (1. JAEA)

11:35 AM - 11:50 AM

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

[2M08-12] Reactor Pressure Vessel

Chair:Kazunori Morishita(Kyoto Univ.)
2:45 PM - 4:10 PM Room M (Lecture Bildg. S 3F S-31)

[2M08] In-situ transmission electron microscopy study of evolution of dislocation loops in irradiated reactor pressure vessel model alloys

*Liang Chen[1], Kenta Murakami[2], Dongyue Chen[1], Hiroaki Abe[1], Zhengcao Li[3], Naoto Sekimura[1] (1. Univ. of Tokyo, 2. Nagaoka Univ. of Tech., 3. Tsinghua Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM

[2M09] Microstructure analysis of ion-irradiated reactor pressure vessel steel using X-ray absorption

*Keiko Iwata[1], Yoosung Ha[1], Hisashi Takamizawa[1], Masaki Shimodaira [1], Mitsunori Honda[1], Yoshihiro Okamoto[1] (1. JAEA)

3:00 PM - 3:15 PM

[2M10] In-situ WB-STEM study of annealing process of neutron irradiation induced dislocation loops.

*Kenta Yoshida[1], Yufeng Du[1], Yusuke Shimada[1], Tomoaki Suzudo[2], Kazuto Arakawa[3], Takeshi Toyoma[1], Koji Inoue[1], Somei Ohnuki[4], Yasuyoshi Nagai[1] (1. Tohoku Univ., 2. JAEA, 3. Shimane Univ., 4. USTB)

3:15 PM - 3:30 PM

[2M11] Uncertainty evaluation of Charpy ductile-to-brittle transition temperature for neutron-irradiated reactor pressure vessel steels

*Hisashi Takamizawa[1], Yutaka Nishiyama[1] (1. JAEA)

3:30 PM - 3:45 PM

[2M12] Effects of irradaition and thermal aging on PRV mock up material of Hamaoka-1(2)

*Hideo Watanabe[1], Tomoki Ohnori[2], Yasuhiro Kamada[3], Hideki Yuya[4] (1. RIAM, Kyushu Univ.,, 2. Kyushu Univ.,, 3. Iwate Univ.,, 4. Chubu Electric Power C0. Inc.,)

3:45 PM - 4:00 PM

Room N

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

[2N01-07] Data Analysis Method

Chair:Mitsuhiro Nogami(Tohoku Univ.)
10:00 AM - 11:55 AM Room N (Lecture Bildg. S 3F S-32)

[2N01] Development of the Nuclide Analysis Method for Contaminated Water

*Ryuki Tanaka[1], Hiroshi Nishizawa[1], Masateru Hayashi[1], Tetsushi Azuma[1], Makoto Sasano[1], Masakazu Nakanishi[1] (1. Mitsubishi Electric)

10:00 AM - 10:15 AM

[2N02] Spectral decryption method and its application to gamma-ray determination

*Masumi Oshima[1], Jun Goto[2], Tadahiro Kin[3], Takehito Hayakawa[4], Yuji Ohta[1], Hirofumi Shinohara[1], Hirofumi Seto[1], Keisuke Isogai[1] (1. Japan Chemical Analysis Center, 2. Niigata University, 3. Kyushu University, 4. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology)

10:15 AM - 10:30 AM

[2N03] Validation of convergence judgment method for Bayesian inference by the gamma-ray spectroscopy with NaI(Tl) scintilator

*Shingo Tamaki[1], Fuminobu Tamaki[1], Isao Murata[1] (1. Osaka University)

10:30 AM - 10:45 AM

[2N04] Development of digital signal processing for CdTe semiconductor detector in high dose rate radiation field

*Yoshiki Ikeda[1], Fumiaki Takasaki[1], Jun Kawarabayashi[1], Naoto Hagura[1] (1. Tokyo City University)

10:45 AM - 11:00 AM

[2N05] Evaluation of the detection limit count for the shape of energy spectrum of CZT detector

*Hirotaka SAKAI[1], Taiki YOSHII[1], Fumiaki TAKASAKI[2], Jun KAWARABAYASHI[2] (1. S/NRA/R, 2. Tokyo City Univ.)

11:00 AM - 11:15 AM

[2N06] One-dimensional radiation distribution sensing method based on wavelength spectrum unfolding of optical fiber

©Atomic Energy Society of Japan

*Yuta Terasaka[1,2], Kenichi Watanabe[2], Akira Uritani[2], Yuki Sato[1], Tatsuo Torii[1], Ikuo Wakaida[1] (1. JAEA, 2. Nagoya Univ.)

11:15 AM - 11:30 AM

[2N07] A Study of Response-function for in-situ Gamma-ray spectrometry with Unfolding Technique

*Tetsushi Azuma[1], Masateru Hayashi[1], Makoto Sasano[1], Ryuki Tanaka[1], Hiroshi Nishizawa[1], Masakazu Nakanishi[1], Yoshitsugu Sawa[1] (1. Mitsubishi Electric Corp.)

11:30 AM - 11:45 AM

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

[2N08-13] Photon Measurement 1

Chair:Tadahiro Kin(Kyushu Univ.)

2:45 PM - 4:25 PM Room N (Lecture Bildg. S 3F S-32)

[2N08] Measurement of Cs-137 contamination density at Unit-2 of Fukushima Daiichi with the pinhole gamma camera

*Hirayama Hideo[1,2], Katsumi Hayashi[2], Kohei Iwanaga[2], Kenjiro Kondo[1,2], Seishiro Suzuki[2] (1. High Energy Accelerator Research Organization, 2. Nuclear Regulation Authority)

2:45 PM - 3:00 PM

[2N09] Tasks for the application of radiation imaging technology based on Compton cameras to the decommissioning work environment

*Yuki Sato[1], Yuta Terasaka[1], Tatsuo Torii[1] (1. JAEA)

3:00 PM - 3:15 PM

[2N10] Investigation of a New Gamma-Ray Imager Using Small-Angle Compton Scattering Without Shield

*Yoshiharu Kitayama[1], Yuta Terasaka[1], Yuki Sato[1], Tatsuo Torii[1] (1. JAEA)

3:15 PM - 3:30 PM

[2N11] Study on Imaging method using multi photon correlations

*Kenji Shimazoe[1,2], Mizuki Uenomachi[1], Hiroyuki Takahashi[1], Hideki Tomita[2,3], Kei Kamada[4] (1. The University of Tokyo, 2. PRESTO, 3. Nagoya University, 4. Tohoku University)

3:30 PM - 3:45 PM

[2N12] Simulation study for Compton imaging with the double photon coincidence detection method

*Mizuki Uenomachi[1], Kenji Shimazoe[1], Hiroyuki Takahashi[1] (1. The University of Tokyo)

3:45 PM - 4:00 PM

[2N13] Simulation on the Time-of-Flight double-photon imaging with Compton camera

*ZHIHONG ZHONG[1], Hiroyuki Takahashi[1], Kenji Shimazoe[1] (1. Univ. of Tokyo)

4:00 PM - 4:15 PM

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

[2N14-17] Photon Measurement 2

Chair:Hideki Tomita(Nagoya Univ.)

4:25 PM - 5:30 PM Room N (Lecture Bildg. S 3F S-32)

[2N14] Development of Novel Current Sensitive Radiation Measurement Device

*Ikuo Kanno[1], Hideaki Onabe[2] (1. Kyoto Univ., 2. Raytech)

4:25 PM - 4:40 PM

[2N15] A performance evaluation of line detector for backscattered X - ray inspection

*toshiki matsue[1], Kenichi Watanabe[1], Atsushi Yamazaki[1], Akira Uritani[1], Sachiko Yoshihasi[1], hiroyuki Toyokawa[2], Takeshi Fujiwara[2], Shinichi Mandai[3], Hidenori Isa[3] (1. Nagoya Univ., 2. AIST, 3. BEAMX)

4:40 PM - 4:55 PM

[2N16] Evaluation of 45 x 45 mm 900-micrometer pitch Double-sided Silicon Strip Detectors

*Agus Nur Rachman[1,2], ZHIHONG ZHONG[1], Kenji Shimazoe[1], Hiroyuki Takahashi[1] (1. The University Of Tokyo, 2. National Nuclear Energy Agency of Indonesia)

4:55 PM - 5:10 PM

[2N17] Evaluation of directional gamma-ray detectors using TlBr semiconductors under intense radiation fields

*Mitsuhiro Nogami[1], Keitaro Hitomi[1], Tatsuo Torii[2], Yuki Sato[2], Yoshihiko Tanimura[2], Kuniaki Kawabata[2], kenichi Watanabe[3], Toshiyuki Onodera[4], Keizo Ishii[1], Hiroyuki Takahashi[5] (1. Tohoku Univ., 2. JAEA, 3. Nagoya Univ., 4. Tohoku Inst. of Tech., 5. Univ. of Tokyo)

5:10 PM - 5:25 PM

Room O

©Atomic Energy Society of Japan

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator, Beam and Medical Technologies | 201-1 Nuclear Physics, Nuclear Data Measurement/Evaluation/Validation, Nuclear Reaction Technology

[2O01-03] Statistical Model, Library, Covariance

Chair:Nobuhiro Shigyo(Kyushu Univ.)
10:00 AM - 10:50 AM Room O (Lecture Bildg. S 3F S-34)

[2O01] Estimation of Covariance of Neutron Cross Sections for Decommissioning

*Tatsuki Amitani[1], Tsunenori Inakura[1], Naoki Yamano[1], Ken-ichi Tanaka[2], Chikako Ishizuka[1], Satoshi Chiba[1]
（1. Tokyo Tech, 2. IAE）
10:00 AM - 10:15 AM

[2O02] Development of deuteron reaction data file JENDL/DEU-2020

*Shinsuke Nakayama[1], Osamu Iwamoto[1], Yukinobu Watanabe[2], Kazuyuki Ogata[3,4] （1. JAEA, 2. Kyushu Univ., 3. Osaka Univ., 4. Osaka City Univ.）
10:15 AM - 10:30 AM

[2O03] Effect of collective enhancement in cross section calculation using statistical model

*Naoya Furutachi[1] （1. RIST）
10:30 AM - 10:45 AM

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator, Beam and Medical Technologies | 201-1 Nuclear Physics, Nuclear Data Measurement/Evaluation/Validation, Nuclear Reaction Technology

[2O04-07] Neutron, Gamma-ray Measurement

Chair:Shoji Nakamura(JAEA)
10:50 AM - 11:55 AM Room O (Lecture Bildg. S 3F S-34)

[2O04] Measurement of high-energy prompt fission gamma-rays for $^{235}U(n_{th},f)$

*Katsuhisa Nishio[1], Hiroyuki Makii[1], Kentaro Hirose[1], Riccardo Orlandi[1], Tatsuhiko Ogawa[1], Tsutomu Ohtsuki[2], Shun Sekimoto[2], Kouichi Takamiya[2], Toshihiko Kawano[3] （1. JAEA, 2. Kyoto Univ., 3. LANL）
10:50 AM - 11:05 AM

[2O05] Measurement of prompt-fission neutrons using multi-nucleon transfer reactions

*Kentaro Hirose[1], Katsuhisa Nishio[1], Hiroyuki Makii[1], Riccardo Orlandi[1] （1. Japan Atomic Energy Agency ）
11:05 AM - 11:20 AM

[2O06] Double differential cross-section measurement of the $^{197}Au(g,n)$ reaction for 13 MeV and 17 MeV linearly polarized photon

*Tuyet Kim Tran[1], Toshiya Sanami[1,2], Hirohito Yamazaki[1,2], Toshiro Itoga[3], Yoshihiro Asano[4], Shuji Miyamoto[4], Akihiro Takeuchi[1] （1. SOKENDAI, 2. High Energy Accelerator Research Organization (KEK), 3. Japan Synchrotron Radiation Research Institute (JASRI), 4. LASTI/University of Hyogo）
11:20 AM - 11:35 AM

[2O07] Photon scattering experiment on Ta-181 using polarized gamma rays

*Toshiyuki Shizuma[1], Mohamed Omer[2], Ryoichi Hajima[1] （1. QST, 2. JAEA）
11:35 AM - 11:50 AM

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator, Beam and Medical Technologies | 202-3 Neutron Source, Neutron Technology

[2O08-11] Neutron Source, Neutron Facility

Chair:Kaoru Sakasai(JAEA)
2:45 PM - 3:50 PM Room O (Lecture Bildg. S 3F S-34)

[2O08] Conceptual design of neutron source for deuteron-incident LLFP nuclear transmutation using cyclotron

*Keijiro Takeda[1], Mitsuhito Fukuda[1], Hiroshi Toki[1], Ryoichi Seki[1], Tsutomu Shinoduka[2], Hiroki Kanda[1], Tetsuhiko Yorita[1], Masao Nakao[1], Yasuyuki Morita[1], Takafumi Hara[1] （1. RCNP, Osaka Univ., 2. CYRIC, Tohoku Univ.）
2:45 PM - 3:00 PM

[2O09] Development of a small-angle neutron scattering geometry with ring-shaped collimation

*Fumiaki Funama[1], Yuya Adachi[1], Seiji Tasaki[1], Yutaka Abe[1] （1. Kyoto Univ）
3:00 PM - 3:15 PM

[2O10] Commissioning of a compact electron accelerator-driven pulsed neutron facility at AIST

*Koichi Kino[1,2], Nagayasu Oshima[1,2], Hiroshi Ogawa[1,2], Brian E O'Rourke[1,2], Hidetoshi Kato[1,2], Ryunosuke Kuroda[1,2], Daisuke Sato[1,2], Tamao Shishido[2], Ryoichi Suzuki[1,2], Norihiro Sei[1,2] （1. AIST, 2. ISMA）
3:15 PM - 3:30 PM

[2O11] Development of highly-efficient neutron diffractometer for compact accelerator-driven neutron source

Sho Imai[1], *Kenichi Watanabe Watanabe[1], Atsushi Watanabe Yamazaki[1], Sachiko Watanabe Yoshihashi[1], Akira Uritani[1], Seiji Tasaki[2], Setsuo Satoh[3] （1. Nagoya Univ., 2. Kyoto Univ., 3. KEK）
3:30 PM - 3:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator, Beam and Medical Technologies | 202-3 Neutron Source, Neutron Technology

[2O12-15] Code and Device Development, Neutron Spectrum

Chair:Koichi Kino(AIST)
3:50 PM - 4:55 PM Room O (Lecture Bildg. S 3F S-34)

[2O12] Development of a general-purpose code for thermal neutron scattering cross-sections by molecular dynamics (IV): Implementation of the function for analyzing coherent scattering cross-sections

*Yutaka Abe[1], Seiji Tasaki[1], Masahiro Hino[1] (1. Kyoto Univ.)

3:50 PM - 4:05 PM

[2O13] Development of neutron resonance spin echo spectrometers (VIN ROSE) and neutron focusing supermirrors at BL06 at J-PARC MLF

*Masahiro Hino[1], Tatsuro Oda[1], Hitoshi Endo[2], Takuya Hosobata[3], Fumiaki Funama[1], Yutaka Yamagata[3], Norifumi Yamada[2], Yuji Kawabata[1] (1. Kyoto Univ., 2. KEK, 3. RIKEN)

4:05 PM - 4:20 PM

[2O14] Cold neutron intensity and spectrum dependence on the configuration of mesitylene cold moderator at KUANS

*Seiji Tasaki[1], Hiroaki Yamakawa[1], Yuya Adachi[1], Hiroto Yamada[1], Yutaka Abe[1] (1. Kyoto Univ.)

4:20 PM - 4:35 PM

[2O15] Measurement of high energy neutron spectrum by a transfer exposure method using X-ray imaging plates based on the threshold reaction of activation foils

*yuki fujiya[1], Takashi Kamiyama[1], Hirotaka Sato[1], Koichi Nittoh[2], Mikio Uematsu[2], Yukio Sonoda[2], Hiroyuki Uno[3], Ryuji Uemoto[3], Yoshiaki Kiyanagi[4] (1. Hokkaido Univ., 2. TTSI, 3. SHI-ATEX, 4. Nagoya Univ.)

4:35 PM - 4:50 PM

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

[2O16-17] Neutron Measurement and Analysis

Chair:Hiroyuki Toyokawa(AIST)
4:55 PM - 5:30 PM Room O (Lecture Bildg. S 3F S-34)

[2O16] Improvement of temperature analysis using neutron resonance absorption spectroscopy combined with particle transport simulation calculations

*Naoki Sadanaga[1], Hirotaka Sato[1], Takashi Kamiyama[1] (1. Hokkaido Univ.)

4:55 PM - 5:10 PM

[2O17] Development of a direct evaluation method of crystalline microstructural information from neutron Bragg-edge transmission spectrum

*Ako Sakakibara[1], Hirotaka Sato[1], Takashi Kamiyama[1] (1. Hokkaido Univ.)

5:10 PM - 5:25 PM

©Atomic Energy Society of Japan

Tue. Mar 17, 2020

Room A

[2A-AC] The 52th AESJ Awards Ceremony
3:15 PM - 4:45 PM Room A (Lecture Bildg. L 1F L-4)

[2A-AC] The 52th AESJ Awards Ceremony

3:15 PM - 4:45 PM

Conference Room 2

Awards Ceremony | Poster Session / Awards Ceremony | Poster Session Commendation Ceremony

[2PS-PS-02] Poster Session Commendation Ceremony
4:45 PM - 5:30 PM Conference Room 2 (Lecture Bildg. S 3F S-36)

[2PS-02] Poster Session Commendation Ceremony

4:45 PM - 5:30 PM

©Atomic Energy Society of Japan

Tue. Mar 17, 2020

Room B

[2B_GM]「バックエンド部会」第52回全体会議
12:00 PM - 1:00 PM Room B (Lecture Bildg. L 1F L-3)

[2B_GM] General Meeting

Room D

[2D_GM]「海外情報連絡会」第62回全体会議
12:00 PM - 1:00 PM Room D (Lecture Bildg. L 1F L-1)

[2D_GM] General Meeting

Room G

[2G_GM]「熱流動部会」第54回全体会議
12:00 PM - 1:00 PM Room G (Lecture Bildg. M 2F M-21)

[2G_GM] General Meeting

Room H

[2H_GM]「計算科学技術部会」第27回全体会議
12:00 PM - 1:00 PM Room H (Lecture Bildg. M 2F M-22)

[2H_GM] General Meeting

Room J

[2J_GM]「原子力発電部会」第37回全体会議
12:00 PM - 1:00 PM Room J (Lecture Bildg. M 2F M-24)

[2J_GM] General Meeting

Room M

[2M_GM]「材料部会」第40回全体会議
12:00 PM - 1:00 PM Room M (Lecture Bildg. S 3F S-31)

[2M_GM] General Meeting

Room N

[2N_GM]「放射線工学部会」第52回全体会議
12:00 PM - 1:00 PM Room N (Lecture Bildg. S 3F S-32)

[2N_GM] General Meeting

Room O

[2O_GM]「核データ部会」第41回全体会議
12:00 PM - 1:00 PM Room O (Lecture Bildg. S 3F S-34)

[2O_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Tue. Mar 17, 2020

Room PS

Poster Session | Poster Session / Awards Ceremony | Poster Session

[2PS-PS-01] Poster Session of Student Network and Diversity Promotion Committee

12:00 PM - 4:00 PM Room PS (Lecture Bildg. M 2F Foyer)

[2PS-01] Poster Session of Student Network and Diversity Promotion Committee

12:00 PM - 4:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture (Free Entry) | Board and Committee | Education Committee

[2E_PL] Radiation Education of Fukushima for the Future

Chair:Genichiro Wakabayashi(Kindai Univ.), Chair:Keiko Kito(JAIF)

Tue. Mar 17, 2020 3:30 PM - 5:30 PM Room E (Lecture Bildg. M 1F M-1)

[2E_PL01] Radiation Education by Fukushima Prefecture Education Bureau

*Hiroki Abe[1] （1. Fukushima Prefecture Education Bureau）

[2E_PL02] Radiation Education at "Commutan Fukushima" - Unlocking the Future through Inquiry Learning

*Kiyoshi Sasaki[1] （1. Commutan Fukushima）

[2E_PL03] Issues on the Spread and Continuity of Radiation Education

*Katsuhiko Yamaguchi[1] （1. Fukushima Univ.）

[2E_PL04] Effective Teaching Model for Learning Today's Fukushima after 3.11

*Takashi Hara[1] （1. Asaka High School）

[2E_PL05] Discussion between Lecturers and Participants

*Lecturers and Participants[1]

©Atomic Energy Society of Japan

2020年春の年会

教育委員会セッション

未来につなぐ福島県の放射線教育の取り組み
Radiation Education of Fukushima for the Future

（1）福島県教育委員会の放射線教育の取り組み

(1) Radiation Education by Fukushima Prefecture Education Bureau

*阿部　洋己
福島県教育庁義務教育課

1. はじめに

原発事故の影響により臨時休業となった福島県内の市町村立学校数は、平成 23 年４月 16 日時点で小学校 30 校、中学校 15 校、平成 23 年９月１日時点で小学校 10 校、中学校６校、平成 24 年４月１日時点で小学校８校、中学校４校であった。被災した児童生徒の本県における他校での受入れ状況（国公私立）は、平成 23 年 5 月 1 日時点で、小学校 2,891 人、中学校 1,607 人、平成 23 年９月１日時点で、小学校 3,113 人、中学校 1,605 人、平成 24 年５月１日時点で、小学校 2,865 人、中学校 1,507 人であった。他都道府県での受入れ状況（国公私立）は、平成 23 年５月１日時点で、小学校 5,785 人、中学校 2,014 人、平成 23 年９月１日時点で、小学校 6,577 人、中学校 1,991 人、平成 24 年 5 月 1 日時点で、小学校 6,693 人、中学校 2,120 人である。また、1F の事故に由来する放射線の問題は児童生徒の屋外活動にも影響を与えていた。学校においては、屋外での活動を制限するとともに、運動会等の学校行事を中止又は延期したり、プールでの活動を中止したりするところが増え、児童生徒にとっては伸び伸び活動できないことや夏の暑さに対するストレス、放射能に対する不安や緊張など健康に悪影響を及ぼす状況もあった。

2. 福島県教育委員会における放射線教育と防災教育の取組

2-1. 喫緊の課題への対応に向けた放射線教育

東日本大震災により発生した１F の事故以降、福島県では、子どもたちの健康や生活に対する放射線の影響を、現在及び将来において最小限に食い止めることが極めて重要な課題となっていた。これまでの学校教育では、放射線に関する教育が十分に実施されていなかった。このため、多くの人々にとって、放射線等に関しての知識はあまり持ち得てない状況であった。空間線量率の単位や、放射線、放射性物質、放射能等の基本的な用語ですら、教育関係者もほとんど知識を持たない状態からのスタートとなった。各学校では、校舎内や校庭等の空間線量率の測定や、それらに基づいての子どもたちの屋外活動の制限などを手探りで進めていた。

そのような中、放射線に起因する喫緊の重要な課題解決に向けて、指導の拠り所となる指導資料の早期の作成や、それらを元にした教員研修の実施に向けての取組がスタートした。「放射線等に関する指導資料」は、平成 23 年 11 月発行の第１版、平成 24 年８月発行の第２版、平成 26 年３月発行の第３版、平成 27 年３月の第４版、平成 28 年３月の第５版が作成された。

平成 25 年度～28 年度は、「放射線教育推進支援事業」により本県の放射線教育を推進した。その主な内容は、次の①～④の内容である。

① 実践協力校による授業実践例の開発
② 研修会・協議会等の開催
　ア 指導者養成研修会（年１回開催）
　イ 地区別研究協議会（教育事務所毎に年１回開催、各校１名参加）
③ 運営協議会の開催（年６回開催）
　（放射線教育の方向性等を協議、実践協力校の情報共有、他）
④ 研修会や授業実践で使用する教材等の整備

特に、④の教材として、動画教材である「放射線教育用学習教材」を DVD として配付し、導入時等に使用

できるようにしている。

2-2. 「生き抜く力」を育む防災教育の推進

防災教育については、震災以前から各学校に対し防災マニュアル作成等の災害時への備えをするよう働きかけ、それぞれの学校でも地域の実情や児童生徒の実態に合わせた防災マニュアルの自校化や避難訓練の実施等を行っていた。今回の震災では、停電による放送設備の使用不能、想定を大きく超える津波からの避難等、普段の訓練を大きく超える状況下での避難を強いられる学校が多かった。また、情報通信手段も絶たれてしまった状況下においては、それぞれの現場で即座に判断して対応する事の重要性が強く感じられ、教師や児童生徒に自ら考え、自ら判断し、自ら行動する能力を育成するための防災教育へのレベルアップが急務となってきた。

そこで、平成 25 年度は「防災学習推進支援事業」を実施した。その内容としては、指導資料の作成と、研修の機会の設定である。指導資料は、防災教育の学習内容を教育課程への位置づけ、教科指導等における学習を推進するための指針や例示を目的としたものである。研修は、新たな防災教育の指導について、各校の防災教育等の担当者の啓発を目的とした。

なお、指導資料の作成については、平成 25 年３月に文部科学省が発行した「生きる力を育む防災教育の展開」を参考に、当時上越教育大学教授の藤岡達也先生に執筆や監修をお願いし、教育事務所や教育センター等の担当者が作成委員として担当し、作成にあたった。

平成 26 年度～平成 28 年度の『「生き抜く力」を育む防災教育推進事業』は、前述の「防災学習推進支援事業」を継続するものである。放射線教育推進支援事業との連携を強化し、防災教育指導資料の活用をはかるための研修会の実施や、具体的な実践について先進的な取り組みを広く紹介するための実践協力校の指定、家庭や保護者への啓発と児童生徒の防災意識の高揚を目的とした防災個人カードの作成と配付等、防災教育の一層の充実をねらい展開した。その主な内容は、次の①～④の内容である。

① 実践協力校による研究授業等の実践
② 運営協議会の開催（５回開催）
③ 地区別研究協議会の開催（７教育事務所毎）
④ 防災個人カード、指導資料の作成と配付

3. おわりに

平成 29 年度以降は、放射線教育と防災教育を一本化した事業、「地域と共に創る放射線・防災教育推進事業」として継続して取り組んでいる。本事業は、復興・創生期間である令和 2 年度まで継続されることになっている。令和 2 年 3 月現在、避難先で教育活動が未だに継続して行われている学校がある本県は、教育界においてもまだ復興の道半の状況にある。また、震災後の福島第一原子力発電所の廃炉作業等に今後長期間かかることが予定されている。そこで行われている国や民間の総力をあげた体制で進められている作業に注視しながら、子どもたちの新たな夢や希望の実現のために、福島発の放射線教育を創造し、推進していきたいと考えている。

*Hiroki Abe
Fukushima Prefecture Education Bureau

2020年春の年会

教育委員会セッション

未来につなぐ福島県の放射線教育の取り組み
Radiation Education of Fukushima for the Future

(2) 探究的に学び，未来を切り拓くコミュタン福島の放射線教育

(2) Radiation Education at "Commutan Fukushima" - Unlocking the Future through Inquiry Learning

*佐々木　清，福島県環境創造センター交流棟（コミュタン福島）

1. 「コミュタン福島」の理念と現状

福島県環境創造センター交流棟「コミュタン福島」は，開館して４年目を迎え，放射線や環境問題に関する正確な理解を促進し，福島県の現状を伝える展示室であり，探究的な体験研修を備えた施設である。これまで多くの学校団体等の見学・視察を受け入れ，来館者も１月末で約 33 万人を超えている。

2. ５＋１の展示ゾーン

展示室は，今年「触れる地球」のゾーンが増え，右下の図のように６つのゾーンが設けられている。

3. 探究的に学ぶ体験研修と実際

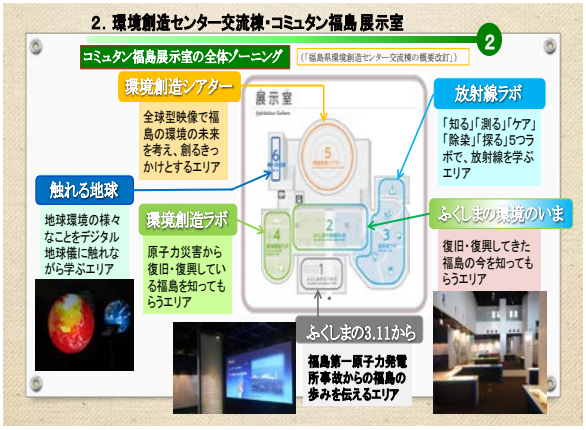
現在放射線領域の体験研修は，今年放射線防護が加わり，４つの体験研修の中から選択して実験を行っている。実際には，一方的な説明による実験は避け，あくまでも**探究の過程**にそった**児童生徒主役**の体験研修を行ってきた。

(1)身の回りの物の放射線を**測定**してみよう。

(2)**霧箱**で放射線の飛跡を観察しよう。

(3)α 線・β 線・γ 線を**遮へい**する物を探ろう。

(4)放射線（γ 線）から**身を守る**方法を実験で確かめよう。



4. 未来を切り拓く深い放射線の学びと人材の育成をめざして

(1) 福島県環境創造センター３機関合同の放射線出前授業を実施

福島県環境創造センターは，コミュタン福島（交流棟）に日本原子力研究開発機構（JAEA）と国立環境研究所（NIES）が併設されている。3機関合同で郡山第六中学校に出向き，放射線出前授業を実施している。

(2) コミュタン福島の施設を活用した放射線個別課題研究を支援

児童・生徒一人一人が抱いている放射線の不安や悩み等を解決するため，コミュタン福島の施設を活用した個別課題研究をサポートしている。来館前に「学びのマップ」で課題解決に向けての情報の位置を確かめ，動線の話し合いを個別に行った。来館後児童・生徒は，収集した情報を基に個人レポートをまとめ，発表し，情報を共有した。

(3) 教職員向け放射線教育研修を実施

福島第一原子力発電所事故の概要と基本的な放射線について学ぶことができるコミュタン福島では，今年度より毎年約 300 名の栃木県連合教育会教職員の方々を迎え，放射線教育と防災教育の教職員研修会が開催された。

(4) 小学生理科自由研究のサポートと理科自由研究ポスターセッションの発表を支援

理科自由研究相談会を開催して研究テーマの設定や観察実験，記録の方法やデータのまとめ方，および考察の仕方を助言している。さらに，完成した理科研究作品をB1版方眼紙にまとめ，口頭発表と**ポスターセッション**を実施し，児童の科学的な表現力を向上させている。

(5) 小・中・高・大人「放射線の学び」の連携を構想し講座を開設

小学校の理科自由研究で培った「科学の芽」を継続して育成するため，右図のような小・中・高校から大人までを連続的に結びつける「**放射線の学び**」を構想し，今年度より**「サイエンスアカデミア」**と**「サイエンスコミュニケーター育成講座」**を開設して実施した。



*Kiyoshi Sasaki ,
Commutan Fukushima

2020年春の年会

教育委員会セッション

未来につなぐ福島県の放射線教育の取り組み
Radiation Education of Fukushima for the Future

（3）放射線教育の広がりと継続性への課題

(3) Issues on the Spread and Continuity of Radiation Education

*山口　克彦
福島大学

1. 序論

2011 年の東京電力福島第一原子力発電所（１Ｆ）事故を契機として、福島県では福島県教育委員会を中心として積極的な放射線教育を進めており、これまでに多くの実践事例を積み重ねてきたところである［1］。１Ｆ事故直後の試行錯誤の時期を経て、現在は各地域に合わせた放射線教育の広がりが見られるようになった。一方で、１Ｆ事故から 9 年が経ち今後の放射線教育をどのように位置づけていくべきか新たな課題も現れている。福島県における放射線教育を概観し課題を確認することは、単に１Ｆ事故との関連として捉えるだけでなく、全国的にどのように放射線教育を展開していくかを検証するケーススタディになると思われる。

2. 福島県における放射線教育の特徴

2-1.地域性を考慮した放射線教育の広がり

福島県の県土は広く、１Ｆに近い太平洋沿いの「浜通り」と内陸に位置する「会津」地方とでは１Ｆ事故後の環境が大きく異なり、事故後の影響と直面した課題にも違いが見られる。例えば、浜通りでは多くの町村で長期にわたる避難が実施されたことから、避難先に開校されたある小学校では「なぜ避難する必要があったのか」「将来帰還する場合に知っておかなければならないことは何か」という視点での放射線教育が実施された。特に自分たちの故郷を意識しつづけてくれることを願う「故郷学習」の一環として位置づけられていた。一方で会津地方では、１Ｆ事故後も線量が低く、直接的には生活環境にほとんど影響が見られなかったが「風評被害」「いじめ」といった社会的観点を含めた放射線教育が小学校において行われていた。また、いわき市の中学校では原子力防災を意識した放射線教育、郡山市の中学校ではキャリア教育の一環として廃炉に関わる先端技術を見せる放射線教育などが行われている。いずれも自然放射線や放射線防護三原則などの基礎知識の上に、地域の課題に合わせた放射線教育を行うことで、児童・生徒に身近な問題として認識させたいとの期待がある。

2-2.高等教育機関における放射線教育の強化

福島大学、福島工業高等専門学校（福島高専）では１Ｆ事故後に文部科学省や日本原子力研究開発機構（JAEA）と協力し、放射線管理に強い人材育成の輩出に努めてきた［2］。例えば福島大学では 2017 年からの 3 年間で 28 名が放射線取扱主任者資格試験に合格しており、その後 JAEA や電力関係企業に就職し福島県の復興に関わる卒業生も増加している。また、理科教員を目指す学生も放射線実習を受ける教育プログラムを実施している。更に福島大学、福島高専ともに一定レベルの放射線の知識を身につけた者を海外大学に派遣し、学内では困難な放射線実習などを体験させているところである。理工系分野のみならず廃炉ミッションを展開していくために必要となる社会の構成員として活躍できる人材となることを期待しているところである。

2-3. １Ｆ事故から 9 年を経て浮上してきた課題

上述のように義務教育課程から高等教育に至るまで福島県内では様々な放射線教育が実施されてきた。しかし､9 年を経たことにより１Ｆ事故が風化した歴史として埋没し放射線教育が後退してしまうのではないか、という危機感があることは否めない。これは、既に小学生において１Ｆ事故は出生前の出来事となってきて

いること、大学生においても当時の子ども時代の記憶はおぼろげであること、そして教育現場としても学校に要望される他の要素が増える中で放射線教育を優先的に行う困難さ、などの各種要因がある。しかし、これまで培ってきた福島県の放射線教育は 1F 事故という日本にとって未曾有の事態を受けて現場レベルで構築してきた貴重な知的財産であり、時代の流れとともに衰退していくのを看過するべきではないと考える。むしろ、これまでの知見を継続的に学校教育に位置づけられる無理のない教育カリキュラムへ昇華させることができれば、他県の学校教育においても活用できる、より普遍的な内容となると期待される。

3. これからの放射線教育として考えていくべきこと

福島県で実施された様々な放射線教育から抽出できることとして下記の点が挙げられる。

・自然放射線や放射線防護三原則などの基礎知識を共通理解として押さえておく必要性があること
・原子力に限らずエネルギー問題や医療など各地域の課題として認識できるアプローチが有効であること
・理科的な分野だけでなく社会科、家庭科、防災教育、キャリア教育など多角的に扱うことができること
・1 時間丸ごと放射線教育に充てなくても、他の学習内容に追記することで教育機会を増やせること
・「放射線教育を」行うのではなく、「放射線教育で」既存の学習内容を深め学力上昇につなげられること

以上のことを進めるためには、各教科の単元を精査し放射線教育と関連付けられる内容を洗い出した上で、発達段階を追って紐付けられる体系作りが涵養である。特に高等学校の理科では物理に限らず、生物・地学分野でも放射線との関連づけが可能な内容が多いにも関わらず、これまで積極的に接続を意識した教材が作成されてこなかった感がある。まずはコラム的な挿入からでもよいので取り上げられるように検討したい。多角的な視点から是非多くのみなさまのご助言を得たいと考えているところである。

参考資料

［1］ 福島県教育委員会による放射線教育の指導資料 HP：
https://www.pref.fukushima.lg.jp/site/edu/gimukyoiku29.html
［2］ 福島大学共生システム理工学類放射線資料「廃炉について考える」HP：
http://www.sss.fukushima-u.ac.jp/phys/

*KatsuhikoYamaguchi
Fukushima Univ.

2020年春の年会

教育委員会セッション

未来につなぐ福島県の放射線教育の取り組み
Radiation Education of Fukushima for the Future

(4) 福島の現状を学ぶ教育モデルについて

(4) Effective Teaching Model for Learning Today's Fukushima after 3.11

*原　尚志[1]，千葉　惇[1]
[1]福島県立安積高等学校

1. はじめに

学習指導要領の改定により，2012 年より約 30 年ぶりに，放射線が中学校理科の教科書に取り上げられた。偶々福島第一原子力発電所事故の翌年であり，福島県教育庁は，「放射線などに関する指導資料」を 5 回にわたり発刊した。この資料は DVD などの映像資料も含む内容の充実したものであるが，主に義務教育での放射線教育の実践例としてまとめられ，残念ながら高校での授業実践例は殆ど取り上げられていない。

そもそも Bq，Sv などは高校物理の教科書で取り上げられる内容であり，生徒の発達段階を考えれば，放射線教育は高校生にこそふさわしい。しかし高校の理科は選択科目であり，物理は選択した一部の生徒しか履修しない。さらに福島県の高校生に対して放射線教育を行うとすれば，原子力発電所事故後の福島の現状についての言及を避けられず，理科教師がそこに踏み込むべきか否か，戸惑いもある。

この様な高校の状況の中，筆者らは福島の高校理科教諭として，原子力発電所事故直後から放射線や福島の現状について学ぶ学習の機会を生徒に積極的に提供してきた。学習活動は，物理の授業や，総合的学習の時間，課外活動など多岐に及ぶ。今回これらの実践を通して見えてきたことについて報告したい。

2. 高校での放射線教育の実践

2-1. 実践例１

原は東日本大地震発生当時，文部科学省からスーパーサイエンスハイスクールに指定された福島県立福島高等学校に勤務し，スーパーサイエンス部顧問を担当していた。スーパーサイエンス部は，科学研究を行う生徒たちが所属する部活動である。原子力発電所事故直後より，放射線をテーマに研究したいという生徒の要望に応え，学校や生徒の線量調査などを指導してきた。またフランスで毎年開催される放射線防護に関する高校生の発表会に生徒を引率し，福島の現状を学びたいと来日するフランス高校生に，福島でのワークショップを実施してきた。以上は課外活動としての取り組みであるが，授業では，総合的学習の時間を利用し，受講を希望する生徒に放射線や福島の現状を学ぶ授業を実施してきた。

2-2. 実践例２

千葉は，前任の福島県立会津高等学校，2018 年 4 月に異動後の現任校において、物理の授業時間や課外授業で放射線や福島の現状についての授業をのべ 1000 人以上に行った。特に近年は授業前後に放射線の基礎知識を問うテストや福島県産品への不安感などを問う意識アンケートを実施し，分析を行ってきた。放射線に関するテストの結果は原発に近い現任校の方が有意に平均点数が高かったが、共通して特に体内に放射性物質が入ったときに外に出ていかないという問への誤答率が高かった。授業後に同じ意識アンケートをとり、受講の前後で回答を比較した結果、不安を持つ生徒が有意に減り放射線への関心を高めることができたことが分かった。単なる放射線についての知識にとどまらず，福島の状況や復興の状況を学んだことへの高い満足度が現れている。

3. まとめ

上記の実践を通して，筆者らが考える「福島県の高校生に対する放射線の教育」として望ましい内容について提案を行う。

---

*Takashi Hara[1] and Atsushi Chiba[1]
[1]Fukushima Prefectural Asaka High School

(Tue. Mar 17, 2020 3:30 PM - 5:30 PM Room E)

[2E_PL05] Discussion between Lecturers and Participants

*Lecturers and Participants[1]

このセッションは、東京電力福島第一原子力発電所事故によって思いがけない脅威にさらされることとなった地元の学校の先生方から「放射線」教育の取り組みについてうかがい、先生方の疑問や期待に原子力学会員が答え意見交換する公開討論の場です。学会員にとっては、二度とこのような事故を起こしてはならないという思いを新たにするとともに、専門的活動のあり方について気づきを得られる貴重な機会になります。4つの講演を聴いて放射線教育の現状について理解を深め、その後30分間の総合討論で「福島発の放射線教育」の取り組みを他地域にも広げ続けていくためにどうしたらよいかを議論します。

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture (Free Entry) | Technical division and Network | Senior Network (SNW)

[2I_PL] Feeling of Fukushima`s young generation on nuclear

Dreams and Issues

Chair:Shigekazu Suzuki(NIT,Fukushima College)

Tue. Mar 17, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room I (Lecture Bildg. M 2F M-23)

[2I_PL01] Education for giving dreams to young generation

*Akao,Takahiro[1] （1. NIT,Fukushima College）

[2I_PL02] Feelings through the dialogue at NIT Fukushima College

*Takao Tsuboya[1] （1. SNW）

[2I_PL03] View point of young generation on future nuclear field

*Mio KASAI[1] （1. NIT,Fukushima College）

[2I_PL04] Fukushima`s contribution to energy policy

*Chihiro Shigeishi[1] （1. Nihon Univ.）

[2I_PL05] Fukushima`s role for future energy

*Shinji Mitani[1] （1. SNW）

©Atomic Energy Society of Japan

2020年春の年会

シニアネットワーク連絡会セッション

福島の若者は原子力に何を感じているか ～福島の夢と課題～

Feeling of Fukushima`s young generation on nuclear -Dreams and Issues-

(1)若者に夢を与える教育とは

(1) Education for giving dreams to young generation

*赤尾尚洋[1]，鈴木茂和[1]

[1]福島工業高等専門学校

1. 背景

福島工業高等専門学校（以下 福島高専）は，東日本大震災において重大事故が発生した福島第一原子力発電所が位置する福島浜通り地区に位置しており，唯一の工学系高等教育機関でもある。震災から 9 年が過ぎようとしている中，震災復興のニーズ，特に数十年かかると言われる福島第一原子力発電所の廃止措置を担う人材を育てることが福島高専の重要な課題の一つとなっている。

2. 福島高専における原子力関係の教育活動

福島高専は平成 27 年に文部科学省の「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業（廃止措置研究・人材育成等強化プログラム）」に採択され，「廃炉に関する基盤研究を通じた創造的人材育成プログラム-高専間ネットワークを活用した福島からの学際的なチャレンジ-」として全国 31 高専と連携し，5 年間の基盤研究を通じた人材育成を進め，廃炉に関する人材育成や基盤研究を推進するために「廃止措置人材育成高専等連携協議会」を組織している。また，福島第一原子力発電所の敷地外に放出された放射性物質により汚染された地域の環境の回復も重要であることから，原子力規制庁の「原子力人材育成等推進事業費補助金（原子力規制人材育成事業）」の一環として「地域の環境回復と環境安全に貢献できる原子力規制人材の育成」としてオフサイト（原子力発電所の敷地外）を中心とした人材育成を進めている。

福島第一原子力発電所の廃炉について，一人でも多くの若い学生に目を向けてもらうために福島高専が中心となり「廃炉創造ロボコン」を企画し，日本原子力研究開発機構楢葉遠隔技術開発センターを会場として毎年開催している。この廃炉創造ロボコンには全国の高専だけでなく，海外大学からも参加があり年々盛り上がりを見せ，国内外の注目を集めている。

また，文科省の「国際原子力人材育成イニシアチブ事業」にも採択されており，福島高専だけでなく県内の大学生を対象とした「グローバルな視点から原子力関連企業とバックエンド事業を理解する実践的人材育成」を推進し，毎年カナダやイギリスに学生を送り出し，現地の状況を肌で感じ，日本の原子力政策や産業のあり方を考える機会を提供している。さらに，浜通り地域を“イノベーション・コースト”として世界に誇れる「浜通りモデル」とするためにも，地域企業でのインターンシップと留学経験を持ったグローカルな人材を長期的に育成することを目的とし，浜通り地域の産学官が連携・協力し，「福島浜通りグローカル人材育成事業推進協議会」を設立し，文部科学省や連携企業の支援を受けて毎年数多くの学生（いわき市内の大学生や浜通り出身の県外の大学生含む）を海外留学に派遣している。

2. まとめ

浜通り地域を安心・安全に暮らすことが出来る“ふるさと”として再生し，復興のために貢献する人材を育成することを念頭に，教員自らがその理想を実現する当事者でありつづけ，座学だけではなく実践を伴った教育を関係各位の協力を得ながら，これからも推進していきたい。その結果として，わずかでも福島の若者が将来への希望を抱き復興に貢献してもらえればと願っている。

---

*Takahiro Akao and Sigekazu Suzuki[1]

[1]National Institute of Technology, Fukushima college.

2020年春の年会

シニアネットワーク連絡会セッション

福島の若者は原子力に何を感じているか ～福島の夢と課題～

Feeling of Fukushima`s young generation on nuclear -Dreams and Issues-

(2) 福島高専との対話会を通じて感じること

(2) Feelings through the dialogue at NIT Fukushima College

*坪谷　隆夫[1]

[1]原子力学会シニアネットワーク連絡会

福島工業高等専門学校實川資朗教授（当時）による日本原子力学会シニアネットワーク連絡会（ＳＮＷ）・エネルギー問題に発言する会におけるご講演「福島高専での廃炉などとの向き合い方および技術者養成の進め方」を契機に、鈴木茂和准教授（機械システム）のご指導の下に「廃炉工学」の授業の一環として学生との対話会が同年の 2015 年 12 月より始められた。その間、福島高専の学生との対話会「対話イン福島高専」は、鈴木先生に加えて赤尾尚洋教授（機械システム）の協力を頂き毎年継続的に開催され 20 年 1 月開催をもって 5 年目となった。

「対話イン福島高専」は、4 年生以上の文系および理系の学生が開催日程の都合で 30－50 名が参加している。高専 4 年生は大学 1 年生の年齢であるが、理系は「廃炉工学」を受講するなど工学者としての将来を見据え学業に勤しんでいる。また、参加学生の半数近くが女子学生であることも特徴である。

週日の午後を使って 50 分程度のＳＮＷメンバーによる基調講演 1 件および 5－6 名ずつに別れた 150 分程度のグループ対話で構成される。グループ対話には、ＳＮＷ本部およびＳＮＷ東北のシニア専門家をグループ毎に 2 名程度を配属している。

基調講演は、エネルギー安全保障と温暖化対策、原子力発電所の安全、軽水炉の高経年化対策と廃炉、最終処分問題など、また、グループ対話は、基調講演に対応するテーマに加えて低線量放射線問題を取り上げている。20 年 1 月の対話会におけるグループ対話では、トリチウム問題も取り上げた。テーマの設定は、高専側のご希望にできるだけ沿うように心懸けている。

対話会は、次世代を担う若者との対話を通じシニアの経験と考えを伝え、次世代を担う気概を自ら育む手助けをすることを目的としている。原子力開発の歴史を知る機会が少ない世代にエネルギーと環境問題に対する原子力の果たすべき役割を伝え、併せて若者の考えを聞く双方向の時間を実現しようとしている。対話会は、多くのシニア専門家が活動している日本であればこそ可能な試みであると考えている。

ここでは、これまで 5 年にわたる「対話イン福島高専」の感想およびアンケートをもとに福島高専の学生との対話会に参加した筆者らシニアが感じているところを述べてみたい。

---

*Takao Tsuboya[1]

[1]Senior Network (SNW)

2020年春の年会

シニアネットワーク連絡会セッション

福島の若者は原子力に何を感じているか～福島の夢と課題～

Feeling of Fukushima`s young generation on nuclear -Dreams and Issues-

(3) 若者から見た将来の原子力について

(3) Viewpoint of young generation on future nuclear field

*嘉齊　澪[1]

[1]福島工業高等専門学校　ビジネスコミュニケーション学専攻

1. 無知の知

まず，原子力を専攻していない筆者が原子力分野に関わるきっかけをお伝えする．カナダに留学にした際に，カナダ人の友人が福島には人が住んでいるのかと聞いてきた．当時，情報の格差の大きさに愕然としたことを覚えている．それと同時に，確固たる証拠や自信を持って福島が安全であることを説明できなかった自分の無知さに情けなさを感じた．この出来事をきっかけに福島県民として原子力について知るべきであると思い，学校の選択授業や課外活動で原子力に関わるようになった．

原子力分野での活動を始めて明らかになったことは，学生の意識の差である．筆者が在籍する福島高専には原子力人材育成の授業やプロジェクトなどが多数存在し，学生は自由選択式に参加することができる．進路として原子力分野を選択していく学生の多くは，このような機会を生かし多くのことを学ぶ．しかしその一方で，このような事業に対してやや消極的である学生もいる．彼らには目の前に山積している問題が見えていない．実際に，学生を対象に行った除去土壌問題についての認知度調査では，一部の学生から「知らない」などの回答があった．福島県内の至る所にある黒い袋が日本において大きな問題になっていることを彼らは知らないのである．福島から距離が離れるほど，原子力の問題は他人事のように扱われている現状はいまだ払拭されていない．距離に伴って情報は希薄になっていき，やがては届かなくなる．情報格差は国境を越えればさらに大きくなる．そして無知の状態は「原子力＝事故」という負のイメージが誇張されるのを助長していると考える．この格差を小さくしていかなければ，負のイメージ払拭は困難であると考える．

2. 原子力分野に必要なこと

他の学生と共に原子力分野のプロジェクトに参加していく中でわかったことは，原子力分野の抱える問題の複雑さである．原子力という言葉を聞けば，物理や化学などの専門を想像する者も多いと考える．しかし，原子力の抱える問題は技術だけではなく，社会的・経済的側面における課題もはらんでおり，原子力の問題に関わる全ての分野による包括的なアプローチをかけなければ，建設的な議論が実現しないと考えられる．筆者は，情報格差をなくし，福島の現状や原子力についての理解を醸成するためにコミュニケーションという側面から貢献しようと努めた．これは，他の技術系の学生とは異なる視点からのアプローチであるとともに，人々の理解を得るには非常に重要な役割を担うことができたと考える．その逆も然り，技術の知識を持たない筆者は技術系の学生から原子力の安全性などに関してより広い知見が得られ，情報により信頼性を持たせる事ができた．

今後原子力分野において必要なことは，学生への教育であることは明白であるが，原子力に関する教育は技術系の学生のみが対象になるべきではなく，経済や経営，社会学，法学，心理学など一見係わりの内容な学問からの学生をも巻き込み学際的なディスカッションを実現することが重要であると考える．カリフォルニア大学では類似した取り組みが行われており，他分野の学生による議論が実現している．このような学際的かつ国際的な議論により，課題へのアプローチの幅や奥行きが変わっていくと考える．このような議論が実現し，多くの若者たちが目の前の問題を可視化できる日が来ることを信じて今後も活動を続けていきたい．

---

*Mio KASAI[1]

[1]National Institute of Technology, Fukushima college

2020年春の年会

シニアネットワーク連絡会セッション

福島の若者は原子力に何を感じているか ～福島の夢と課題～

Feeling of Fukushima`s young generation on nuclear -Dreams and Issues-

(4) 福島におけるエネルギー政策について思うこと

(4) Fukushima`s contribution to energy policy

*重石 智大[1]

[1]日本大学 工学部 建築学科

福島第一原発事故から10年が経過した。私は事故後、福島県に暮らし続けている。この１０年で私は色々なことを思い、感じながら暮らしてきた。福島県から県外に転校し戻ってこない同級生がまだいること。学校や公園にある放射線量計なども今や当たり前の風景になっていること。１０年がたった今でも原発事故の遺産は街・人々の生活で色濃く残っている。

小学生だった頃の自分は原子力発電は必要ない・廃止すべきと考えていた。明確に意見した経験は当時ないが私はそう思っていた。理由は単純で「嫌」であったからである。同じ小学校の友達が挙って転校したこと、小学校最後の運動会が中止に終わったこと、半年以上体育が学校の廊下であったことなど2010年代とはあまりにもイレギュラーな学校生活であったためかそれが非常にストレスとなり「全て原発のせいだ」と考えるようになっていた。また、それはいわきに来た原発避難者にも言えていて、最初こそ「避難続きで可哀想」、「急に知らない土地に可哀想に」など思っていたが、仮設住宅に並ぶ外車の数々、スーパーでの避難者の店員に対する横暴な態度、非常に豪華な一軒家を建てたなど原発避難者の様々なエピソードを見たり聞いたりしていくうちに原発避難者に対する差別的な意識を持つようになった。それは自分だけでなく周りの友達も同様に考えていたことから、いかに差別意識が浸透していたかがわかるであろう。なお、現在は私を含めほとんどの人々は差別意識を持っていないことを留意しておいてほしい。

一方大学生となり、情報、情勢、社会的背景など様々な角度で物事を見るようになった今は、原子力発電は現代日本に「まだ」必要だと私は考えている。日本は今後、原発事故の反動や環境問題などから太陽光や風力などの自然エネルギー発電の発電割合増やし、最終的には自然エネルギーベースの社会へとエネルギー転換を図っていくことになる。しかし自然エネルギーは地産地消が最も効率的で現在の電力システムには不向きで今後本格的に導入するにはこれまでとは違った新しい電力システムを造る必要があると考える。しかし新システムを構築するにも膨大な時間が必要になるため暫くは従来のシステムのままであるが、それが火力発電に依存し続けるのは電力の安定供給や経済など様々な観点から見てもリスクが大きすぎる。よって原発を再稼働し電源構成を正常化すればリスクが減るためメリットになる。新システムに移行し自然エネルギーが十分な発電割合になった時、いままで活躍した原発を廃炉にすればエネルギー転換の成功といえると思う。最初に「まだ」とつけたのはいずれ原発がなくても賄える社会にするための布石であるからである。

私はまだ大学生で建築学科であるため専門性に欠けた議論になってしまっているかも知れないが、これが専門外の人間の考え方の一つであると思って欲しい。

---

*Shigeishi Chihiro[1]

[1]Nihon University

2020年春の年会

シニアネットワーク連絡会セッション

福島の若者は原子力に何を感じているか ～福島の夢と課題～

Feeling of Fukushima`s young generation on nuclear -Dreams and Issues-

(5) 討論「これからのエネルギーに対する福島の役割」

(5) Fukushima`s role for future energy

*三谷　信次[1]

[1]原子力学会シニアネットワーク連絡会

1. はじめに

エネルギー産業、とりわけ原子力事業は、国家 100 年の計を持って進めるべきもので、人材育成はその要となる。人材育成の基礎をなすのは将来の夢であり、その夢が我が国科学技術を発展させ国を発展させてきた。ＳＮＷはこれまでも工学専攻の学生に対しては学生とシニアの対話事業を行い、国際社会で活躍ができるヤングエリート育成事業では、対話を通して学生の原子力事業への関心を提起してきた。一方、教育系や文系の学生に対しては、将来世代のエネルギーリテラシー向上への期待を伝えてきた。

しかるに、当地福島県の福島第一原子力発電所においては、2011 年炉心溶融事故が発生し水素爆発等の影響による放射性物質の拡散により周辺地域を汚染させる結果に至った。このことにより、地域住民の方々に多大の被害を与えたことは、原子力を推進する立場のＳＮＷにとっても痛恨の極みであると感じている。

以上の事実に鑑み、ＳＮＷでは福島復興の一助とするため、福島第一原子力発電所の廃炉事業等に有形、無形の形で地元として現在、将来とも関与するであろう福島高専の学生達とエネルギーに関する対話活動を通じて原子力人材育成の立場から事業を進めてきており、今後とも継続して実施してゆく予定でいる。

2. 対話の進め方

本セッションに於いては､福島高専の教授､ＳＮＷ会員､福島高専ビジネスコミュニケーション専攻の学生、福島県在住の日本大学工学部建築学科学生のそれぞれから「若者に夢を与える教育とは」「福島高専との対話会を通じて感じること」「若者からみた将来の原子力について」最後に「福島におけるエネルギー政策について」と題して講演を頂いたあと、モデレーターとして「これからのエネルギーに対する福島の役割」について簡単な概要を提示し、その後登壇者と会場参加者を含む全員で討論を進める。

今回のセッションではこれらについての討論から、各人の立場の違いを認識し合い、考え方の共有を図ると共に、ＳＮＷの今後の対話会に参考となるものを反映させてゆく。

---

* Shinji Mitani [1]

[1] Senior Network (SNW)

Planning Lecture | Technical division and Network | Division of Nuclear Fuel Cycle and Environment[The Society for Remediation of Radioactive Contamination in Environment]

[2B_PL] Technical Investigation for the Final Disposal of Removed Soil etc. Outside of Fukushima Prefecture

Chair:Kazuto Endo(NIES)

Tue. Mar 17, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room B (Lecture Bildg. L 1F L-3)

[2B_PL01] Volume Reduction &Recycling of the Removed Soil etc. in the Interim Storage Facility

*Satoru Kaneko[1] （1. MOE）

[2B_PL02] Investigation of options of treatment &disposal technologies for removed soil etc.

*Kazuo Yamada[1] （1. NIES）

[2B_PL03] Multi-aspect assessment of scenarios for final disposal of removed soil etc.

*Tetsuo Yasutaka[1] （1. AIST）

[2B_PL04] Panel Discussion

©Atomic Energy Society of Japan

2020年春の年会

バックエンド部会部会セッション

除去土壌等の県外最終処分に向けた技術的検討

Technical Investigation for the Final Disposal of Removed Soil etc. Outside of Fukushima Prefecture

（1）中間貯蔵除去土壌等の減容・再生利用について

(1) Volume Reduction & Recycling of the Removed Soil etc. in the Interim Storage Facility

*金子　悟[1]

[1]環境省

１．はじめに

中間貯蔵施設に搬入される除去土壌等は約 1,330 万 m^3（ただし、帰還困難区域の除染等で発生した（発生することが見込まれる）除去土壌等は含まれていない）と推定されている。この除去土壌等については、「中間貯蔵・環境安全事業株式会社法」（平成 15 年法律第 44 号）において、「中間貯蔵開始後 30 年以内に福島県外で最終処分を完了するために必要な措置を講ずる」ことが国の責務として明記されている。

環境省は、福島県内の除染等で発生した除去土壌等の県外最終処分に向けた取組として、①減容・再生利用技術の開発、②再生利用の推進、③最終処分の方向性の検討、④全国民的な理解の醸成等の 4 本柱を 2016 年 4 月に「中間貯蔵除去土壌等の減容・再生利用技術開発戦略」と「工程表」にまとめ公表し、2019 年 3 月に見直しを行った。

本稿は、福島県内の除染等で発生した除去土壌の県外最終処分に向けた取組方針を解説する。

2. 減容・再生利用技術の開発

除去土壌等の減容・再生利用に必要となる技術の開発については、その目標や優先順位を明確化し、処理を実施するための基盤技術の開発を平成 28 年度（2016 年度）から 10 年以内で一通り完了する。

3. 再生利用の推進

再生利用は、管理主体や責任体制が明確となっている一定の公共事業等における盛土材等の構造基盤の部材に限定し、追加被ばく線量評価に基づき、追加被ばく線量を制限するための放射能濃度の設定や覆土等の遮へい措置を講じた上で、適切な管理の下で使用する。

これを実現するために、実証事業、モデル事業等を通じて、地域住民等のステークホルダーや幅広い国民の理解・信頼を得つつ、関係府省庁、自治体等と連携して再生利用先の具体化を図り、できるだけ早期に再生利用を本格化させる。

4. 最終処分の方向性の検討

最終処分場の選定のためのプロセスを開始する前提として、技術開発の進捗状況や再生利用の将来見込みを踏まえて、最終処分が必要な土壌等の放射能濃度や量を段階的に絞り込み、最終処分される土壌等や処理後の濃縮物の性状、最終処分場の構造や必要面積について一定の見通しを立てる。

最終処分場の構造等の検討に当たっては、最終処分の対象となる土壌等が、原子力発電事業等に伴い発生する複数の核種を含む放射性廃棄物とは異なり、核種が ^{134}Cs 及び ^{137}Cs に限定され、その濃度も放射性廃棄物のうち放射能レベルの比較的低い廃棄物の濃度（^{137}Cs で最大 1,000 億 Bq/kg）に比べて大幅に低いことが想定されること等を踏まえるものとする。

5. 全国民的な理解の醸成等

中間貯蔵開始後 30 年以内の福島県外での最終処分を実現するためには、再生利用や最終処分に対する全

国民的な理解が必要不可欠であることから、関係府省庁、自治体、関係団体、専門家、学術・教育機関、NPO 等と連携して情報共有や相互理解を進めつつ、国民に対する情報発信、普及啓発等の取組を地道に、かつ継続して進める。

---

*Satoru Kaneko[1]

[1]Ministry of the Environmwnt

2020年春の年会

バックエンド部会部会セッション

除去土壌等の県外最終処分に向けた技術的検討
Technical Investigation for the Final Disposal of Removed Soil etc. Outside of Fukushima Prefecture

（2）除去土壌等の処理・処分技術オプションの検討
(2) Investigation of options of treatment & disposal technologies for removed soil etc.

*山田 一夫[1]
[1]国環研

1. はじめに

東京電力福島第一原子力発電所事故による環境汚染後、環境省の主導で中間貯蔵施設の整備・運営が進められ、除去土壌が多くの仮置き場から中間貯蔵施設に搬入され濃度ごとに分類・貯蔵され、また貯蔵能力に限界がある焼却灰の熱的減容化施設が整備されるなどの進展がある。事故後、放射性廃棄物処分が困難に直面している状況の中、事故後の仮置き場、中間貯蔵施設の設置、多量の除染土壌の搬入、焼却灰等の特定廃棄物の処分施設の整備、規定濃度未満の廃棄物の通常の廃棄物処分施設での処分の実現、など、着実な成果を上げていることは適正に評価すべきである。一方で、今後の県外最終処分を考えると、量が多い除去土壌の有効利用や熱的減容化後の飛灰の取り扱いについては困難な面も想定され、処分シナリオを考慮したうえで適切な技術開発や、処分のための合意形成を進めていく必要がある。

特に熱的減容化により生じる副生成物（濃縮物）等については、さらなる減容化や最終処分のための廃棄体化、濃度が低いものの有効利用が必要になると考えられ、中長期的にどのような技術課題があるのかを整理し、具体的な技術開発戦略として設定していくことが重要と考えられる。

上記は、処理から最終処分の各段階で、時々の必要性に応じ、適宜対応していく道筋である。逆に具体的に何らかの県外最終処分を想定し、そのためには技術的・社会的課題が何であり、将来に向けて何を開発・検討すべきかというバックキャスト的道筋もある。

そこで、専門性を有しかつ中立的立場にある環境放射能除染学会において、環境省の事業とは独立して、独自の学術的な立場から上記の問題意識に沿った検討を行い、県外最終処分に向けた技術開発戦略の在り方を取りまとめるための研究会「県外最終処分技術開発戦略あり方研究会」（2018 年 10 月～）を設置した。本稿ではその活動概要を紹介するとともに、県外最終処分シナリオを多面的に評価する手法を紹介する。

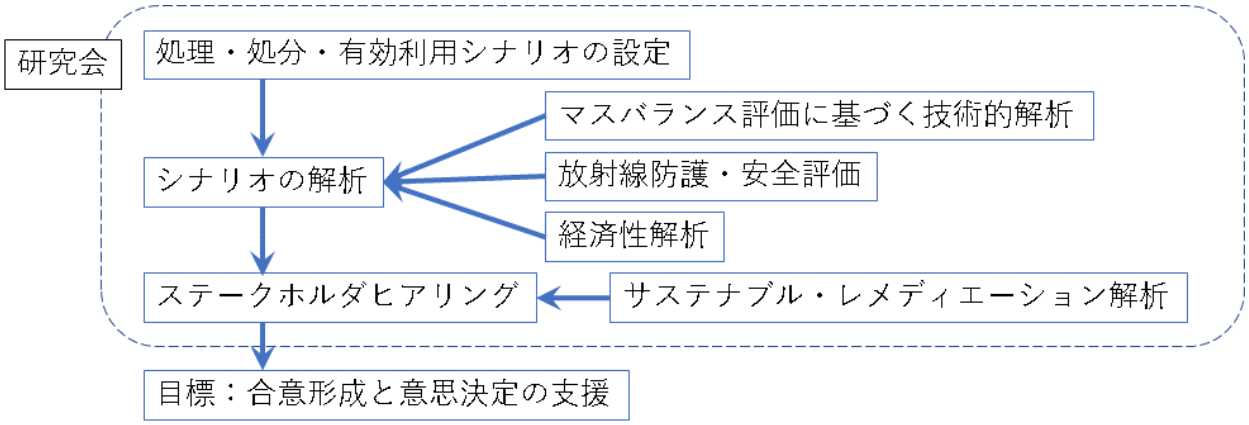


図 1　環境放射能除染学会「県外最終処分技術戦略研究会」の概要

2. 研究会の構成と活動内容

研究会での検討内容を図 1 に示す。研究会は、廃棄物処分、放射性廃棄物処分、放射線影響、安全評価、産業技術、材料科学、プラントエンジニアリング、多面的評価の多様な分野の有識者からなる。現行の技術の調査に基づき、処理・処分・有効利用の種々の方策を取りまとめ、それらを再構築して特徴的な複数のシナリオを設定する。シナリオを解析するには、各過程でのマスバランスの把握が必要であるので、その調査を行うとともに、パラメータスタディにより、開発目標に対し、何を技術開発すべきかを示す。マスバランス計算ができると付随してその経済性評価も実施できるようになる。また、これらの処理・処分プロセスを放射線影響の観点からも考える。これらのシナリオを踏まえて、ステークホルダに県外最終処分についてヒアリングを行い、合意形成に向けた活動において重要な事項をまとめる。この活動を通して、本研究会は県外最終処分事業の推進に資することを目的とする。

3. シナリオ設定

除染および廃棄物処分から発生する放射性セシウムに汚染した処理対象物から、処理・処分を経て、中間貯蔵後の最終的な将来像を考え、特徴的なシナリオを考えた。その例を図 2 に示す。「標準シナリオ」は、現在環境省が進めている事業をもとに推定できるものである。本研究会では、この標準シナリオをベースに、実現には制度的・社会的に様々な制約があることを承知の上で、まずは技術的な議論を活性化する観点から、複数のシナリオを例示することを試みた。「再利用困難シナリオ」は、低濃度物の有効利用が困難な場合を想定したものである。この場合、低汚染度の除去土壌を含め全量が県外最終処分となる。処分施設としては、廃棄物の放射能濃度により、管理型処分場、遮断型処分場、あるいは長期貯蔵などが考えられる。また、放射性セシウムを技術的に可能な最高濃度に濃縮し廃棄物容積を最小化する、「超高濃縮シナリオ」も考えられる。この場合、除染された低濃度物は有効利用し、高濃縮物は遮断型処分場（福島県外の指定廃棄物処分で検討済み）で処分、あるいはオンサイトの技術の活用、通常の低レベル放射性廃棄物処分のプロセスなどを考慮した連携が模索できる可能性はある。例えば、NHK によるアンケートにおいては、中間貯蔵後、汚染土壌などを外部に持ち出すのは非現実的という意見も得られたことから、事業開始 30 年後に中間貯蔵の場所をそのまま別用途に活用するという「未来志向型シナリオ」も考えてみることとした。

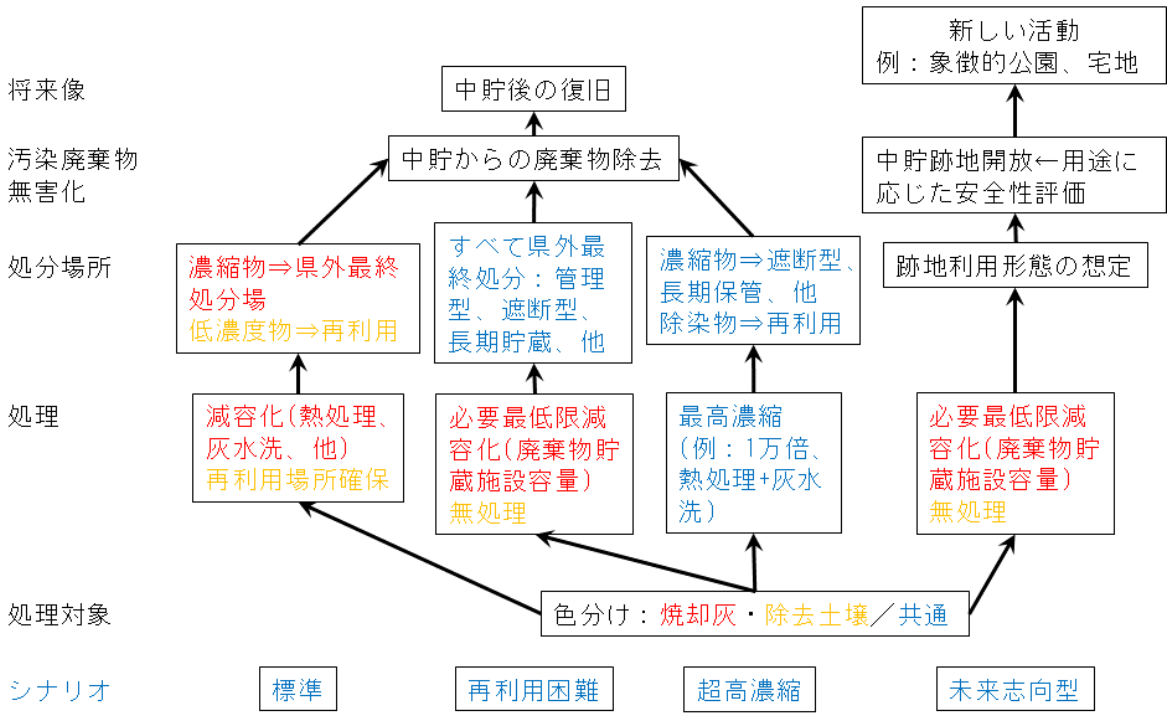


図 2　処理・処分・有効利用の複数シナリオ

4. マスバランス計算 [1)]

先に示したシナリオのうち、より詳細を設定した標準シナリオについてマスバランス計算を実施した。焼却残渣を検討対象とし、熱処理により減容化し、濃縮した飛灰を灰洗浄・吸着処理によりさらに高濃縮し、固化して廃棄体とする過程を考える。概要を図 3 に示す。各処理に使用する材料と排出される材料が時系列に沿って示されている。

各処理に必要な材料について、各処理の能力に関する文献情報から、量的把握を行った。その結果をまとめて、典型的な量をもとにマスバランス計算を行った結果を図 4 に示す。46 万トン、3.3 万 Bq/kg の焼却残渣が、各処理を経て、最終的に、920t、1500 万 Bq/kg の廃棄体、および、56 万 t、1400Bq/kg のスラグ、2 万 t、3.6 万 bq/kg の洗浄残渣（これは熱処理に戻す方法もある）、58 万 t、240Bq/kg の洗浄廃液、が生じる。

この計算から様々な定量的な情報を得ることができる。例えば、廃棄体は、25m プールに換算すると 2～3 個である。文献にあるより高性能な吸着剤を用いると、120t、1.2 億 Bq/kg となり、容積に換算すると高さ 2.5m 面積 44m^2（27 畳）の部屋に相当する。再利用すべきスラグは 56 万 t になり、かさ密度を考慮すると、例えば 1km^{2}を覆うと 33cm の厚さになるので、この程度の使用場所を確保しなければならない。灰洗浄による排水は排水基準を超過しており、より高性能な吸着剤を用いるなど工程の見直しをするか、蒸発乾固させ固体として廃棄するなどの対策が必要である。

現在、このマスバランス計算に基づき、経済的評価を進めている。

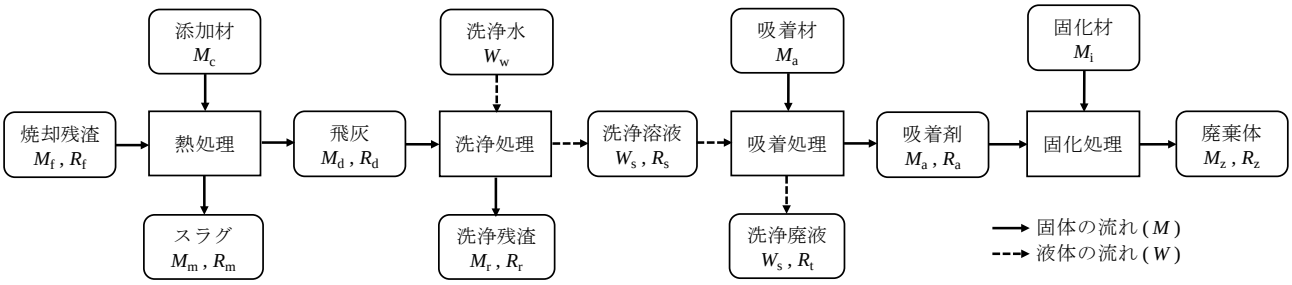


図 3　マスバランス計算の対象処理フロー

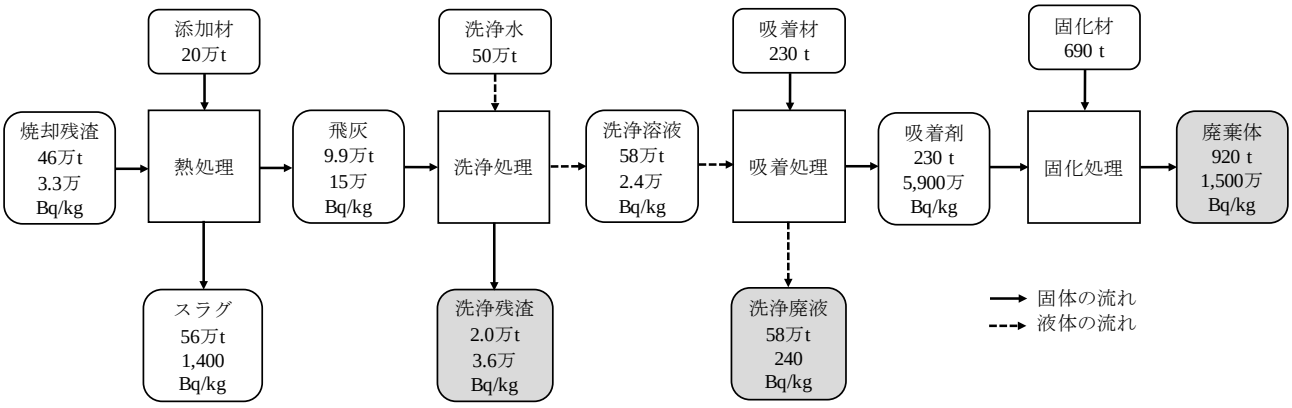


図 4　マスバランス計算の結果

5. まとめ

研究会では、技術的な内容を取りまとめ、種々のシナリオについて検討を重ね、それぞれ課題となる点を議論し、具体的な例示を試みている。マスバランス計算により、さらに具体的な量感を持って処理処分の現実性を把握でき、かつ、工程改善の指標を理解できる状況となるであろう。

また、最終処分の実現に向け、ステークホルダの意見をヒアリングし、技術だけではなく、環境影響、経済性を含めた多面的評価についても検討を実施している。ステークホルダヒアリングのコンセプトと状

況については別報にて説明される。

謝辞：本稿は、本研究会委員、NIES 大迫政浩（委員長）、東大飯本武志、アイソトープ協会大越実、電中研杉山大輔、JAEA 宮本泰明、産総研保高徹生、農研機構万福裕造、NIES 山田正人、NIES 遠藤和人、NIES 有馬謙一の各位との活動を筆者がまとめたものである。

参考文献

1. 有馬謙一、山田一夫、大迫政浩、保高徹生、芳賀和子、福島第一原子力発電所事故由来の放射性セシウムによる汚染物の処理・処分方法の総合的比較（第 1 報）焼却残渣の熱処理・灰洗浄を含む減容化プロセスの定量的評価方法の開発、環境放射能除染学会誌、Vol. 4, pp. 241-252, 2019

---

*Kazuo Yamada[1]

[1]National Institute for Environmental Studies

2020年春の年会

バックエンド部会部会セッション

除去土壌等の県外最終処分に向けた技術的検討
Technical Investigation for the Final Disposal of Removed Soil etc. Outside of Fukushima Prefecture

（3）最終処分シナリオの多面的評価

(3) Multi-aspect assessment of scenarios for final disposal of removed soil etc.

*保高 徹生[1]、大迫 政浩[2]
[1]産業技術総合研究所、[2]国立環境研究所

１．はじめに

中間貯蔵施設に搬入される除去土壌量は約 1,300 万 m^3と推定されており[1)]、膨大な量に上る。環境省は、これらの除去土壌について中間貯蔵開始後 30 年以内、すなわち 2045 年までに福島県外での最終処分を完了させる計画である。環境省「福島県外での最終処分までの主な流れ[2)]」では、県外最終処分に向け 8 つのステップを明記している（表１）。現状はステップ３～４に位置しており、今後、県外最終処分に向けた本格的な検討が始まる。特に、県外最終処分地の選定に関しては、困難が伴うことが想定されるため、国民的な議論が必要である（前述した「福島県外での最終処分までの主な流れ」には県外最終処分地の選定は明記されていないが、ステップ５での検討事項となろう）。特に、県外最終処分の立地選定プロセスはきわめて重要であり、過去の環境分野での知見から、幅広いステークホルダーの参画、複数のオプション（代替案）の準備、ステークホルダーの価値観を取り入れやすい評価手法の適用、柔軟な計画変更、公正性が担保された計画手続き等の必要性が指摘されている。

表１　福島県外での最終処分までの主な流れ（環境省資料[1)]より整理）

ステップ	内容（技術的）	内容（理解醸成）
ステップ１	国内外の研究・技術開発の動向把握	福島県外最終処分に係る全国民的な理解の醸成を図る
ステップ２	今後の研究・技術開発の方向性検討等	
ステップ３	研究・技術開発の推進等	
ステップ４	減容化、再生資源化等の可能性の検討等を踏まえた最終処分の方向性検討	
減容化・再生利用による施設外への搬出		
ステップ５	最終処分地に関わる調査検討	
ステップ６	最終処分地の整備	
ステップ７	最終処分地への搬入	
ステップ８	最終処分完了	

一方、除去土壌や焼却灰については、最終処分量を減らすための減容化や再生利用が検討されており、最終処分される除去土壌・廃棄物の性状は未だ決まっていない。例えば、1300 万 m^3の除去土壌の約 80%が 8000 Bq/kg 未満と推定されており[1)]、半減期を考慮するとその多くは 300 年を経過することでクリアランスレベル（100 Bq/kg）以下となる。一方、除去土壌の減容化（土壌分級や加熱処理）を実施した場合、除去土壌の放射性セシウム濃度は低減するが課題もある。例えば、高濃度の濃縮物が発生するため除去土壌と比較して長期の管理期間が必要なこと、発生した浄化物自体の有効利用先の確保が必要になること（有効利用先が見つからなければ浄化物自体も最終処分の対象になる可能性がある）、減容化には当然コストが必要になることから費用対効果分析が必要、などである。また、焼却灰については土壌と比較して高濃度

であること、土壌と比較してさらに高レベルの減容化（熱処理や飛灰洗浄および吸着材による回収等）が可能である。例えば、「県外最終処分技術開発戦略あり方研究会（以下、本研究会）」のマスバランスによる試算では、46 万 t、3.3 万 Bq/kg の焼却残渣を減容化することにより 920 t まで減容化可能であるが、その濃度は 1,500 万 Bq/kg になることが報告されている [3]。当然であるが、減容化の実施により、最終的に得られる濃縮物、すなわち最終処分される廃棄物（以下、廃棄体という）の濃度や性状が大きく変化することとなる。県外最終処分される廃棄体の濃度や性状は、県外最終処分の社会受容性に大きく関係してくると考えられることから、環境安全性や技術的側面の観点のみならず、社会受容性や経済的な観点からも、検討を進めることが必要である。

本稿では、環境影響評価や修復における多面的な評価の概要を紹介するとともに、本研究会で実施しているステークホルダーヒアリングの概要およびヒアリング調査の予備的な結果を示す。

２．多面的評価

これらの社会受容性を評価・実装する方法として、近年、複数のオプションに対するステークホルダーの価値観を取り入れやすい評価手法として、多面的な評価の概念が注目されつつある。英国で環境影響がある事業において実施されることがある「最善な実用的選択肢(best practical environmental option : BPEO)」では、事業による影響を可能な限り低減するため、技術的観点に社会・経済的視点を加え、選択肢の立案・評価の段階でも広範なステークホルダーの参画の必要性を記載している [4]。また、最近、土壌汚染分野で実装が進んでいる Sustainable Remediation[5] も同様の概念であり、複数の措置オプションに対して環境、社会、経済の各視点から、ステークホルダーの価値観を反映した合意形成のプロセスを提案している。Sustainable Remediation では、ステークホルダーの価値観を取り入れるために、ステークホルダーが重要視する要素を図 1 に示す「環境」、「社会」、「経済」のカテゴリーに分類し、ステークホルダー会議で具体的な指標の検討、および各指標の重み付けをし、指標に基づく各措置オプションの点数による比較をし、半定量評価に基づく意思決定をする手法である。それぞれの手法に一長一短はあるが、ステークホルダーの参画と意見の反映プロセスを明示し、公正な計画手続きをすることが重要であろう。また、県外最終処分は 26 年後であり、その時点では現在の 30 歳代以下の世代を中心とした社会になっていることから、次世代育成、さらに次世代の意見を現世代の政策にどのように取り込むのか、ということも重要な視点であろう。

環境	社会	経済
大気環境	人健康と安全	直接コスト/便益
土壌環境	倫理と平等	間接コスト/便益
水環境	近隣への影響	誘発コスト/便益
生態系	住民参画	雇用と人的資本
資源消費	不確実性と証拠	柔軟性
廃棄物発生量	etc	etc

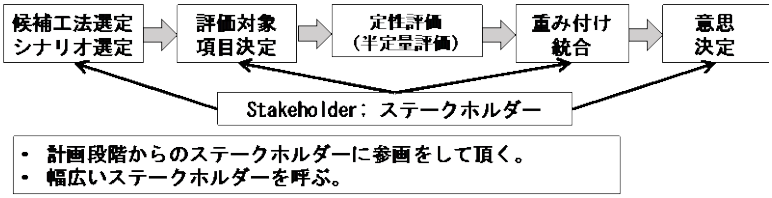


図 1　Sustainable Remediation の指標例

３．ステークホルダーヒアリングの方法

このような背景のもと、本研究会は、将来的に県外最終処分の想定される仮想的なステークホルダー（市

民・自治体・都道府県職員等）を対象として、実際の県外最終処分の実施にともなうであろう課題の整理を目的として、ヒアリング調査を行った。対象者は 20 代～70 代までの 10 名を対象とし、以下の手順で調査を行った。

① 基本情報の提供：現時点での除去土壌等の中間貯蔵施設での保管状況や最終処分に関しての決定事項の最新情報を対象者に提供した。

② ヒアリング形式：あらかじめ準備をしたインタビューガイドに基づいて、半構造化面接を実施（一部、グループインタビュー形式、アンケート形式を併用）。特に、「福島県外に最終処分地を選定する上で、必要なこと、重要だと思うこと」、「除去土壌の最終処分に関する 4 通りのシナリオのうち、最も望ましいものは、どれか」について重点的にヒアリングを実施した。

③ データ解析：定性的な分析として、ヒアリングによって、SCAT（Steps for Coding and Theorization)法によって回答に含まれる重要／必要なことの情報を概念化した。さらに Sustainable Remediation や BPEO の概念を参考にして、県外最終処分の立地選定や減容化オプションに関して重要と思われる事項について、環境・社会・経済の視点から整理を行った。

④ 倫理的配慮：ヒアリングの前に説明書を用いて調査の意義について説明し、本人より直接、文書による同意の得られた対象者に実施をした。調査実施中においても、調査からの離脱は常に保証し、その後の生活に不利益にならないことを保証した。また、調査結果の発表についても個人情報保護法の趣旨に鑑み、個人情報を匿名化することとした。

４．ステークホルダーヒアリングの結果概要

「福島県外に最終処分地を選定する上で、必要なこと、重要だと思うこと」について、環境・社会・経済のカテゴリーに分類をして整理を実施した結果、社会的な要素に関する意見が最も多く、法的視点、信頼（の欠如）、合意形成プロセス、情報共有などの指標として整理がなされた。詳細な結果については発表当日に報告する。

謝辞：まず、ご多忙の中、インタビューに協力を頂いた 10 名の方々に厚く御礼を申し上げる。また、本研究の推進においては、黒田佑次郎氏（福島県環境創造センター）、金井裕美子氏（産業技術総合研究所）に研究設計・解析にご協力を頂いた。さらに、山田一夫氏（国立環境研究所）、芳賀和子氏（太平洋コンサルタント）には研究推進のサポートを頂いた。また、本研究会委員・関係者の飯本武志氏（東京大学）、大越実氏（アイソトープ協会）、杉山大輔氏（電中研）、宮本泰明氏（日本原子力研究開発機構）、万福裕造（農研機構）、山田正人氏、遠藤和人氏、有馬謙一氏（国立環境研究所）から多くのコメントを頂いた。ここに記して感謝申しあげる。

引用文献：

1) 環境省(2018) 中間貯蔵除去土壌等の減容・再生利用技術開発戦略検討会（第 9 回）
2) 環境省、県外最終処分に向けた取組、環境省 HP（http://josen.env.go.jp/chukanchozou/facility/effort/）、閲覧 2020 年 2 月 3 日
3) 有馬謙一、山田一夫、大迫政浩、保高徹生、芳賀和子、福島第一原子力発電所事故由来の放射性セシウムによる汚染物の処理・処分方法の総合的比較（第 1 報）焼却残渣の熱処理・灰洗浄を含む減容化プロセスの定量的評価方法の開発、環境放射能除染学会誌、Vol. 4, pp. 241-252, 2019
4) 菅原慎悦、稲村智昌、田口裕史、桑垣玲子、自由化後の原子力事業者と立地地域との新たな関係構築に向けた課題、電力中央研究所 研究資料 Y16504,2017
5) 保高徹生、古川靖英、張　銘、わが国と諸外国のサステナブル・レメディエーションへの取り組み、環境情報科学 46(2), 43-47 ,2017

*Tetsuo Yasutaka[1], Masahiro Osako[2]

[1]National Institute of Advanced Industrial Science and Technology, [2]National Institute for Environmental Studies

(Tue. Mar 17, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room B)

[2B_PL04] Panel Discussion

Technical issues for the final disposal of the removed soil etc. outside of Fukushima prefecture are discussed. Basic national policy on the final disposal and the effort of volume reduction and recycling of the removed soil by MOE are shared, then independent case studies on various scenarios toward the final disposal considering mass balance calculation of the entire process and societal and economic aspects with stakeholder engagement are presented.

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Board and Committee | Standards Committee

[2C_PL] Necessary in Applying Standards for New Inspection System for Risk

Informed Safety Improvement
Chair:Naoto Sekimura(Univ. of Tokyo)
Tue. Mar 17, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room C (Lecture Bildg. L 1F L-2)

[2C_PL01] Risk Informed Approach in New Inspection System

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

[2C_PL02] Satisfaction Level of PRA Standards' Requirements for New Inspection System

*Takashi Takata[1] （1. JAEA）

[2C_PL03] Goals of Risk-Informed Approach in New Inspection System

*Kenta Murakami[1] （1. Nagaoka Univ. of Tech. ）

[2C_PL04] Discussion

*Naoto Sekimura[1]、*Takashi Takata[1]、*Kenta Murakami[1] （1. Univ. of Tokyo, 2. JAEA, 3. Nagaoka Univ. of Tech. ）

©Atomic Energy Society of Japan

2020年春の年会

標準委員会セッション

リスク情報活用のための標準に求められるもの～新検査制度への適用～

Necessary in Applying Standards for New Inspection System for Risk-Informed Safety Improvement

（1）新検査制度におけるリスク情報活用

(1) Risk Informed Approach in New Inspection System

*関村　直人[1], 成宮　祥介[2]
[1]東京大学, [2]原子力安全推進協会

1. はじめに

新検査制度の効果的効率的な実現に向けて規制機関、事業者が真摯な検討を続けている。原子力学会標準委員会は従来から原子力安全の基本的考え方のような上位概念から実施基準に至る種々の標準や技術レポートを整備してきた。特に、リスク情報活用については福島第一原子力発電所事故以前から PRA 標準やリスク情報活用の標準の制定に取り組んできた。本稿では、原子力学会標準委員会が取り組んでいるリスク情報活用の視点から、活用を踏まえた標準整備に加え、新検査制度を俯瞰した課題について述べる。

2. リスク情報活用の意義と標準整備

原子力安全を継続的に向上させていくためには、原子力の施設及びそれにかかる活動が有する不確かさに合理的に対処していくことが必要である。従前は、決定論的に保守的な条件設定などによる対処を行ってきた。しかし、原子力施設の長年の使用経験や他の分野での知見などから不確かさの大きい状態にも適切な対処を行って原子力施設を利用していくことが求められるようになった。そこで、リスク情報を得るリスク評価方法の開発、リスク情報を活用した安全性向上の取り組みが種々、行われてきた。リスク評価では確率論的解析を行うが、Meserve[1]氏が挙げている利点を要約すると次のようになり、原子力安全を遂行する様々な局面でリスク情報が有益であることが判る。

・現実的な事故シナリオの顕在化、それによる脆弱性の明示
・優先順位を付けるための定量的な結果の提示
・パフォーマンス、柔軟性、および費用対効果の更なる向上
・不必要な要求事項を判別と削減
・安全状態の監視

特に PRA（確率論的リスク評価）は、原子力施設のような複雑なシステム系の挙動を不確実さとともに定量化できることから多くの貴重な情報を提供できる。ただしリスク情報だけによる判断では、評価手法が確立されていないことやデータ・モデルの整備が間に合っていないなどの不確かさの点で、それだけの活用は難しい。そこで確定論との補完的活用により、有効な情報を得ることができる。しかし PRA とリスク情報活用の実施においては、課題もある。データ、モデル化、成功基準解析、人間信頼性解析、外部ハザード解析など、対象とするものの不確かさを定量化するアプローチのため取り組みを継続していく必要がある。

標準委員会ではこの意義を踏まえて PRA 標準をリスク情報活用の目的に合致した情報を提供できるように整備してきており、またリスク情報活用が合理的明確に行えるように意思決定プロセスを示した標準も整備してきた。本稿に続く 2 稿で詳説している。

3. 新検査制度の概観

3-1. 制度の特徴

新検査制度[2]の根幹は、規制機関と事業者との双方に考え方の改革が必要であること、また、事業者が規制要求を満たしているかをみる従来の「逐条型検査」から、事業者がリスクを考慮して施設を安全に運転しているかに重きを置く「パフォーマンスベースの検査」に変革することである。その意味で設備や管理活動

などが安全確保のための機能を発揮できているかを検査する「安全機能着眼型検査」と言える。その実効性確保のためには、リスクインフォームドの取り組みが円滑かつ合理的効果的に実施される必要がある。PRAだけでなく広く多面的に分析し意思決定を行う「統合的なリスク情報を活用した意思決定」、IRDIM（Integrated Risk Informed Decision Making）が実現されることが重要である。このため標準委員会では、IRIDM 標準の整備、PRA 標準の整備などを進めてきている。標準を実務に適用するために、PRA モデルの整備、基礎的なデータ・知見の収集、さらに PRA が示す不確かさの扱いを決めておくことも重要であり産業界、電中研 NRRC における取り組みにも大きく期待したい。

また新検査制度に関係する規格や文書の相互の関係が明確化された体系的な検討も必要である。すでに規制機関では規則、解釈、ガイドの明確な体系を整備されていて、一方、学協会では安全性向上に資する規格を中心に整備をしてきている。それらは整合されたものであることが望ましく、学協会規格の高度化として検討するものである。

3-2. 取り組むべき点

4 月からの本格運用に備え、規制庁と事業者は試行を漸次進めてきているが、未だ具体化できていない点、できていても今後の運用で見直す点、など進めながらの改善を重ねてより良い検査制度を目指すことを期待したい。その観点から、制度の運用に係る課題としては、リスクインフォームドの取り組み、グレーディッドアプローチをどう実現するか、また、規制機関、事業者それぞれにおける人材育成を取り組まれていくこと、そして関係組織間の役割と実効的な運用が課題であると考える。

4. 原子力学会の貢献

4-1. 組織間・内の協働体制

学協会の場は、規制機関、事業者や産業界、そして学術界、それぞれの間での情報共有や活発な意見交換の場になる。中でも、学協会、事業者、規制機関などが参画する「原子力関連学協会規格類協議会」は、原子力事業の遂行のための規格・標準等の学協会規格類の作成・維持・運用を効率的、かつ、合理的に進める事を目的として、2003 年に発足した機関で、継続的なコミュニケーションの基盤となるような、相互理解と意見交換をまさに実施している。原子力学会の標準委員会は、原子力安全の考え方のような上位概念から、実施基準に至る、階層的な体系構造を有した「標準」、さらには技術レポートを策定しており、原子力安全全体を広く俯瞰し、個々の専門分野の共通的課題や協働を促す役割を果たす形での貢献も進めたい。たとえばリスク情報活用のように学協会間の協働が必要な規格・標準は、コミュニケーションを重ねて策定・改定していく。さらに、原子力学会内での協働も活発に行っている。原子力安全部会、リスク部会等の様々な技術部会の活動との協働を図っている。例えば、原子力安全部会では、新検査制度の効果的な実施に関する中長期的課題も含め、WG を設置して検討を行っており、リスク部会ではリスク評価研究専門委員会を設け、PRA 手法の研究課題の取り組みの整理を行っており、それらの成果は標準委員会の標準へ反映される。

4-2. リスクインフォームドの取り組みとグレーディッドアプローチ

新検査制度では「事業者の安全確保に関する一義的責任が果たされ自らの主体性により継続的に安全性の向上が図られる」ことを基本理念に、リスク情報活用などによる安全上の重要度に応じた効果的な活動の実現や民間規格活用などによる保安活動の透明性が運用のポイントとされている。事業者は原子力施設の安全性向上を目指し様々な保安活動を行う。リスク情報を活用し設備や管理などの脆弱点を見出し、対策を施すこと、将来のリスク低減のために予見性をもって対策を検討し実施すること、新知見の適切な反映を続け合理的な安全性向上活動にすること、リスク情報を活用し多面的な要素を統合して意思決定すること、などを組合せ高いパフォーマンスを達成する。それを自らの事業者検査などにより改善に取り組む。規制機関の検査官は、事業者が達成しているパフォーマンスを事実による観察から規制検査を行う。そこで気づき事項が出た場合にその安全上の重要度を評価し分類し、規制機関による対応措置を検討する必要があるとした場合には PRA 手法などを活用し対応措置の必要性を検討する。

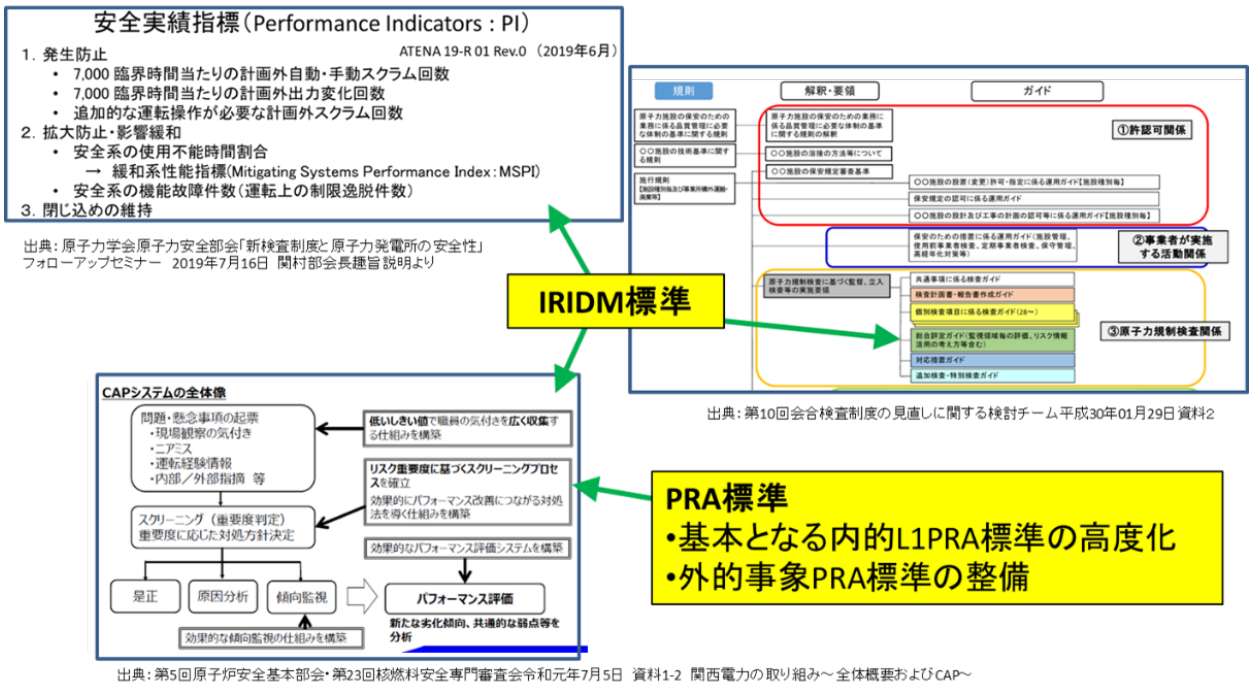


図１　新検査制度における原子力学会の貢献が期待できる標準

この一連の流れにおいて、たとえば新検査制度の成果としての安全性向上が実現していくことと安全性向上制度との関係を考えてみる。事業者の観点からみた新検査制度として CAP 活動を例にとった。事業者の CAP において重要度に応じた是正措置が進められることで安全性は向上する。一方、事業者では保安活動実施、新知見の反映などを実施し、安全性向上を継続する。そして安全性向上評価制度では、保安活動実施状況調査、新知見反映の調査、そして PRA などの評価を行い、総合評価を経て改善措置を決める。新検査制度ではこれらの活動の結果としてのパフォーマンスが検査される。

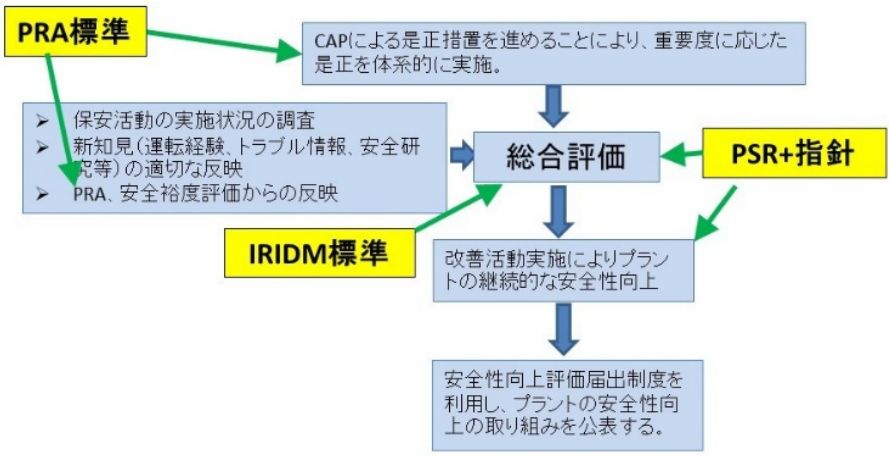


図２　新検査制度と安全性向上評価届出制度との連携

図１と図２[3]で、含まれる活動にどの原子力学会標準が適用可能性を示す。ここで総合評価とは安全性向上評価制度における総合的な評定を行うステップを示し PSR+指針が適用活用可能である。ただその具体的な評価方法は IRIDM 標準に示す多基準分析などの方法が用いられる。

5. まとめ

2020 年 4 月から新検査制度が本格運用に入る。我が国の原子力安全の確保活動を規制・被規制の関係性も含め大きく変革する動きである。この実効が上がることに原子力学会標準委員会の標準が貢献できるところがあることを示した。PRA 標準、リスク情報活用の標準（IRIDM 標準、PSR+指針）は検査制度をはじめとして、多様な活動に柔軟に適用可能なものである。今後、実例を積み、適用経験を標準にフィードバックすることでよりリスクに踏み込んだ活動が可能となる。

参考文献

[1] 電中研 NRRC，シンポジウム 2018, Richard A. Meserve,“リスク情報を活用した意思決定の考え方”(2018)
[2] 原子力規制庁，“我が国の検査制度の見直しの基本的考え方と具体的な仕組み，”2017 年 3 月 3 日原子力規制庁金子修一,(2017)
[3] 原子力規制庁，検査制度の見直しに関する検討チーム第 16 回会合，資料 5-1，令和元年 7 月 29 日(2019)

---

*Naoto Sekimura[1] and Yoshiyuki Narumiya[2]
[1]The Univ. of Tokyo, [2]Japan Nuclear Safety Institute

2020年春の年会

標準委員会セッション

リスク情報活用のための標準に求められるもの～新検査制度への適用～

Necessary in Applying Standards for New Inspection System for Risk-Informed Safety Improvement

(2) 新検査制度の遂行に必要な PRA 標準の品質とその実現

(2) Satisfaction Level of PRA Standards' Requirements for New Inspection System

*高田　孝[1]

[1]原子力機構

1. はじめに

標準委員会では、原子力安全の考え方のような上位概念から、実施基準に至る階層的体系構造を有した標準の策定を行っている。新検査制度の確実で効果的な実行は、我が国の原子力安全向上に重要であり、この中でリスク情報の果たす役割は大きい。確率論的リスク評価（PRA）標準の整備では、リスク情報活用に必要な種類と品質のものを標準委員会で整備を行ってきた。本報では、今後必要となる PRA 標準の体系的な構造や品質ならびその実現について考察する。

2. 活用のためのリスク指標

リスク情報を活用するためには、PRA 標準も含めリスク評価の過程で得られるリスク指標とリスク情報活用の対象を明確化することが重要となる。リスク指標はプラントライフの様々な場面で活用されるものであり、プラントの設計、安全評価やプラント運用、運用中の変更、監視活動（モニタリング）に加え新検査制度にも関係する安全上の問題の評価が含まれる[1]。

リスク指標の一例として、プラント状態の監視では、状態監視活動をリスク上重要な領域に向けることで、リスク寄与度を確実に低下させることを目的とし、Fussell-Vesely（FV）重要度、リスク増加価値（Risk Achievement Wort, RAW）、炉心損傷頻度の変化（Change in Core Damage Frequency, ΔCDF）、早期対規模放出頻度の変化（Change in Large Early Release Frequency, ΔLERF）等が挙げられる[1]。またオンラインメンテナンスでは、計画上又は実際のプラント構成時のリスクを計算することで、補償措置、スケジュールの変更、注目度の高い重要な保全活動を含む推定リスクが高い構成に対するリスクマネジメント措置を目的とし、CDF、ΔCDF、LERF、ΔLERF 等が挙げられる[1]。

特に検査制度におけるリスク指標の観点としては、日常的な利用を考慮し、あまり複雑な評価方法とならないことも重要であり、必要とされる「品質」とも繋がるものと考えられる。

3. PRA 標準の体系化

リスク評価で用いられる PRA は唯一無二の手法で実施されるものではなく、リスク評価の目的に応じて用いられる手法も変化する。現在標準委員会で取り組まれている PRA 標準の体系化（階層化）では、新技術や新手法が迅速に導入されるよう、国際的な PRA 標準の構成も踏まえ、性能的規定（What to do）と仕様的規定（How to do）、さらに詳細な方法や事例で構成される階層化をレベル 1PRA および地震 PRA において検討している（図 1）。

4. 必要な品質とその実現

PRA 標準に求められる「品質」は、モデルやパラメータの精緻性といった高い品質（high level of quality）を意味するものではなく、リスク評価の目的に応じた精度（不確実さを含む）となっていることを定性的、定量的な根拠を持って示すものである。また新検査制度での PRA 標準の「品質」は、その範囲もパラメータ、PRA モデル、成功基準解析、専門家判断やピアレビュー等多岐にわたることに留意する必要がある。この品質確保の考え方は NUREG-1855 Rev.1[2]における意思決定における不確実さの取り扱いの考え方が参考となり、IRIDM 標準においても附属書で取りまとめられている[3]。

例えば、着目した事象については PRA モデルで詳細化し、影響のない部分を簡素化したモデルを用いた評

価の場合、簡素化した部分は「完全性の不確実さ（completeness uncertainty」に分類される。この時、PRA の結果に対し簡素化した影響が十分に小さいことが明確になっているのであれば、そのモデルは「品質」を満たすことになる。

このような「品質」の考え方を実現するために重要となるのは、判断基準（上記「影響が十分に小さい」）について各ステークホルダー（規制、事業者等）間で共通のものが構築されることである。ステークホルダー間でリスクを議論するときにリスク指標が共通的な「言語」となることは認識されているものの、その判断基準（価値基準）の共通化がなされない限り「言語」とはなり得ない。標準の体系化（**3.**）において、指標の判断基準は仕様的規定あるいは詳細な方法や事例に該当し、将来的な体系化において迅速に最新知見の反映が可能になると考えられる。

今後、標準委員会がステークホルダーの一員として、判断基準の土台としての考え方や実践例の提示を行っていくことが、必要な品質を実現することになると考えられる。また、このような考え方や実践例の提示がリスク評価としての PRA の成熟の一助であり、新検査制度は PRA の実践的活用の非常に良い機会となる。

なお、新検査制度においてリスク評価は効果的な安全性向上を実践するための一つの手段であり、リスク評価を行うこと自体が目的とならないよう、確実に意思決定に活用されなければならない。

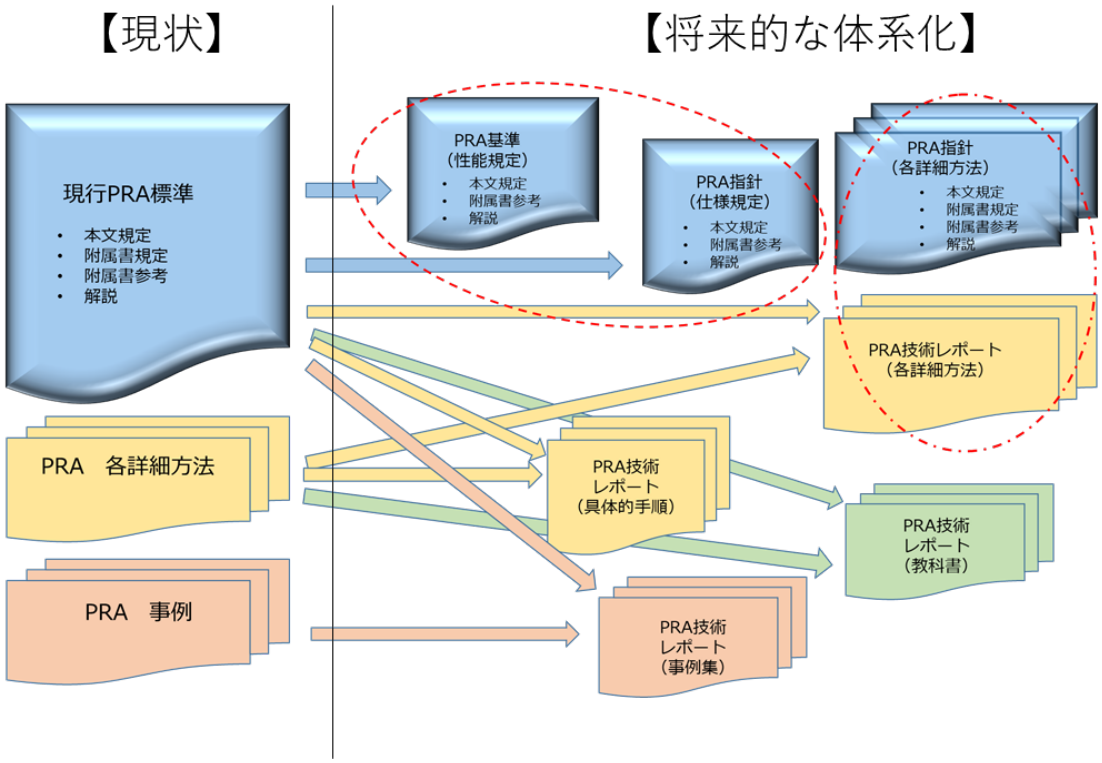


図 1 PRA 標準の体系化イメージ

5. おわりに

新検査制度の遂行に必要な PRA 標準の「品質」とは、PRA が目的に応じた精度となっていることを定性的、定量的な根拠を持って示すものである。今後、標準委員会がステークホルダーの一員として、その基本的な考え方や実践を、各ステークホルダーと協働で提示するが重要となる。また、新検査制度の確実で効果的な実行には、PRA から得られたリスク情報を確実に活用する枠組みの構築が必須となる。

PRA の成熟（性能や品質の改善）には、実践結果のフィードバックが極めて重要となる。今後、事業者・規制側ともに新検査制度で実施した PRA の評価過程を明らかにし、これを検証可能とするとともに、学会標準に継続的にフィードバックしていく活動が望まれる。

参考文献

[1] IAEA TECHDOC-1804, Vienna, 2016.

[2] NUREG-1855 Rev.1, NRC, 2016.

[3] 原子力学会標準、”原子力発電所の継続的な安全性向上のためのリスク情報を活用した統合的意思決定に関する実施基準：2020”, 制定済（発行準備中）, 2020

---

*Takashi Takata[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

2020年春の年会

標準委員会セッション

リスク情報活用のための標準に求められるもの～新検査制度への適用～

Necessary in Applying Standards for New Inspection System for Risk-Informed Safety Improvement

（3）新検査制度におけるリスク情報活用のあるべき姿

(3) Goals of Risk-Informed Approach in New Inspection System

村上 健太
長岡技術科学大学

1. IRIDM 標準の策定経緯

統合的安全性向上分科会は、「リスク活用の実務への適用が具体化」していくことを期待し、「安全設計や安全管理などへリスク情報を活用し判断していくための具体的な基準及び実施方法を規定する標準」を作成するために標準委員会システム安全専門部会の下に設置された[1]。同分科会は、安全性向上対策採用の考え方に関するタスクの成果[2]をベースとしつつ、標準委員会リスク専門部会 PRA 品質確保分科会と協働しながら標準の策定を進めた。分科会では、検査制度の改革においてリスク情報が重要な役割を果たすようになることを踏まえ、事業者のみならず原子力安全に関するステークホルダ全てにとって有用な標準となることを目指し、リスク情報を活用した統合的意思決定（IRIDM: integrated risk-informed decision making）のあるべき姿に関する議論が重ねられた。その成果は、「「原子力発電所の継続的な安全性向上のためのリスク情報を活用した統合的意思決定に関する実施基準」に纏められ、この実施基準（以後 IRIDM 標準と呼称）は 2019 年 12 月に標準委員会で制定された。

何とか新検査制度の本格運用に間に合った形となったが、制定プロセスで沢山の意見や質問が寄せられ、IRIDM 標準の完成には多くの時間と労力がかけられた。そもそも IRIDM に関連した用語の使い方には、人によって大きなバラツキがあった。特に対応に苦慮したのは「IRIDM を織り込むことが業務の不必要な非効率化を招いてはいけない」という点である。「用いるべきリスク指標」や「日本社会に IRIDM を根付かせるために必要な事項」という議論も重ねられた。当然ながら、IRIDM 標準策定プロセスで指摘された事項は、新検査制度において解決すべき課題と共通点が多い。

そこで本稿は、まず新検査制度におけるリスク情報活用の状況について概観し、IRIDM 標準が規定するプロセスが検査にどのように役立つかを示す。また、新検査制度をテコにして継続的に安全性を向上させるために各ステークホルダが果たすべき役割を考察する。

2. 新検査制度におけるリスク情報活用

検査とは、施設および活動の状態が設計時に安全性を確認された状態（規制検査においては許認可を受けた状態）に維持されていることを確認するための行為である。機器のランダム故障や人のミスを完全に防ぐことはできないので、安全設計の妥当性が確認された施設であってもリスクをゼロにすることは不可能であるし、運転中にリスクを増加させる事象も発生する。検査の広義の目的は、これらの事象を発見して是正すること、及び事象の発生頻度を十分小さくすることである。

ここで、軽微な事象ほど発生頻度が高いことは想像に難くない。一方、マネジメントシステムに則って事象の再発防止を行うために割かれるリソースは、あるレベル以下の軽微な事象であればリスクの大小には殆ど依存しない。つまり、軽微な事象を検査で指摘して再発防止をやればやるほど（組織が割けるリソースは有限なので）組織全体としての安全性が低下することになる。つまり、リスク増加の大きな事象には再発防止を求め、リスク増加が十分小さい事象は簡潔に指摘するに止めることが大切である。

このコンセプトを被規制者である NEI がまず定量的に証明し、それに応える形で規制機関である NRC が規制制度を改革して誕生したのが、米国の ROP (reactor oversight process) である。日本の原子力規制委員会は、米国流の ROP に学びながら検査制度全体を見直して、2020 年 4 月から新検査制度を本格運用することになった。

新しい規制検査制度のポイントは、規制の目的と直結する 7 つのコーナーストーンを定め、これと直接関係する指摘事項 のみ を階層的に分類して、規制行為のトリガーに定めたことである。安全文化のような組織的要因はリスクと間接的ながら重要な関係を有するものの、安全文化の劣化を直接指摘することはせず、コーナーストーンのいずれかに該当する相応な問題が発見された時に背後要因として分析する。原子炉安全に関係するコーナーストーンでは、炉心損傷確率の変化（ΔCDF）が主たる指標とされる。

主たる検査行為は、事業者検査への立ち会いと、規制検査官がフリーアクセスの元で実施する規制検査となる。検査要領はコーナーストーン毎に検査の領域と視点を階層的に分類して整備されている。基本検査のガイドラインは、リスク重要度に基づいて SSC の検査頻度を設定することを求めている。検査制度の試行の中では、検査官が事業者と適切なコミュニケーションを行なって、リスク増加に直接的に関係する気付きを得ることが重視されているようである。事業者の視点に立てば、各構成員が自分の仕事とΔCDF の関係を強く意識すれば、検査官の疑問をその場で解消し、追加的な対応業務を回避できるようになる。

検査の気付き事項のうち安全に影響を与えるパフォーマンス欠陥が、指摘事項に挙げられる。重要度決定プロセス(SDP)では、パフォーマンス欠陥の結果として安全性にどんな影響があったかをΔCDF 等の指標で評価する。ΔCDF が 10^{-4}/年を超える事象は「赤」と判定され、「重大な安全上の結果になり得たであろう」深刻な違反と見なされて強制措置が取られる。ΔCDF が 10^{-6}/年以下の事象は「緑」と判定され、一定の要件を満たす場合、再発防止は原則事業者に任される。これらの中間には「黄色」「白」の領域があり、安全上の重要度に応じて個別の指摘事項に対する規制行為の大きさを変える仕組みになっている。これらに加えて、規制機関は、色別に分類された事象がどのくらい発生しているかと、コーナーストーン毎に設定された運転実績に基づくパフォーマンス指標を確認し、これらを「アクションマトリックス」によって総合的に評価して、定期的に施設の安全確保水準を公表する。

3. IRIDM 標準の使い方

IRIDM 標準は、リスク情報活用に必要な事項を包括的に取りまとめたものだから、新検査制度と直接対応している訳ではない。また附属書（参考）において様々な手法を紹介したので、200 ページを超える長大な図書となっており、使いにくく感じる方もいるかもしれない。とはいえ本文規定は 40 ページ弱であり、マネジメントの各プロセスに対応する箇所は更に短い。やや設備改造等に寄った書きぶりになっている部分もあるが、業務プロセスの改善等にも適用できるように工夫している。これらの業務に関係する方には、ぜひ一度手に取って、自分の仕事と IRIDM 標準の本文規定の対応関係を比較して頂きたい。仕事にリスク的な考え方を取り入れるためのヒントを容易に見つけることができるだろう。それから、関係する附属書を参照することで、自分の業務に直接使える評価手法を見つけることもできるかもしれない。

IRIDM 標準は、有意な不確かさを有するリスク情報を、業務や経営の判断材料へと整理する方法を示している。元々の IRIDM プロセスは「組織の経営判断は適切な入力情報が与えられれば合理的に導ける」と仮定する情報処理モデルに基づいていた。一方、組織経営では「構成員の相互作用によって創発された知識」を重視する傾向がある。IRIDM 標準は両方のタイプの組織に使ってもらえるように工夫を凝らした。使いたいリスク評価手法が未成熟である場合も考慮し、さまざまな使い方を附属書（参考）に記載した。

IRIDM 標準は、組織と個人がリスク情報活用に伴うアカウンタビリティをきちんと果たすよう規定されている。意思決定者と分析者とを分けた概念を使うことで、組織内のさまざまな構成員の役割と責任を定義した。不確実さを有する新知見の処理や、意思決定において何をどのくらい重視したかのエビデンスを残す方法を規定して、物事がどのように決められたかを外部から検証することも可能にした。また IRIDM プロセスによって対象とする問題のリスクプロファイルが変化していくので、どのタイミングで関係者との意思疎通を積極的に図るべきかを検討し、規定に織り込んだ。

4. リスク情報活用のあるべき姿

新検査制度の中でも SDP は分かり易いリスク情報活用例であるが、現実問題としてこのステップへ進む事象はごく少数だろう。とはいえ、リスク情報活用は気付き事項を見つける前から始まっていることを強調したい。カギとなるのは事業者の活動である。事業者は、旧来の是正処置プログラム（CAP）を拡張し、不適合にとどまらないプラント状態に関する報告を発電所のすべての階層の職員から報告される仕組みを構築し、情報のリスク上の重要度を考慮して、改善ための意思決定につなげるプロセスを構築している[3]。CAP を含む改善活動の中では、規制要件がリスク低下の邪魔をする状況が顕在化することも予期される。例えば、保安規定の記載事項の中に人的過誤を高めるような要件が見つかるだろうか。又は、相反性を有する二つの設計要件のバランスが悪いことが訓練やリスク評価から明らかになるだろうか。規制検査では、安全性向上のための事業者のマネジメントも監視されることになる。特定された問題の解決に現行の規制要件が関係していることが示されるなら、検査官は「規制活動の継続的向上」のためのインプットとして、事業者の取り組みから得られた知見を活用する必要がある。

最後に、リスク情報活用のためには、規制と事業者の対立構造だけを考えるべきではないことを強調したい。IRIDM 標準策定でも参考にした国際原子力安全諮問グループの報告書は、原子力安全のために「多層構造による頑健な制度」が必要であり、事業者と規制機関が各々自分のステークホルダに対してアカウンタビリティを示すことの重要性を示している[4]。アカウンタビリティには「安全に直結する事項を重視する」という姿勢を維持し、発信し続けることが含まれる。例えば、新検査制度試行期間中の 2019 年 6 月、新潟・山形地震への対応の中で、原子力事業者の FAX 通報のミスを地元自治体から指摘されるという事案があった。自治体や報道機関からの反発が予期されるにもかかわらず、規制事務所がこの事象を「重要視していない」という姿勢を示したことを積極的に評価したい。新検査制度の中でも要求されているステークホルダとのコミュニケーションを通じて、安全性に直結する事象を重視する態度が地域社会へ浸透していくことを強く期待している。

参考文献

[1] システム安全専門部会「安全性向上分科会の設立趣意書」STC37-6 (2016)
[2] 標準委員会 技術レポート「継続的な安全性向上対策採用の考え方について」AESJ-SC-TR012：2015, (2018)
[3] 電気事業連合会　「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)
[4] International Nuclear Safety Group, International Atomic Energy Agency, “Ensuring Robust National Nuclear Safety Systems – Institutional Strength in Depth”, INSAG Series No. 27 (2017)

Kenta Murakami
Nagaoka University of Technology

(Tue. Mar 17, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room C)

[2C_PL04] Discussion

*Naoto Sekimura[1]、*Takashi Takata[1]、*Kenta Murakami[1] （1. Univ. of Tokyo, 2. JAEA, 3. Nagaoka Univ. of Tech. ）

原子力学会標準委員会では、新検査制度においてリスク情報活用に係る標準として、PRA標準、IRIDM標準などの整備に取り組んできた。

本セッションでは、7月29日の原子力規制委員会の検査制度見直し会合にて標準委員会から発表した「新検査制度に向けた取り組み」の説明、PRA標準の現状と今後の活用に向けた品質確保の課題も含めた構想の説明、安全管理や検査においてIRIDM（リスク情報を活用した統合的意思決定）標準を活用いただくための提案を中心に説明する。

総合討論では、本テーマに関する標準委員会活動の実績と今後の課題と解決策について、会場の参加者と意見交換を行う。

©Atomic Energy Society of Japan

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

[2D_PL] Current Status of International Joint Projects after 1F-accident at OECD/NEA

Chair:Hiroaki Abe(The Univ. of Tokyo)

Tue. Mar 17, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room D (Lecture Bildg. L 1F L-1)

[2D_PL01] Current Status of International Joint Projects after 1F-accident at OECD/NEA

*Masaki Kurata[1] （1. JAEA）

©Atomic Energy Society of Japan

2020年春の年会

海外情報連絡会セッション

OECD/NEA における 1F 事故以降の国際研究プロジェクトの現状

Outline of joint research projects in the OECD/NEA after 1F-accident

*倉田 正輝[1]

[1]原子力機構 廃炉国際共同研究センター

1. はじめに

東京電力福島第一原子力発電所（1F）の事故を背景として、経済協力開発機構原子力機関（OECD/NEA: Organization for Economic Co-operation and Development/ Nuclear Energy Agency）において様々な国際協力が進んでいる。本報告では、その中で、原子力施設安全委員会（CSNI: Committee on Safety of Nuclear Installation）と原子力科学委員会（NSC: Nuclear Science Committee）における主要な研究活動を概説する。それ以外にも多様な活動が進められているが、それらについては OECD/NEA の URL を参照いただきたい[1]。

2. OECD/NEA での研究協力体制

図 1 に、OECD/NEA の委員会の構成を示す。OECD/NEA はいくつかの委員会で構成され、その下に様々な研究分野について、ワーキンググループ（WG: Working Group）やワーキングパーティ（WP: Working Party）が構成され、情報交換が行われている。重要な個別課題については専門家会合（EG: Expert Group）が構成される。また、参加機関が予算を分担拠出するジョイントプロジェクトも複数進められている。これらの活動においては、参加している OECD/NEA 加盟国が認める場合に限り、非加盟国の組織の参加も認められる。

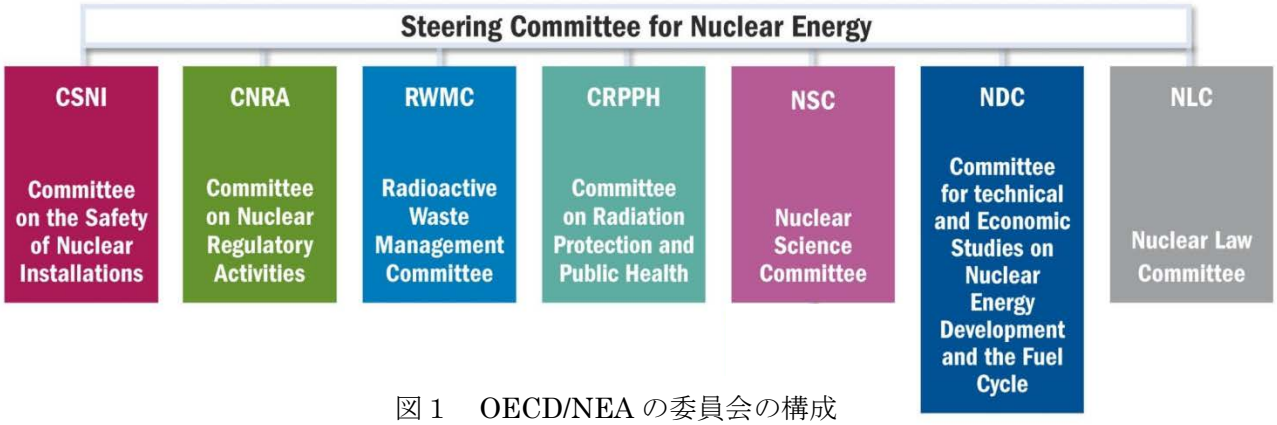


図 1　OECD/NEA の委員会の構成

3. 1F 事故以降の CSNI、NSC を中心とした研究協力活動

3.1. CSNI を中心とする活動

(1) 1F 事故を背景とした安全研究に関するシニア専門家会合（SAREF）

1F 事故で顕在化した課題と現状技術レベルのギャップを同定し、1F 事故以降の安全研究を適切に推進すると共に 1F 廃炉をサポートする目的で、2013 年 6 月に、1F 事故以降の安全研究に関するシニア会合（SAREF: Senior Expert Group on Safety Research Opportunities Post-Fukushima）が立ち上がった。1F 事故解析や廃炉の過程で得られる知見に基づいてどのような研究活動を進めていくか、また、NEA 加盟国に対し新たに得られる原子力安全性にかかわる知見をどのように提供していくかを目的とした議論が行われ、2016 年に報告書が提出された[2]。

報告書では、研究課題が短期的課題と長期的課題に分けて示されている。短期的課題は、実際の燃料デブリが取り出される前の準備段階で必要となる研究課題と位置付けられた。また、長期的課題は、1F 廃炉の進捗（炉内状況、デブリ取出し、残留線量、人材インフラ、コスト等を広く勘案）を参考にしつつ、数年後を目

途に具体的な議論を再開することとした。なお SAREF は規制庁が運営担当している。

この提言に基づいて、2017 年 1 月に、短期的課題の具体化に向けた準備会合が開催された。意見交換の結果、燃料デブリの特性評価にフォーカスした課題と、1F 現場サンプルの分析からどのような知見を得ていくかにフォーカスした課題に集約されることとなり、後述する二個の研究プロジェクト（PreADES、ARC-F）が立ち上がることとなった。

(2) 1F 事故進展に関するベンチマーク研究（BSAF/BSAF2）

1F 事故直後から、様々なシビアアクシデント解析コード（MAAP、MELCOR、ASTEC、THALES-2、SAMPSON、SOCRAT 等）を用いた事故進展解析が様々な組織により行われた。これらの解析結果を整理し、得られた知見をいっそう有効に活用すると共に、それぞれの解析コードの効率的な開発に展開するため、2012 年に OECD/NEA の呼びかけにより、1F 事故進展に関するベンチマーク研究（BSAF: NEA Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station）が開始された。BSAF フェーズ 1 では、事故後 6 日間の原子炉圧力容器（RPV: Reactor Pressure vessel）と原子炉格納容器（PCV: Primary Container Vessel）内部での熱水力状態の推移にフォーカスした解析が行われ、解析コードごとの比較が行われた。2015 年に、解析対象期間を事故後 3 週間に拡大し、また、PCV 外への核分裂生成物（FP）放出の解析も含めた BSAF2 に引き継がれ、2019 年に終了した。BSAF の報告書は NEA の URL からダウンロードすることができる[3]。BSAF2 の報告書は現在取りまとめ中である。BSAF/BSAF2 には 11 カ国の機関が参加し、BSAF は原子力機構の安全研究センター、BSAF2 はエネ総研が運営を担当した。

(3) 燃料デブリの分析に向けた準備研究プロジェクト（PreADES）

SAREF の提言を受けて、現在、燃料デブリ取出しに向けた準備プロジェクト（PreADES: Preparatory Study of Analysis of Fuel Debris）が進められている（プロジェクト期間 2017.7～2020.7）。**表 1** に PreADES のタスクの構成を示す。

表 1　PreADES プロジェクトのタスク構成

Task-1: Joint study of fuel debris expected properties and characterization
1-1: Estimated properties of fuel debris
1-2: Sharing of knowledge base on fuel debris characteristics
Task-2: Identifying needs and major issues for future fuel debris sampling, retrieval, and analyses
2-1: Needs for fuel debris analysis
2-2: Study for safety major issues related to future debris sampling, retrieval, analysis , transport, treatment, storage and disposal
2-3: Experimental/analytical techniques and demands in hot-testing facilities
Task-3: Planning of a future international R&D framework
3-1: Development of plan for a future R&D framework for actual fuel debris sampled from Fukushima Daiichi NPPs

Task-1 では、1F で形成された燃料デブリの特性について、これまで得られた 1F 事故にかかわる知見や、TMI-2 事故、チェルノブイリ事故等の知見を参考に、特性リストのとりまとめが進められている。Task-2 では、燃料デブリの分析に関する様々なニーズの同定と燃料デブリ分析技術に関する情報共有が行われている。Task-3 では、これらの検討結果や 1F 現場から新たに得られる知見に基づき、1F 燃料デブリに関する今後の国際協力の進め方の議論が行われる予定である。PreADES の運営は原子力機構の CLADS が担当している。

(4) 1F 建屋と格納容器から得られる情報の分析プロジェクト（ARC-F）

1F 建屋と格納容器から得られる情報の分析プロジェクト（ARC-F: Analysis of Information from Reactor Buildings and Containment Vessels of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station）は、SAREF の提言を受けて、2019 年 1 月から 2021 年 12 月までの 3 か年の予定で進められているジョイントプロジェクトである。ARC-F は、事故進展解明や建屋・格納容器内の状況理解に向けたサンプル情報の分析及び集約、事故シナリオ検討やソースターム評価を含む BSAF/BSAF2 のフォローアップ、これらを有効に進めるための国際的な専門家との情報共有や意見交換、を目的としている。これに基づき、ARC-F は以下の 3 個の Task で構成されている。

Task-1: Refinement of analysis for accident scenarios and associated FP transportation and dispersion

Task-2: Compilation and management of data and information

Task-3: Discussion for future long-term project

Task-1 では、事故シナリオの感度解析、個別重要事象の詳細解析、環境モニタリング情報に基づくソースターム逆解析等が進められている。Task-2 では、FP 移行経路や蓄積状況の推定に資するための建屋・格納容器サンプルに関する公開情報のデータベース化及び必要に応じた追加分析が行われている。前述の PreADES、後述の TCOFF と、この ARC-F プロジェクトの間では綿密な情報交換が行われている。ARC-F の Task-3 は、他プロジェクトの成果等も反映しつつ、今後進められる予定である。ARC-F の運営は原子力機構の安全研究センターが担当している。

(5) シビアアクシデントの不確かさ低減に向けたプロジェクト（ROSAU）

シビアアクシデント事象進展の不確かさのうち、圧力容器から流出する溶融した炉心物質の格納容器内部での広がり、溶融した炉心物質中の残留金属成分による溶融燃料とコンクリートの反応（MCCI: Molten Core Concrete Interaction）への影響、RPV 内外で堆積した燃料デブリの冷却性、に着目したジョイントプロジェクト（ROSAU: Reduction of Severe Accident Uncertainties）が米国アルゴンヌ国立研究所（ANL）の運営により 2019 年 6 月より進められている。日本からは原子力規制庁及び電力中央研究所が参画するとともに、東京電力他が ANL を技術支援している。

3.2. NSC を中心とする活動

(1) 1F 事故解析結果を参考にした燃料デブリと FP の熱力学的な特性評価プロジェクト（TCOFF）

文科省が提唱した東京電力（株）福島第一原子力発電所の廃止措置等研究開発の加速プラン（平成 26 年）に基づき、1F 廃炉加速化に向けた国際協力推進の一環として文科省から OECD/NEA に研究資金が提供され、1F 事故解析結果を参考にした燃料デブリと FP の熱力学的な特性評価プロジェクト（TCOFF; Thermodynamic Characterization of Fuel Debris and Fission Products based on Scenario Analysis of Severe Accident Progression at Fukushima-Daiichi Nuclear Power Station）が立ち上がった（プロジェクト期間：2017.6～2019.12、半年間延長見込み）。TCOFF では、原子力安全研究の専門家だけでなく、従来は原子力安全研究に直接携わっていない基礎科学研究の専門家も交えたシナジーにより、燃料デブリや FP に係る研究課題について材料科学的な検討を進め、得られた知見を PreADES や ARC-F 等の国際プロジェクトや国内の 1F 廃炉関連研究に提供している。TCOFF は 2 個の Task Force（デブリと溶融燃料、FP）で構成され、各国で開発されている熱力学データベースのベンチマーク解析に基づくデータベース高性能化、原子炉圧力容器内外の溶融燃料の挙動に係る検討、1F の原子炉格納容器内部から採集されたサンプル分析データの検討、Cs,Sr.Ba 等の蒸発性 FP の熱力学データの拡充、燃料デブリからの FP 浸出、等の要素課題に関する研究が進んでいる。燃料溶融現象の適切な理解と簡素化モデルへの組込み、溶融燃料と下部プレナム構造材との反応等について、非常に有意義な議論が進んでおり、報告書及び論文として公開される予定である。TCOFF で得られた燃料デブリの材料科学的な特性に関する知見は、上述の PreADES で進められている燃料デブリ特性リストの検討に反映されている。また、蒸発性 FP に関する新たなデータは ARC-F プロジェクトで活用される予定である。TCOFF の運営は NEA 自身が担当し、原子力機構の CLADS がテクニカルアドバイザーとしてサポートしている。また、原子力安全研究以外の専門家の英知を結集する観点で、TCOFF 研究基金を創設し、2018-2019 の 2 年間、基礎研究の国際公募をおこなった。ロシアのサンクトペテルブルグ州立大、オランダのデルフト工科大、フランスのマルセイユ大、日本の東工大等の提案が採択され、貴重な基礎データが提供された。なお、TCOFF には、我が国からは原子力機構、電中研、東工大が参加しており、報告者が議長を担当している。

(2) 軽水炉事故耐性燃料に関する専門家会合（EGATFL）

1F 事故以前より、ジルカロイ被覆管に比べ、シビアアクシデント条件において著しく水素や熱の発生が抑制される SiC を母材とする新型被覆管の研究は進められていた。1F 事故を契機として、いわゆる事故耐性燃

料（ATF: Accident Tolerant Fuel）への注目が国際的に高まり、OECD/NEA においても情報交換が開始された（2012,2013 年、CSNI と NSC 共催でワークショップ開催）、その結果、ATF には様々な開発目的をもつ様々な開発段階の要素技術が多数あることから、まず、ATF 技術の現状を整理することが必要であると合意された。これを受けて、2014 年に、NSC の下に、軽水炉事故耐性燃料に関する専門家会合（EGATFL: Expert Group of Accident Tolerant Fuel for Light Water Reactors）が立ち上がった。EGATFL は 3 個のタスクフォース（TF1: ATF システム評価、TF2: 事故耐性被覆管及びその他の燃料集合体部材、TF3: 先進燃料）で構成された。報告者は、日本代表委員として TF3 リーダーを担当した。**表 2** に、EGATFL で評価した主要な ATF 要素技術をまとめて示す。

EGATFL では、TF1 において様々な開発目的を持つ ATF 要素概念の定義とそれを実用化するのに必要な要件、及び、ATF 技術選択のための指標「技術成熟度（TRL: Technology Readiness Level）」をとりまとめた。TF2 と TF3 では、個別の ATF 要素技術について、実用化に必要な要素課題マップの整備と実用化阻害要因の検討、さらに、ATF 要素技術の現状の技術成熟度の評価を行った。これらの成果は、OECD/NEA の報告書として公開されている[4]。

EGATFL の成果を受けて、2018 年 1 月に、Enhancing Experimental Support for Advancements in Nuclear Fuels and Materials と題したワークショップが開催され、ATF 等の新たな概念の実用化に向けた意見交換が行われたが、各国の ATF 開発動向が大きく異なっていることから、OECD/NEA における ATF に係る今後の国際協力はまだ模索中である。要素研究としては、ドイツ KIT の QUENCH 試験装置を用いた ATF 模擬バンドル試験に係るジョイントプロジェクトの予備検討が行われている。

表２　EGATFL で検討した ATF 要素技術

ATF要素技術
- 被覆管、その他燃料集合体部材
  - コーティングZry、改良Zry
  - SiC系材料
  - 先進鋼材
  - 高融点金属（Mo等）
  - 先進制御棒、事故耐性制御棒
- 新たな燃料概念
  - 高度化二酸化ウラン燃料
  - 高熱伝導度燃料
  - 高密度燃料
  - TRISO型燃料

(3) 先進燃料に関する国際熱力学データベースプロジェクト（TAF-ID）

1F 事故以前より、各国で開発が進んでいる様々な熱力学データベースに関連する知見を統合・汎用化し、汎用的に使える国際データベースとして整備しようという検討が進んでおり、原子力機構と電中研はその主要メンバーとなっていた。1F 事故発生により、先進燃料だけでなく、軽水炉破損燃料もカバーできるデータベースとして整備することを日本から提案し、2013 年に TAF-ID プロジェクトが立ち上がった。2017 年にフェーズ 1 が終了し、そこで整備された TAF-ID データベース[5]は基礎科学の様々な場面で活用されている。日本からは、電中研が金属燃料に関わる熱力学データベースを、原子力機構が UO_2燃料と Zr の反応に係る熱力学データベースを、それぞれ提供する等で、国際汎用データベース開発に大きく貢献した。

2018 年より、TAF-ID データベースのユーザー拡充とニーズの掘り起こしを目的にフェーズ 2 が開始された。なお、TAF-ID プロジェクトは上述の TCOFF に対し、TAF-ID データベースの利用を無償で許諾する一方、TCOFF は得られた基礎データを TAF-ID に提供する等で、密接に連携している。なお、報告者は、TAF-ID プロジェクトの日本代表委員を担当している。

4. まとめ

1F 事故を背景として様々な国際的な研究活動が進められている。ここでは、CSNI と NSC の 2 つの委員会での活動について概説した。1F 廃炉に係るこのような国際プロジェクトをけん引していくのは日本の責務と認識している。また、若手・中堅の研究者には、国際会議での論文発表だけでなく、このような国際協力の場にもぜひ積極的に参加いただき、人脈作りや視野を広げることなどに活用いただきたい。

参考文献

[1] OECD/NEA, https://www.oecd-nea.org/

[2] SAREF report, https://www.oecd-nea.org/nsd/docs/2016/csni-r2016-19.pdf
[3] BSAF report, http://www.oecd-nea.org/nsd/docs/2015/csni-r2015-18.pdf
[4] EGATFL report, http://www.oecd.org/publications/state-of-the-art-report-on-light-water-reactor-accident-tolerant-fuels-9789264308343-en.htm
[5] TAF-ID database public version, https://www.oecd-nea.org/science/taf-id/taf-id-public/

---

*Masaki Kurata[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency, Collaborative Laboratories for Advanced Decommissioning Science

Planning Lecture | Invited lecture | Cabinet Office

[2F_PL] Atomic Energy Policy and Communication

Chair:Shigeaki Okajima(President of AESJ, JAEA)

Tue. Mar 17, 2020 1:00 PM - 2:00 PM Room F (Lecture Bildg. M 1F M-2)

[2F_PL01] Atomic Energy Policy and Communication

*Yoshiaki Oka[1] （1. AEC）

©Atomic Energy Society of Japan

2020年春の年会

招待講演

原子力利用とコミュニケーション
グランドチャレンジ;日本の原子力の大挑戦

Nuclear Utilization and Communication:
Grand Challenge of Nuclear Community in Japan

*岡　芳明[1]
[1]内閣府原子力委員会

１．グランドチャレンジ：日本の原子力の大挑戦、

見直し後の原子力委員会、グランドチャレンジとは、原子力委員会/省庁/電力業界/メーカ/研究開発機関/大学等の組織と個人にそれぞれのグランドチャレンジがある。最大の課題は関係者が問題を認識できるかどうか。原子力委員会はなぜ司令しないのか、原子力政策を考える方法、日本の原子力：成果と停滞、韓国の原子力研究開発と国際展開、日本は？　日本の原子力の 1990 年代からの停滞の原因と対策：まず課題の認識を

２．原子力委員会の活動

主な原子力委員会作成文書、原子力利用に関する基本的考え方、技術開発研究開発に対する考え方：各ステークホルダの果たすべき役割、プルトニウム利用の基本的考え方、米国の核不拡散に協力を、高速炉開発について（見解)、核燃料サイクルと高速炉：中期的には再処理と直接処分以外に「使用済み燃料は資源なので貯蔵する」方策がある。人材育成(見解)、人材育成関係の活動、根拠に基づいて帰納的に思考する必要がある・原子力でも、軽水炉利用について（見解)、ＴＭＩ事故後の米国の原子力発電量増加と事故率低減、なぜ自主的安全性向上が重要か

３．コミュニケーション

根拠に基づく情報体系の整備（見解）コミュニケーションのインフラ作り、根拠情報作成提供と進捗状況、今後の課題、日本のコミュニケーションの課題例、ＳＮＳ対応も課題、原子力は極めて危険？自分で自分の首を絞めていないか、リスクコミュニケーション？・容易でない

４．研究開発機関の役割と知識基盤

ＪＡＥＡの中期目標の変更について（答申)、日本原子力研究開発機構の役割の変革、原子力利用の知識基盤、原子力関係組織の連携プログラム、連携でムラからの脱却を、連携・協働のイメージ、連携の進捗状況

５．地球温暖化問題と原子力

パリ協定の概要及び主要国の温室効果ガス削減目標、国連気候変動交渉における交渉グループ、世界全体での二酸化炭素排出量、米国（トランプ大統領）はなぜ？・根拠情報を確認する習慣を、パリ協定を踏まえた我が国の地球温暖化対策の取組、我が国の二酸化炭素排出量の推移、二酸化炭素限界削減費用の国際比較、日本の課題の例、脱炭素化のコスト、再生可能エネルギーの特徴、原子力発電の特徴、我が国の電気料金及び燃料費の推移、電気料金の諸外国との比較、エネルギー自給率の各国比較、原子力発電は日本にとって重要なエネルギー、原子力は発展性のある分野

---

*Yoshiaki Oka[1]
[1]Japan Atomic Energy Commission

Planning Lecture | Technical division and Network | Thermal hydraulic division

[2G_PL] Revision of thermal hydraulic reseach roadmap and strategy for future rolling

Chair:Seiichi Koshizuka(The Univ. of Tokyo)

Tue. Mar 17, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room G (Lecture Bildg. M 2F M-21)

[2G_PL01] Overview of the revision of thermal hydraulic reseach roadmap

*Hideo Nakamura[1] （1. JAEA）

[2G_PL02] Introduction on activities of each organization and the rolling of the thermal hydraulic roadmap

*Yoshihisa Nishi[1]、*Akira Oonuki[2]、*Kenichi Katono[3]、*Chikako Iwaki[4] （1. CRIEPI, 2. MHI, 3. Hitachi, 4. Toshiba）

[2G_PL03] Ways to update the thermal hydraulic research roadmap (panel discussion)

*All Presenters[1]、*Hideo Soneda[2] （2. Hitachi-GE）

©Atomic Energy Society of Japan

2020年春の年会

熱流動部会セッション

熱水力ロードマップの改定と今後のローリングへ向けた戦略
Revision of thermal hydraulic research roadmap and strategy for future rolling

(1) 熱水力ロードマップの改定の概要

(1) Overview of the revision of LWR thermal hydraulic roadmap

*中村 秀夫（JAEA）

1. 熱水力ロードマップ（RM）とは

日本原子力学会は 2009 年 3 月に「熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ 2009(熱水力ロードマップ 2009)」を、軽水炉に係る熱水力分野の研究開発の到達点と課題を俯瞰して、取り組みのポイントを示した初めてのロードマップとして策定した。特に、当時の原子力立国計画(資源エネルギー庁)の趣旨を採用して、安全性と経済性の両立と向上を図る新型軽水炉の開発や国産安全評価手法の整備が主な課題に掲げられた。同ロードマップは熱流動部会に引き継がれたが、改訂活動(ローリング)の途中で福島第一原子力発電所(1F)事故に遭遇したため、同事故を教訓とする抜本的改定が行われて「熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ 2015(改訂版)」が 2015 年 3 月に策定され、更に 2017 年 3 月には「熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ 2017(熱水力ロードマップ 2017)」[1)]へ改訂された。2015 年版では特に、世界最高水準の安全性の実現とその継続的改善を目指し、安全裕度向上策および人材育成に必要なニーズとシーズのマッチングを考慮して技術課題が選定・詳述された。2017 年版では同技術課題が更に見直され、主要な技術課題の実施状況の記載、原子力学会が資源エネルギー庁と策定した「軽水炉安全技術・人材ロードマップ」との対応の整理、計算科学技術部会の協力による 1F 事故の原因となった外的事象対応の記述の改訂など、記載が大幅に充実された。これらについては、2018 年 4 月日本原子力学会誌 解説 [2)]に概要が示されている。

2. 熱水力 RM のローリングと課題について

熱水力 RM は、RM の役割を次の５点と説明している：(a) 技術課題の意義や役割、内容の適切性を広く国民と共有し、プロセスの透明性を確保するためのプラットフォーム、(b) 技術課題の到達点、重要度評価、R&D の内容や実施策、実施に必要な技術基盤、成果活用策、関係者(実施者、予算提供者)、計画や成果の評価法などを示し、関係者間で共有するためのコミュニケーションツール ～ 他分野とのインターフェイス、(c) 課題取り組みの進捗や成果利用を評価・確認し、改定の検討を行うための計画管理表、(d) 研究者のテーマ探索等に資するライブラリ兼ガイドブック ～ ニーズとシーズのマッチング、(e) R&D をはじめ関係組織における人材育成への参考資料。ところが、それらの実施の中心的役割を担う技術マップにおいて、例えば安全評価では情報記載と整理の点で十分でなかった。このため、2020 年版熱水力 RM への改訂では、技術マップの改訂に重点を置いた取り組みが行われた。

2017 年版迄、熱水力 RM には関与する分野に応じた３種類の技術マップ(基盤、安全評価、シビアアクシデント(SA))が有ったが、まず基盤と安全評価のフォーマットを大幅変更・統合して「安全評価技術マップ」へ、炉心損傷後を対象とした SA では炉心損傷前まで拡張して「基盤 R&D 技術マップ」とした。ここで「安全評価技術マップ」では、課題を漏れなく抽出できることに重点をおき、事故シナリオから安全評価技術へたどり着けるフォーマットにすると共に、R&D 成果の大部分が収斂する解析コードや分析モデルの機能の記述の充実、性能目標の明示、個別現象の解明や基盤技術 R&D 等、課題をより明確に整理・表示した。特に、技術課題のブレークダウンでは解析コードに組み込まれるモデルにまで分解して研究ニーズの所在を記載し、複数項目を１つに纏めているものが有ったが各項目と１対１に対応する様にした。更に、「基盤 R&D 技術マップ」には項番をつけて「安全評価技術マップ」とリンクがとれる様にした。

2020 年版の熱水力 RM は、この様な技術マップの大幅改訂により、例えば重要課題である SA 解析コード

の機能の記述が充実･改訂して目指す性能目標が明確化されるなど、熱水力分野の一層の基盤構築に資するロードマップとして格段にパワーアップした。ただし、技術マップは膨大になってエクセルファイルとして提供され、必要に応じて行や列を展開／畳み込みして目標の情報を確認する形式となった。また、ロードマップの基本的構成部分である導入シナリオと時系列ロードマップのほか、主要な技術課題の整理(SA 時の必要機能の記述を含む)、その詳細を記載する個票(関連個別事業の進捗、外的事象対応を含む)、「軽水炉安全技術･人材ロードマップ」との対応、等の部分は、次年度以降に改訂を実施･検討することとなった。2020 年春の年会での熱流動部会セッションでは、上記の様な技術マップ改訂の詳細について主要なポイントを踏まえて解説する。なお、熱水力 RM の今後のローリングにおいては、同セッションで計画される今後の軽水炉と熱水力分野の方向性に関する議論をも踏まえた具体的な展開が大いに期待される。

参考文献

1) 熱流動部会 HP：http://www.aesj.or.jp/~thd/committee/TH-RM/TH-RM_r.pdf
2) 原子力学会誌 Vol.60(4)(2018)33

*Hideo Nakamura (JAEA)

2020年春の年会

熱流動部会セッション

熱水力ロードマップの改定と今後のローリングへ向けた戦略
Revision of thermal hydraulic research roadmap and strategy for future rolling

(2) 各機関のアクティビティ紹介とロードマップローリングについて
(2) Introduction on activities of each organization and the rolling of the thermal hydraulic roadmap

*西　義久[1]，*大貫 晃[2]，*上遠野 健一[3]，*岩城 智香子[4]
[1]電中研，[2]三菱重工，[3]日立，[4]東芝エネルギーシステムズ

1. アクティビティ紹介

福島第一発電所事故を踏まえた反省のもと、電気事業者はリスクを直視し、規制遵守に留まることなく安全性を追求する意識と仕組みが必要との判断を元に、確率論的リスク評価（Probabilistic Risk Assessment : PRA）の活用を志している。電気事業者は原子力発電所の安全対策設備の徹底した高度化や訓練を進めているが、PRA ではそれら対策や設備などの不具合による事故の進展とその発生頻度を求めることができ、設備の偶発故障や人的過誤といった内的事象とともに、内部ハザードや外部ハザードといった外的事象により引き起こされる事故シナリオを網羅的に同定し、評価できるアプローチであることから、原子力発電所のリスク評価において重要な評価ツールと考えられている。PRA を実施することにより、炉心損傷の発生頻度の評価や核分裂生成物の環境への放出のリスクの評価、発電所固有の外部ハザードの発生頻度とその影響の評価が可能となるが、そのためには、過酷事故で想定される熱水力現象の適切なモデル化、また安全対策設備の機能のモデル化も重要となる。電中研リスク研究センター（NRRC）では、過酷事故解析コードの１つである MAAP を対象にモデルの高度化、不確かさ解析などによる高感度パラメータの同定を進めている。また、安全対策設備として導入が進められているフィルターベントについては最適評価モデルの構築を実施（発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備研究（フィルターベントの性能評価のための技術基盤整備））し、過酷事故の推移を動的に捉え圧力、排出されるガス（含蒸気）流量、温度、pH などを考慮した放射性物質の減衰量を評価できるモデルを提案している。NRRC では高度化されたモデルによる過酷事故進展評価を踏まえ、レベル１PRA、レベル２PRA、レベル３PRA（炉心損傷頻度の評価～放射性物質の環境への放出の頻度、規模及びその他の関連する特性の評価～公衆衛生、土壌、空気、水や食料の汚染等その他社会的影響の評価）技術の開発・高度化を進めている。【西 義久】

三菱重工では技術ロードマップを構築し、短期、中期、長期の課題に対応している。短期的な課題としては規制に絡んだものが想定され、中期的なものは電力事業者と連携して進めている。長期的なものは直近の成果は見込めないものの、将来に亘って重要となる革新炉の開発や既設炉も含めて安全性の向上に役立つ課題に取り組んでいる。

アクティビティ紹介では以下の 2 件を取り上げる。

「水素燃焼対策」: 水素燃焼によるリスクと各種の AM 方策による有効性の評価の信頼性を向上すべく、CFD 技術の活用により爆轟遷移予測まで可能な評価システムを構築し、格納容器内での水素燃焼挙動の解明と格納容器健全性等の各種影響評価の実現を目指している。

「気液二相流挙動評価」: 各種機器の性能評価や設計に活用できる 3 次元 2 流体モデルによる気液二相流予測評価システムの開発を行っている。蒸気発生器の 2 次側でのボイド率や流速の予測による U 字型伝熱管の流力弾性振動の評価をはじめ、多方面での課題に対応している。【大貫 晃】

日立及び日立ＧＥニュークリア・エナジーでは、原子力発電所の安全性向上に向けた技術開発を進めるとともに、豊富な実績を有する沸騰水型軽水炉をベースとして、使用済み燃料の環境負荷低減と経済性向上の社会ニーズに応える炉の開発を進めている。安全性向上に向けた取組みの一例として、事故時に格納容器内のガスの密度差を利用して蒸気を継続的に凝縮させる新型冷却器の開発を進めている。これまでに、格納容

器内環境を模擬した要素試験で新型冷却器の動作原理を確認し、取得した伝熱データを用いて伝熱モデルを検証した。さらに、CFD による熱流動解析や過酷事故解析コードによるベント開始時間の検討を通して、新型冷却器の有効性を確認している。また、社会ニーズに応える炉の開発にあたっては、原子炉内で冷却水を沸騰させる沸騰水型原子炉の特長を最大限活用するため、燃料集合体内における気液二相流挙動の評価技術の高度化や、自然循環流量の評価技術の開発を進めている。開発にあたっては、様々なステークホルダーと協創させていただき、高温高圧試験設備において、X 線 CT やワイヤーメッシュセンサを用いたボイド率分布計測手法等の最新の計測技術を適用した、要素試験及び総合試験を活用することで、より説明性の高い評価技術の開発を進めている。【上遠野　健一】

東芝エネルギーシステムズでは従来から、安全性向上を目指した事故時冷却システム・機器の開発に注力している。特に静的安全系を構築する要素技術として主に、PCCS、IVR、コアキャッチャ等の開発を行ってきた。これらの静的システムは重力や相変化などの自然力が律速のため、性能評価には熱水力現象の十分な把握が求められる。例えば横型 PCCS の開発においては、単一 U 字管による不凝縮ガスを含む基礎的な凝縮現象の把握と定式化、管群体系での性能試験、システム応答試験とステップを踏んで長期にわたる開発を進めてきた。最終的には、システム応答試験結果を TRAC、MAAP によって解析しモデルの妥当性を確認している。コアキャッチャは、以前より溶融炉心対策に対する欧州規制を満足する過酷事故対応システムとして開発してきたが、福島第一発電所事故以降、既設炉にも設置可能な薄型コアキャッチャの開発を開始した。実スケール試験によって水平流路でも自然循環によって除熱されることを確認し、二相圧力損失や熱伝達係数等を取得して評価手法を構築した。これらの AM 策は開発終了し、実機仕様にあわせた設計・評価が可能と考えている。これらに加えて、BWR 向けの過酸化金属による水素処理など新たな AM 策を開発中で、格納容器機能維持の信頼性向上に向けて取り組んでいる。さらに、超小型炉についても開発に着手したところである。【岩城智香子】

2. ロードマップローリングについて

熱水力ロードマップは、特にレベル２PRA（炉心損傷後、放射性物質の環境への放出まで含めた評価であり、特に格納容器内現象が関連する）の開発において、現象の知見レベル・重要度のレビューが可能となり、非常に有用である。その分野の知見に関しては国際的な大型プロジェクトでのアップデートなどが主流であり、ローリングは大型プロジェクトの成果が公知化されたタイミングなど節目節目で、分野の異なるメンバーがテンポラリーに集合し、自分の分野のアップデートを紹介・改定案を提示するなどの方法で実施することが合理的であるとも考えられる。【西　義久】

熱水力ロードマップの改定では「安全性向上」をターゲットに安全性評価技術の高度化を目指して技術マップを整理してきた。今後、安全性評価技術の高度化をどのような形でどの程度ローリングを行えば、学会として有効で有益なものとなるのか、真摯な議論を経て進めていく必要性を感じている。学会でのローリング活動は幅広い機関の参画メンバーの問題意識をぶつけあうことが可能であり、こういった場の提供は「人材育成」に通じ、そこにこそ存在意義があるのかもしれない。企画セッションでの真摯な議論をきっかけに、学会ロードマップのローリングを活性化するドライビングフォースの構築を目指したい。【大貫 晃】

熱水力ロードマップは、多くの熱流動専門家の協力のもと、福島第一原子力発電所事故以降は特に、既設炉の安全性向上の観点から過酷事故に対する知見の充実度や取り組むべき課題の整理・見直しがなされてきた。本ロードマップは、人類の英知であり、また、継続的な安全性向上の観点から取り組まなければならない項目が纏められている道標でもある。一方、日本だけではなく世界的に見ても、原子力発電事業を取り巻く状況の厳しさは増していると言わざるを得ない。脱炭素社会の実現に向けて原子力発電が果たすことができる役割は大きいと考えており、今後のロードマップのローリングに際しては、将来社会における原子力発電のあるべき姿（安全性、経済性、レジリエンス、電力系統安定化など）に基づき、そこで求められる熱流動技術についても、ある意味で前向きに、関係者で広く議論していく必要があると考える。【上遠野　健一】

ロードマップはこれまで多くの皆様のご尽力により策定及びローリングがなされてきた。今回の改定ではさらに、原子力規制の状態分類と紐づけることで課題の網羅性も確保され、個々の現象レベルの評価まで

参照可能な詳細なものとなった。今後は、この詳細版を活用されやすいものにするための検討が必要かもしれない。また、福島第一発電所事故以降は既設炉の安全性向上にフォーカスしてきたが、時期を見て、原子力発電の再エネとの協調も踏まえた将来的な在り方と熱水力的課題など、エネルギー再構築の大きな視野にたった議論を始めてもよいのではないかと考える。【岩城智香子】

---

*Yoshihisa Nishi[1], Akira Oonuki[2] ,Kenichi Katono[3] and Chikako Iwaki[4]

[1]CRIEPI., [2]MHI, [3]Hitachi, [4]Toshiba Energy Systems & Solutions

(Tue. Mar 17, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room G)

[2G_PL03] Ways to update the thermal hydraulic research roadmap (panel discussion)

*All Presenters[1]、*Hideo Soneda[2]（2. Hitachi-GE）

熱流動部会では、「熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ（熱水力RM）」を作成し、そのローリングを継続的に実施している。当該マップでは、熱水力の面から原子炉の安全性の向上、高度化のための研究開発課題が整理されている。

本企画セッションでは、当該戦略マップの最新版として公開を予定している熱水力RM 2020）について、改定に際する議論の経緯を含めて紹介するとともに、産業界での最新の研究開発への取り組みを紹介し、熱水力RMのあり方、ローリングの方向性などについて議論を深める。

©Atomic Energy Society of Japan

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

[2H_PL] Computational Science and Engineering Contributing to Investigation of and Reconstruction from the Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Plant Accident

Chair:Masao Chaki(IAE)

Tue. Mar 17, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room H (Lecture Bildg. M 2F M-22)

[2H_PL01] Computational Approach to Fission Product Behavior

*Masahiko Osaka[1] （1. JAEA）

[2H_PL02] Materials Research for Environmental Remediation and Decommissioning by Computational Materials Science

*Mitsuhiro Itakura[1] （1. JAEA）

[2H_PL03] What did "K" enable us? What does "Fugaku" enable us?

*Hiroshi Okuda[1] （1. Univ. of Tokyo）

©Atomic Energy Society of Japan

2020年春の年会

計算科学技術部会セッション

福島第一原子力発電所事故の解明・復興に資する計算科学技術

Computational Science and Engineering Contributing to Investigation of and Reconstruction from the Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Plant Accident

（1）核分裂生成物の挙動に関する計算科学的アプローチ

(1) Computational Approach to Fission Product Behavior

*逢坂 正彦[1]，三輪 周平[1]，中島 邦久[1]，鈴木 知史[1]，唐澤 英年[1]

[1] 日本原子力研究開発機構

軽水炉等シビアアクシデント（SA）時のソースターム評価の高度化は、軽水炉の安全性向上や福島第一原発（1F）廃炉に向けた重要課題であり、セシウム等核分裂生成物（FP）の挙動を解明しモデルを高度化していく必要がある。SA 時に炉内は温度（燃料が溶融する 2,000 ℃以上から格納容器の数百度程度まで）、雰囲気（水蒸気、水素等）、元素（燃料、FP、構造材元素等）等が多様かつ幅広な値をとり、熱流動や化学が重畳した複雑な条件となる。これらの条件を評価しつつ FP 挙動を解明していくためには、熱流動、化学、熱力学等マルチフィジックスを扱える計算科学技術が不可欠となる。本発表では、JAEA が進めている FP 化学挙動を評価するための研究 [1]の内容を紹介し、FP 挙動評価における計算科学技術への適用例や期待等を述べる。

JAEA が進める FP 化学挙動研究は、(1) SA 時の FP 挙動再現実験による現象・挙動把握、(2) 分離効果実験と結果の解析等による現象・挙動のモデル化／データベース化とその検証、及び(3) 解析コードによる実機等での FP 挙動予測、からなる。(1)では、CFD に FP 化学モデルを組み込んだ解析ツールを用いて、FP 挙動再現実験の現象・挙動の解析を行っている（図 1）。このツールには、FP 放出、エアロゾル生成・成長、FP 蒸気種の化学反応、壁面（構造材）への沈着等、SA 時に生じる主な FP 挙動のモデルが組み込まれている。(2)においては、第一原理計算により、Cs-I-B-Mo-O-H 系化学反応の速度定数、Cs が鋼材と化学反応を生じて吸着する現象のモデル化に必要な各種 Cs-Fe-Si-O 系化合物の熱力学データ等の計算を行っており、得られた各種定数・データはデータベースとして整備されている。(3)では、SA 解析コードに(1)(2)で構築したモデルやデータベースを組み込み、FP 挙動再現実験や実機の解析を行っている。また、CFD をベースとした手法により、事故時 FP エアロゾルの原子炉建屋での除去による環境放出量抑制効果を評価している。

SA 時に、広大かつ複雑な構造である原子炉格納容器内の空間で、かつ熱流動・化学・物理の様々な条件が重畳する中での FP 挙動を評価するためには、実験や事故炉の調査等によりその一部を把握し、さらには計算科学技術を用いて用途・目的に応じた精度・性能で FP 挙動をシミュレーションにより予測していくことが重要である。このため、本 FP 化学挙動研究のみならず、今後本格化するであろう 1F 廃炉のためのデブリ分析及び評価において限られた分析結果から炉内の状況に係る情報を最大限に引き出すためにも、計算科学技術の重要性は高いと考える。

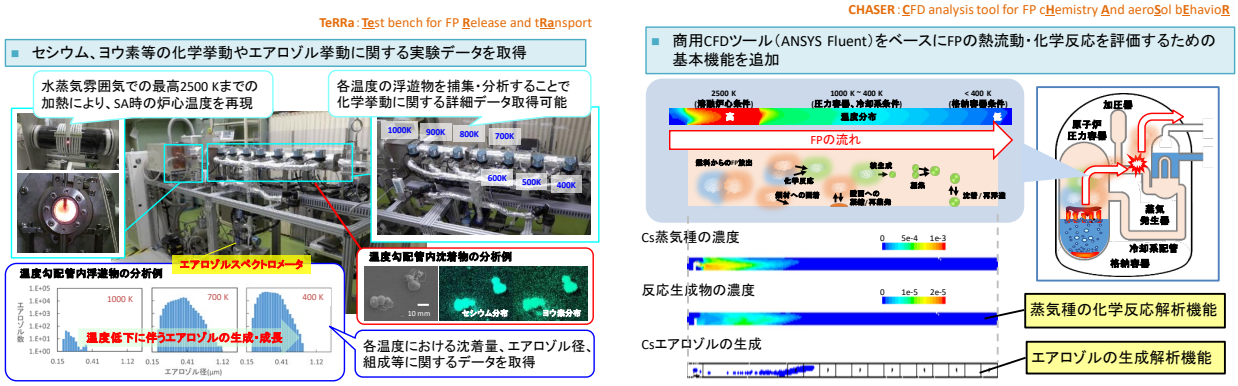


図 1　SA 時の FP 挙動再現実験とその解析による現象・挙動把握（左：再現実験、右：解析ツール）

[1] S. Miwa et al., Mechanical Engineering Journal, https://doi.org/10.1299/mej.19-00537 (Advanced Publication by J-STAGE).

*Masahiko Osaka[1], Shuhei Miwa[1], Kunihisa Nakajima[1], Chikashi Suzuki[1], Hidetoshi Karasawa[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

2020年春の年会

計算科学技術部会セッション

福島第一原子力発電所事故の解明・復興に資する計算科学技術

Computational Science and Engineering Contributing to Investigation of and Reconstruction from the Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Plant Accident

（2）計算材料科学による環境回復および廃炉に係る材料研究

(2) Computational Material Science Studies for Environmental Recovery and Decommission

*板倉　充洋[1]，数納 広哉[1]，小林　恵太[2]，奥村　雅彦[1]，中村　博樹[1]，町田　昌彦[1]

[1]JAEA システム計算科学センター，[2]高度情報科学技術研究機構

1. 緒言

福島第一原発の事故では、高温環境下の原子炉内において、様々な物質が溶融・反応しデブリが生成された。現在、廃炉に際し生成した様々な成分のデブリの性状を予測することが求められている。また、環境中に放出された放射性セシウムは、地表で主に粘土鉱物に吸着される一方、森林環境では一部のキノコに濃縮されることが知られており、今後の除染土壌の減容化や放射性セシウムの移行予測に向け、それらの機構解明が強く求められている。これらの課題に対し、対象となる現象を原子レベルで計算により明らかにすることができれば、次にどのような実験を実施すべきかが明確化する等、研究の効率化が図れるとして計算科学に対する期待は大きい。本講演では日本原子力研究開発機構・システム計算科学センターで行っている原子レベルの計算科学研究の内容と成果を発表する。

2. 計算科学的材料研究

2-1. 粘土鉱物へのセシウム吸着

これまでの研究で放射性セシウムは地表で主に粒径の小さい粘土鉱物に吸着されていることが判明し、特に Si、Al、O、H からなる層の間にある正イオンがセシウムに置換され安定に存在することで吸着されることが示唆されていたが、その吸着機構は明らかになっていなかった。この吸着機構を具体的に明らかにするため、典型的な粘土鉱物に対して特殊な境界条件を用いて層を引き離し、各種の水和金属イオンが吸着する場合の自由エネルギー変化を第一原理計算で評価したところ、実際の粘土鉱物でみられる「ほつれたエッジ」と呼ばれる端の部分にセシウムイオンが強く吸着されることが分かった。本研究では「ほつれたエッジ」という状態を原子レベルで初めてモデル化に成功したことが、定量評価に繋がる鍵となった[1]。

2-2. キノコへのセシウム吸着

森林環境では、放射性セシウムの一部は菌類、地衣類、樹木等に保持され、特に一部のキノコの傘部分への濃縮が観察されている。この観察結果から放射性セシウムの濃縮には、傘が有する色素分子とセシウムイオンとの錯体形成という過程が重要な役割を果たしていると考えられてきた。例えば、キノコに含まれる色素分子の代表例がノルバジオン A（Norbadione A;$C_{35}H_{18}O_{15}$）であるが、これはニセイロガワリやコツブタケ等に多く含まれることが知られている。本研究では、高精度な量子化学計算手法を用いて、ノルバジオン A とセシウムイオンとの錯体構造やその錯形成エネルギーを計算し、セシウム選択性の定量的評価を行った。その結果、水中においては、生体内に多く含まれるカリウムイオンよりもセシウムイオンと選択的にノルバジオン A と錯形成し、そ

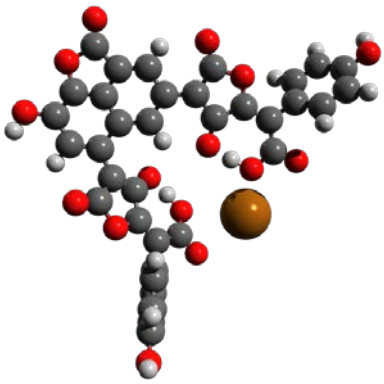


図 1：ノルバジオン A-セシウム錯体。大きい球がセシウムイオン、黒、赤、白の球がそれぞれ炭素、酸素、水素原子を表す。

の選択的錯形成の機構としては、ノルバジオン A がハサミ型の分子であることに起因することが分かった（図１）。キノコの色素にはノルバジオン A のようなハサミ型分子が幾つか見られ、その特徴的な形状を持つ色素分子の存在がキノコにおける放射性セシウム濃縮の一つの原因と考えられる[2]。

2-2. デブリの性状

デブリの取り出しに向け、実験で模擬デブリを作成し硬さなどを測定する研究が行われている。デブリの主な成分は燃料の二酸化ウランおよび酸化した被覆管の二酸化ジルコニウムの混合物であり、その混合割合や冷却速度によって硬さなどが大きく変化し、北垣らによる実験[3]では、模擬デブリの破壊靭性がジルコニウム濃度の変化に対し不連続に変化することが観察された。この原因を探るため、第一原理計算を用いて模擬デブリが単一の蛍石型結晶である場合について破壊靭性を計算したところ、不連続な変化は見られなかった。一方で実験においては破壊靭性が上昇したサンプルにおいて微量の異なる結晶構造の X 線スペクトルが観測されており、この微量の結晶が破壊靭性の上昇の原因であることが示唆された[4]。

3. 結言

今後の廃炉に向かい、炉内で発生した制御棒、構造材、被覆管、燃料等様々な材料の酸化、共晶溶融、化学反応などを推定し、廃炉計画策定に資することが求められる。それには実験と計算の連携による研究推進が必須である。特に共晶溶融や流動デブリの表面凝固などの現象は、これまで固体物理の第一原理計算では計算があまり行われてこなかった固液界面、気液界面に関する知見の取得およびその知見に基づいたマルチスケールモデルによる計算が必要となる。また環境中でのセシウム移行に関する計算化学的研究においては、多くの水分子を適切に取り扱う必要がある。システム計算科学センターでは、そうした計算を高速に行うため、機械学習分子動力学手法を原子力材料に応用し廃炉および福島環境回復に資する研究を推進している。その一例として、図 2 に機械学習分子動力学計算で得られた二酸化トリウムの固液共存状態の原子配置を示す。一般に二酸化アクチノイドは融点が高く液体状態の実験が困難であるが、この例では数万通りの固体および液体の第一原理計算の結果を学習し、さらに大規模化することで固液界面の特性を評価することができる。

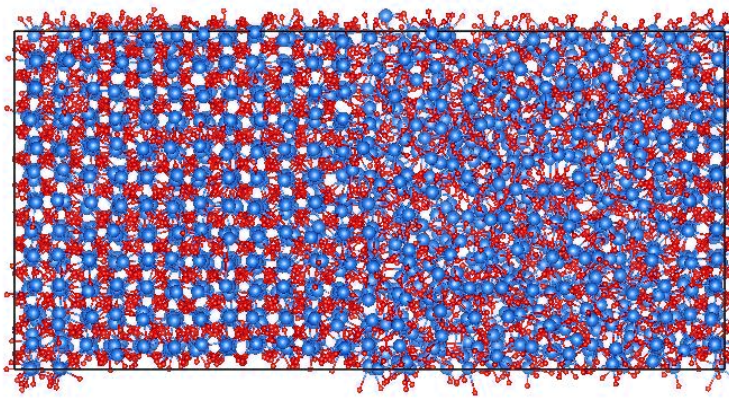


図 2：機械学習分子動力学計算で得られた二酸化トリウムの固液共存状態。

参考文献

[1] Okumura, M., Nakamura, H., & Machida, M., Journal of the Physical Society of Japan, 82(3), 033802. (2013).

[2] Suno, H., & Machida, M., Chemical Physics Letters, 730, 26-31 (2019).

[3] Kitagaki, T., Hoshino, T., Yano, K., Okamura, N., Ohara, H., Fukasawa, T., & Koizumi, K., Journal of Nuclear Engineering and Radiation Science, 4 (2018).

[4] Itakura, M., Nakamura, H., Kitagaki, T., Hoshino, T., & Machida, M., Journal of Nuclear Science and Technology, 56(9-10), 915-921 (2019).

* Mitsuhiro Itakura[1], Hiroya Suno[1], Keita Kobayashi[2], Masahiko Okumura[1], Hiroki Nakamura[1] and Masahiko Machida[1]

[1]JAEA CCSE, [2]Research Organization for Information Science and Technology

2020年春の年会

計算科学技術部会セッション

福島第一原子力発電所事故の解明・復興に資する計算科学技術

Computational Science and Engineering Contributing to Investigation of and Reconstruction from the Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Plant Accident

(3)「京」が可能にしたこと、「富岳」が可能にすること

(3) What did "K" enable us? What does "Fugaku" enable us?

*奥田 洋司

[1]東京大学

1. はじめに

近年のノイマン型計算機ハードウェアの高性能化は、並列化、クラウド化、あわせて、メモリ構造の階層化により実現されている。これらハードウェアが有するピーク性能をどの程度実効的に発揮できるかは、プログラムの要求する B/F 値（プログラムやデータ構造で決まる、1 フロップあたりに必要なデータ量）に大きく依存する。CAE (Computer Aided Engineering)の分野、とくに、非構造格子（unstructured grid）に立脚した離散化解法、例えば、差分法や有限要素法は、一般的に B/F 値が大きく、メモリ律速となることに注意しなければならない。

2. 詳細化と高速化による CAE の高度化

2-1. ノード間並列

ネットワーク結合された多数ノードを同時に使うことにより大規模な詳細解析が可能となる。計算機の有効利用を図るという意味では、ノードに負担させるタスク量が通信量に対して相対的に大きくかつ負荷バランスのとれた分割を行えば、Weak Scale という意味で加速率を上げることが比較的容易に行える。この場合のプログラミングモデルは領域分割基づく SPMD タイプとなるのが一般的である。しかしながら、空間解像度が詳細化されると、あわせて非線形や時間進行のための増分も細かくする必要がある。計算機が N 倍になっても解ける問題の詳細化を通じて享受できるメリットが N 倍には届かない、と言われるゆえんである。

2-2. ノード内並列

ノード内（CPU 内）の複数コア同時利用による演算加速は、OpenMP などの並列指示文の挿入によるループ分割で実装されることが多い。コア数にも依るが、こちらも負荷バランスやブロッキングなどに注意を払えば、加速は比較的容易である。注意しなければならないのは、1 ノードのピーク性能にどれだけ近い実行性能（対ピーク性能）を発揮できているかであり、多くの CAE アプリケーションではこの値に課題が残されている。具体的には、対ピーク性能で数%程度のものが多い。CAE の多くの局面において、解析モデルの詳細度を上げる必要性と、モデル規模は一定のまま並列計算により高速化を図る必要性の、両面があり、後者はノード内並列性能（Strong Scale）に加えて対ピーク性能について向上させることが重要となる。

3. CAE 高度化における課題

3-2. 詳細化から不確実性へ

造信頼性評価の分野に限って言えば、今後さらに CAE に要求されるものは単に計算モデルの詳細化に留まらず、ジョイント部などを含むアセンブリ構造としての構造物評価、物性値や形状の不確実性の考慮、が挙げられる。後者に必要な計算基盤としては、Embarrassingly Parallel を戦略としたモンテカルロ法の並列実施などがある。

3-2. オープンソース化による検証精度の向上

アプリケーションの V&V を実施するうえで、オープンソース化は自然な流れであり、オープンソース化に勝る計算の透明度はない。各企業や大学が所有するデータにこそコアコンピュタンスが見いだされるべきである。

4. おわりに

講演では、著者がその開発の携わってきた並列非線形 FEM 構造解析プログラム FrontISTR（FrontISTR）での経験を通じて、CAE の現状と課題についてディスカッションする。

---

*Hiroshi Okuda

[1]The Univ. of Tokyo

Planning Lecture | Technical division and Network | Operation and Power Subcommittee

[2J_PL] Working Group Report on "Technical Requirements for the Next Light Water Reactors in Japan"

Toward Safer and Optimized Design

Chair:Akira Yamaguchi(Univ. of Tokyo)

Tue. Mar 17, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room J (Lecture Bildg. M 2F M-24)

[2J_PL01] Discussion Points of Technical Requirements for the Next Light Water Reactors

*Taku Sato[1] (1. KEPCO)

[2J_PL02] Example of the Next Light Water Reactor Design for Extracted Discussion Points

*Seiji Arita[1] (1. MHI)

[2J_PL03] Implementation of Defense in Depth and Technical Requirements for the Next Light Water Reactors

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

©Atomic Energy Society of Japan

2020年春の年会

原子力発電部会セッション

「次期軽水炉の技術要件検討」WG 報告
― より安全・合理的な設計を目指して ―

Working Group Report on "Technical Requirements for the Next Light Water Reactors in Japan"
- Toward Safer and Optimized Design -

（1）次期軽水炉の技術要件を議論する上での論点

(1) Discussion Points of Technical Requirements for the Next Light Water Reactors

*佐藤 拓[1]，山口 彰[2]，山本 章夫[3]，大神 隆裕[1]，有田 誠二[4]
[1]関西電力，[2]東京大学，[3]名古屋大学，[4]三菱重工

1. はじめに

原子力発電部会に次期軽水炉の技術要件を広い見地から議論する WG を設立し、福島第一原子力発電所事故の教訓や既設炉の新規制基準適合性に係る審査(特定重大事故等対処施設審査も含む)の経験を踏まえ、次期軽水炉のより安全でより合理的な技術要件を検討してきた。本講演では、本 WG の概要及び議論の対象となる論点について紹介する。

2. 「次期軽水炉の技術要件検討」WG の概要

2-1. 本 WG 設立趣旨

2018 年 7 月に策定された第 5 次エネルギー基本計画において、2030 年に向けては、2014 年策定時の枠組みを踏襲してエネルギーミックス目標(原子力は 20～22%)は見直さず、原子力はエネルギー需給構造の安定性に寄与する重要なベースロード電源としての役割を堅持し、また、2050 年に向けては、原子力は実用段階にある脱炭素化の選択肢として安全炉などの開発を進める方針が示された。

2030 年以降の原子力の電源構成 20～22%を維持するのであれば、高速炉の実用化の目処が 2050 年代以降であることから、2030 年代に次期軽水炉の設置が望まれる。しかし、次期軽水炉の設置には現在の社会状況を踏まえると計画から運開まで 20 年近くの歳月が必要になると考えられるため、2030 年代の運開を想定すると、設置許可に向けた準備に取り掛かる必要があると考えられる。

一方、福島第一原子力発電所事故(1F 事故)の教訓として強化された現行の新規制基準は既設炉を対象としたものであるため、改造工事や可搬型設備の配備等で対応しているが、次期軽水炉の設置に当たっては、既設炉の対応に捉われず設計段階から柔軟な対策が取れる。そのため、次期軽水炉では、既設炉の新規制基準適合性に係る審査の経験も踏まえ、既設炉よりもより安全でより合理的な設計対応が可能になると考えられる。

そこで、2018 年 6 月に原子力学会原子力発電部会の傘下に WG を設立し、次期軽水炉のより安全でより合理的な技術要件について、広い見地から議論してきている。議論に当たっては、既設炉の新規制基準適合性に係る審査の経験を活かすことができることから、まずは再稼働している国内 PWR を対象とした。

2-2. WG メンバー

以下の通り、本 WG は、大学、研究機関、電気事業者、メーカの技術者・研究者で構成している。

- WG 主査： 山口 彰(東大)
- WG 幹事： 山本 章夫(名大)、大神 隆裕(関西電力)、有田 誠二(三菱重工)
- WG 委員： 大学関係(7 名)、研究機関(3 名)、電力会社(4 名)、メーカ(5 名)

---

* Taku Sato[1], Akira Yamaguchi[2], Akio Yamamoto[3], Takahiro Oogami[1], Seiji Arita[4],
[1]KEPCO, [2]Univ. of Tokyo, [3]Nagoya Univ., [4]MHI

2-3. WG の全体工程及び議論する項目(本 WG の開催実績)

本 WG の設置期間は 2018 年 6 月~2020 年 5 月であり、WG 開催実績を以下に示す(合計 7 回開催)。

	2018 年度上期		2018 年度下期		2019 年度上期		2019 年度下期	
WG の全体工程		第 1 回 (7/23)	第 2 回 (10/31)	第 3 回 (1/28)	第 4 回 (4/24)	第 5 回 (8/1)	第 6 回 (11/8)	第 7 回 (2/19)
議題		議論する項目の抽出	恒設/可搬型 SA 設備	APC その他テロ対策	深層防護の実装	溶融炉心冷却対策	議論の総括	WG のまとめ(報告書等)

2-4. WG の検討プロセス（図 1 参照）

本 WG では、まずは、1F 事故の経験を踏まえ、次期軽水炉は設計段階から柔軟により安全でより合理的な安全対策を講じることが可能であることから、既設炉の安全対策の経験を踏まえ、最適化の余地の観点から議論の対象となる項目を整理し、論点を抽出した。次に、抽出した論点に対して、関連する海外の規制動向も参考にして次期軽水炉においてどのような対策を実施すべきなのか、既設炉よりもより安全でより合理的な設計方針はどうあるべきかを検討した。更に、検討した次期軽水炉の設計方針に対して、「社会と共存する魅力的な軽水炉の展望」調査専門委員会[1]でも議論された深層防護の実装の観点から妥当性を示すと共に、これら設計方針を実現するために望まれる技術要件をまとめた。

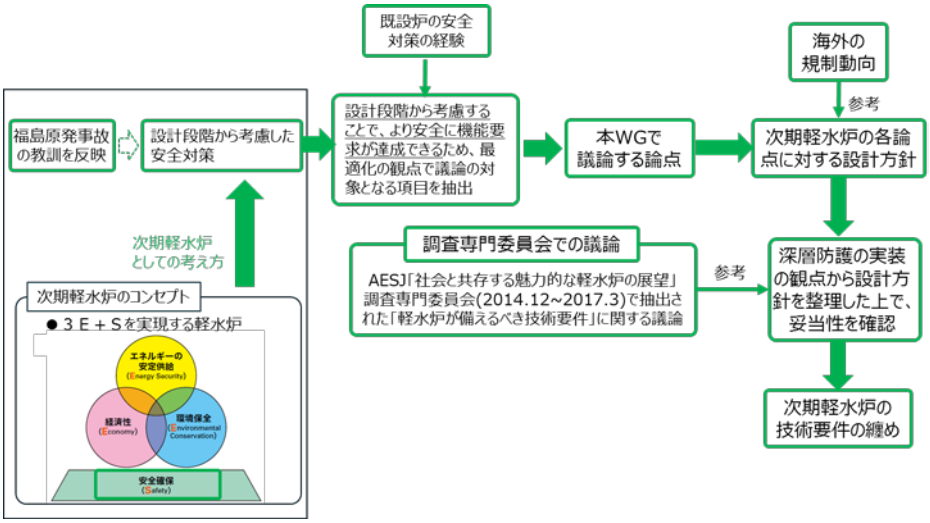


図 1　本 WG の検討プロセス

3.　議論の対象となる論点の抽出

3-1. 論点抽出の考え方

次期軽水炉では、設計段階から福島第一発電所事故の教訓及び新規制基準で新設／強化された規制要求の考え方を踏まえて柔軟に対応し、最適化を図ることができる。その際、安全確保の思想として、既設炉と同じものと既設炉から変え得るものに分類できる。

上記を踏まえ、以下に論点の抽出の考え方を示す。

- ✓既設炉と同じものについては、実機設計で具体化する。
- ✓既設炉から変え得るものについては、既設炉の経験と深層防護等を参考に、最適化の観点から議論の対象として論点を抽出する。

3-2. 最適化の観点で議論の対象となる論点の抽出

福島第一発電所事故の教訓及び新規制基準で新設／強化された規制要求の考え方に対し、既設炉の安全対策(シビアアクシデント(SA)対策、特重施設)を踏まえ、次期軽水炉への展開を図り、最適化の観点で以下の 3 つの論点を抽出した。(詳細は表 1 参照)

(論点１)

既設炉の経験も踏まえ、恒設/可搬型 SA 設備の組合せに最適化の余地がある“SA 対策の機能要求”

(論点２)

APC(AirPlane Crash)及びテロ対策は、設計段階から建屋頑健化、分散配置・区画分離の徹底など柔軟に対応可能であり、深層防護の実装の観点から最適化の余地がある“特重施設の機能要求”

(論点３)

国内既設炉とは安全思想が異なる海外で実績ある対策の適用も選択肢として考えられる“国内での溶融炉心冷却対策の新技術の適用性”

4. 抽出された論点と議論内容

次期軽水炉として設計段階から柔軟に対応可能な項目として抽出された３つの論点に対して、議論する内容は以下の通りとした。

(1) SA 対策の機能要求(恒設/可搬型 SA 設備の取扱い)
- 既設炉では、SA 対策として可搬型設備を基本
- 次期軽水炉では、SA 対策の機能要求を整理した上で、恒設(信頼性、現場操作不要)と可搬型設備(柔軟性)のそれぞれの利点を踏まえた恒設/可搬型の最適な組合せを議論

(2) 特重施設の機能要求(APC その他テロ対策(特重施設)の取扱い)
- 既設炉では、特重事象（APC、テロ等）時に格納容器を防護するための施設として専用の特重施設を設置
- 次期軽水炉では、DBA／SA 設備に対し設計段階から特重事象も考慮した設備対応を議論

(3) 国内での溶融炉心冷却対策の新技術の適用性(溶融炉心冷却対策の取扱い)
- 既設炉では、ウェットキャビティ方式により溶融炉心を冷却
- 欧米の新設炉で採用実績のある溶融炉心冷却方式を含め、水蒸気爆発等の溶融炉心冷却に係る現象の不確かさの観点から、次期軽水炉における溶融炉心冷却対策の取扱いを議論

5. まとめ

本講演では、本 WG で議論の対象として抽出した３つの論点と議論の内容について報告した。次の講演では、抽出した論点に対する次期軽水炉の取り得る対応例を踏まえた設計方針について報告する。

参考文献

[1] 日本原子力学会、「社会と共存する魅力的な軽水炉の展望」調査専門委員会報告書、2017 年 3 月

[2] 原子力規制委員会 HP 掲載情報、「実用発電用原子炉に係る新規制基準について(概要)、2016 年 2 月

表１　安全思想の観点からの論点抽出

	新規制基準で新設／強化された規制要求	既設炉の安全対策	次期軽水炉への展開（論点抽出）	議論の対象
①	耐震・耐津波性能	◆発電所周辺の詳細な調査に基づく基準地震動の引き上げや、基準津波高さの評価を踏まえた対策(耐震補強、海水ポンプ室及びその周辺に防潮堤や止水壁を設置)を実施	◆設定した地震動に対する耐震性や津波高さに対する対策を設計段階から織り込むことで安全性を強化。但し、安全確保の思想は既設炉と同じとなり、裕度の更なる向上や頑健化(建屋壁の増厚、建屋の埋込効果、敷地のかさ上げによるドライサイト化)で対応するため、今後、実機設計で具体化していくこととする	－
②	電源の信頼性	◆外部電源ラインの追加(大飯 3,4 号機の例) ◆SA 対応は可搬型設備での対応を基本とし、所内電源の多重化・多様化(空冷式非常用発電装置の配備、電源車の配備)	◆外部電源ラインは既設炉と同じ安全確保の思想で対応するため、今後、実機設計で具体化していくこととする ◆SA 対応は既設炉の経験も踏まえ、次期軽水炉では恒設設備での対応を基本とすることが考えられ、既設炉から安全確保の思想を変え得るため、議論の対象として抽出	論点１
③	火災に対する考慮	◆火災影響軽減対策設備（耐火シート、火災検知器／自動消火設備)の追加	◆内部火災対策を設計段階から織り込むことで安全性を強化。但し、安全確保の思想は既設炉と同じとなり、裕度の更なる向上(トレン間の区画分離を徹底した配置計画)で対応できるため、今後、実機設計で具体化していくこととする	－
④	自然現象に対する考慮	◆発電所周辺の詳細な調査に基づく火山灰到達の可能性、竜巻(風荷重、飛来物)、森林火災の影響評価・対策として、以下を実施 ◆火山対策：外気取込口へのﾌｨﾙﾀ設置 ◆竜巻対策：防護ネットや鋼板で防護 ◆森林火災対策：施設周辺に防火帯を確保	◆設定した火山、竜巻、森林火災に対する対策を設計段階から織り込むことで安全性を強化。但し、安全確保の思想は既設炉と同じとなり、裕度の更なる向上や頑健化（堅牢な建屋、防火帯等）で対応できるため、今後、実機設計で具体化していくこととする	－
⑤	内部溢水に対する考慮	◆溢水源からの溢水による影響（没水、被水、蒸気）を評価し、対策(壁、水密扉、堰等の設置)を実施	◆内部溢水対策を設計段階から織り込むことで安全性を強化。但し、安全確保の思想は既設炉と同じとなり、裕度の更なる向上(溢水区画の限定や配管等の耐震性強化、トレン間の区画分離を徹底した配置計画)で対応できるため、今後、実機設計で具体化していくこととする	－
⑥	その他の設備の性能	◆アクセスルートの確保対策として、がれき撤去用重機(ブルドーザー)を配備 ◆緊急時対策所の耐性強化、通信の信頼性・耐久力の向上、計測系の信頼性・耐久力の向上	◆アクセスルートの確保対策及び緊急時対策所の耐性強化等については、既設炉と同じ安全確保の思想で対応するため、今後、実機設計で具体化していくこととする	－
⑦	炉心損傷防止対策(使用済燃料ﾌﾟｰﾙ内燃料損傷防止対策)	◆SA 対応は可搬型設備での対応を基本とし、炉心冷却手段、ＳＦＰ内燃料冷却手段、最終ヒートシンクを多様化	◆SA 対策は既設炉の経験も踏まえ、次期軽水炉では恒設設備での対応を基本とすることが考えられ、既設炉から安全確保の思想を変え得るため、議論の対象として抽出	論点１
⑧	格納容器破損防止対策	◆SA 対応は可搬型設備での対応を基本とし、格納容器冷却・減圧・放射性物質低減手段および過圧破損防止手段の多様化 ◆溶融炉心を冷却する格納容器下部注水設備（ポンプ車、ホース等）の配備 ◆水素爆発防止対策設備の配備	◆SA 対応の内、恒設/可搬型の取扱いについては同上 ◆溶融炉心冷却対策については、水蒸気爆発の可能性排除を考慮し、欧州の新設炉で適用されているドライ型の溶融炉心対策設備(安全思想が既設炉と異なる対策)の適用も選択肢として考えられることから議論の対象として抽出 ◆水素爆発防止対策は既設炉と同じ安全確保の思想で対応するため、今後、実機設計で具体化していくこととする	論点１ 論点３
⑨	放射性物質の拡散抑制対策	◆可搬型設備での対応を基本として以下を配備 • 放水砲 • 放水砲用大容量ポンプ • シルトフェンス	◆本項目は裕度の更なる向上で対応できるものであり、単独では本 WG の議論の対象としないが、深層防護の観点から、⑦炉心損傷防止対策、⑧格納容器破損防止対策と合わせて可搬型設備の取扱いの議論が必要であることから、議論の対象として抽出	論点１
⑩	意図的な航空機衝突への対応	◆設計基準事故対処設備、重大事故等対処設備とは独立な特重設備を、本館から独立して配置	◆設計段階から建屋頑健化、分散配置・区画分離の徹底など柔軟に対応可能であり、機能要求への対応方法に対し、深層防護の実装の観点から最適化の余地（頑健な建屋への収容、分散配置）があり、既設炉から安全確保の思想を変え得るため、議論の対象として抽出	論点２

2020年春の年会

2020年春の年会

原子力発電部会セッション

「次期軽水炉の技術要件検討」WG 報告
― より安全・合理的な設計を目指して ―

Working Group Report on "Technical Requirements for the Next Light Water Reactors in Japan"
- Toward Safer and Optimized Design -

（2）抽出された論点に対する次期軽水炉の対応例

(2) Examples of the Next Light Water Reactor Design for Extracted Discussion Points

*有田 誠二[1]，山口 彰[2]，山本 章夫[3]，大神 隆裕[4]，
[1]三菱重工，[2]東京大学，[3]名古屋大学，関西電力[4]

1. はじめに

講演(1)で抽出した以下の３つの論点に対して、次期軽水炉の取り得る対応例を踏まえた設計方針について検討した。

① 恒設/可搬型シビアアクシデント(SA)設備の取扱い
② APC その他テロ対策(特定重大事故等対処施設)の取扱い
③ 溶融炉心冷却対策の取扱い

2. 恒設/可搬型 SA 設備の取扱いについて

2-1. 恒設設備と可搬型設備の特徴的な差異について

恒設/可搬型 SA 設備に係る論点を議論するに当たり、前提となる恒設設備及び可搬型設備のそれぞれの特性については原子力学会標準委員会の技術レポート[1]により既設炉をベースとして表 1 のとおり整理されており、①～③の特性では可搬型設備が有利であるとしている。

表 1 恒設/可搬型設備の特性

特性	恒設設備	可搬型設備
①柔軟性	使用範囲が想定シナリオに依存	事故シナリオの不確かさに柔軟に対応可能
②配備期間	年単位での配備期間を要する	短期間で配備可能
③独立性	物理的・空間的分離に建屋、敷地の制約を受ける	物理的・空間的分離が容易
④必要な要員	少ない要員で動作が可能	要員、体制が必要
⑤手順書・訓練	手順書の整備、訓練が必要	負担が恒設設備より大きい
⑥対応時間	事故後短時間で投入	事故後の投入に時間を要する
⑦耐環境性	設置場所の環境条件の悪化による不動作の可能性あり	要員が耐えられる作業場所の環境（放射線、気温等）が必要
⑧信頼性	誤動作の可能性は設備の信頼性に依存	誤操作の可能性があるが、設備の問題に柔軟に対応可能
⑨設備容量	大容量設備が可能	大容量設備の運用は困難

(凡例：可搬型が有利、恒設が有利)

2-2. 次期軽水炉における SA 対策の最適化

2-1 節では既設炉をベースとした恒設/可搬型の特性を示したが、次期軽水炉では設計段階から SA を考慮することが可能となるため、SA 設備に対する設計の観点で恒設/可搬型設備の優位性について、改めて表 2 に整理した。その結果、次期軽水炉では①柔軟性を除き基本的には恒設設備が有利であることを確認した。

---

* Seiji Arita[1], Akira Yamaguchi[2], Akio Yamamoto[3], Takahiro Oogami[4],
[1] MHI, [2]Univ. of Tokyo, [3]Nagoya Univ., [4]KEPCO

表 2　次期軽水炉設計の観点での恒設/可搬型設備の比較

特性	次期軽水炉設計の観点での恒設/可搬型の比較
①柔軟性	既設炉に比べ、事故シナリオの不確かさのリスクは低減可能であるが、事故シナリオの不確かさへの備えの観点では可搬型設備が有利
②配備期間	新設であるため、設計から建設まで十分な期間を確保可能であり、恒設/可搬型のいずれとしても問題ない
③独立性	新設であるため、恒設でも建屋、敷地条件に合わせた区画分離の強化及び位置的分散により独立性の確保を設計に取り込むことが可能であり、恒設/可搬型のいずれとしても問題ない
④必要な要員	少ない要員で対応可能な恒設設備が有利
⑤手順書・訓練	手順書整備や訓練の負担が小さい恒設設備が有利
⑥対応時間	事象の早期収束、規模拡大防止の観点から、短時間で対応可能な恒設設備が有利
⑦耐環境性	機械設備の方が人体の許容被ばく線量に比べ放射線、温度等の環境に強く、厳しい環境においては恒設設備が有利
⑧信頼性	誤動作、人的過誤の可能性も配慮し信頼性を向上させた設備設計等の対応が可能であり、恒設設備が有利
⑨設備容量	大容量設備が必要な場合は恒設の方が有利

(凡例：可搬型が有利、同等、恒設が有利)

2-3. 恒設／可搬型 SA 設備の取扱いに係るまとめ

次期軽水炉における SA 対策の最適な設備構成(恒設/可搬型設備の選択)のあり方について整理した。

次期軽水炉の SA 対策は設計段階から系統構成・配置の工夫などを取込むことで恒設設備を基本とした対応を主とし、かつ柔軟性が高い可搬型設備等を適切に組合せる。具体的には以下の通り。

- 設計上想定される SA の事故シナリオに対し、恒設設備により対処することが有効
  - ✓ 設計段階から内・外的事象を適切に考慮することで、十分な耐久力及び多重性、多様性、独立性を確保
  - ✓ 現場作業を不要とすることで、作業員負担の削減
  - ✓ 現場作業量及び作業員負担を低減することで、人的過誤のリスクを低減
  - ✓ 準備作業等の低減による早期の事故対応操作により時間的な裕度を確保
- 事故シナリオの不確かさへの備えとして、可搬型設備等の整備が有効
  - ✓ 可搬型設備の配備や常用設備、予備品の活用等により、柔軟性を確保
    - ✧ 設計上の想定を超える事象に対し柔軟な対応を図ることで、事象進展の緩和や時間的な裕度を確保

3.　APC その他テロ対策(特定重大事故等対処施設)の取扱いについて

3-1. 新規制基準における特定重大事故等対処施設の考え方

規制要求において、APC その他テロに対して対処できる施設として恒設の特定重大事故等対処施設(特重施設)を設置することが要求されており、可能な限り設計基準事故対処設備(DBA)/SA 設備との多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ることが要求されている[2]。さらに、規制要求において特重施設は格納容器(CV)破損防止機能を有することを要求されており、想定事象の違いはあるが SA 設備(CV 破損防止機能)と機能が重複している。

3-2. 次期軽水炉における APC その他テロ対策の最適化

次期軽水炉では設計段階から建屋頑健化や設備間の独立性等を考慮した APC その他テロ対策を織り込むことで、より安全でより合理的な対応を図ることが可能であることを確認した。次期軽水炉において、DBA/SA 設備についても APC その他テロ対策を考慮した設計とすることで、機能が重複している SA 設備(CV 破損防止機能)と特重施設を統合してプラント全体として最適化が実現可能である(図 1)。

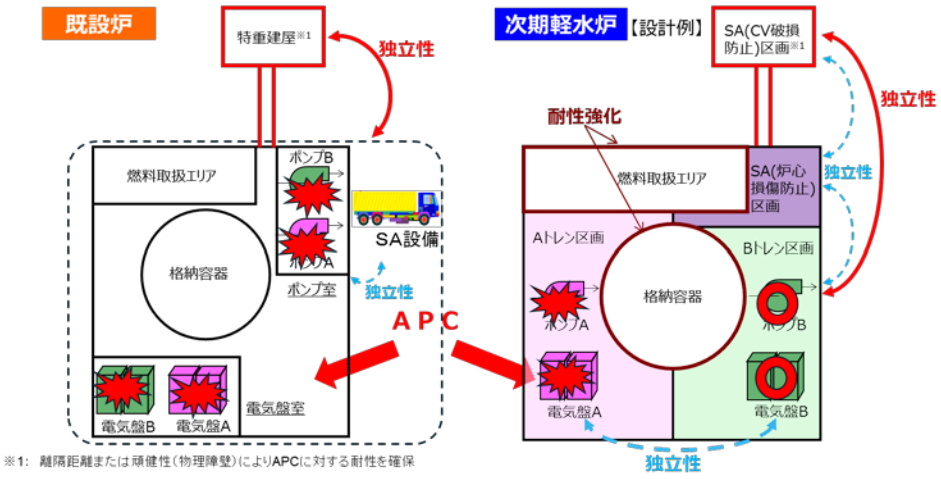


図 1　既設炉と次期軽水炉における APC 対策について

3-3. APC その他テロ対策(特定重大事故等対処施設)の取扱いに係るまとめ

次期軽水炉における APC その他テロ対策の設備構成のあり方について整理した。

次期軽水炉の APC その他テロ対策は、同一の機能を持つ SA 設備(CV 破損防止機能)と特重施設を統合した設備構成とすることで全体最適化が実現可能となる。

- 建屋頑健化、または区画分離の徹底による防護性能と信頼性の向上が可能であり、CV 破損防止機能に対し、合理的に APC その他テロに対する耐性を確保可能
- DBA 設備のトレン間、DBA 設備と SA 設備間の独立性の強化により、同時に全ての炉心損傷防止機能を喪失することが回避できる可能性あり

4.　溶融炉心冷却対策の取扱いについて

4-1. 溶融炉心冷却対策に係る論点整理

炉心溶融後の CV 破損防止対策として考慮する必要がある破損モードは図 2 の通りであるが、原子力安全研究協会発行の SA 時の CV ガイドライン[3]によると、物理現象の不確かさが大きい破損モードは、コンクリート浸食(MCCI)と水蒸気爆発である。

そこで、MCCI 及び水蒸気爆発等の溶融炉心冷却に係る現象の不確かさを論点とし、海外で採用実績のある方式も選択肢に含めて、次期軽水炉における溶融炉心対策の取扱いについて議論した。

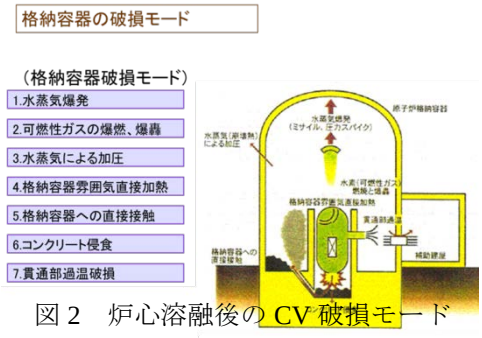


図 2　炉心溶融後の CV 破損モード

4-2. 溶融炉心冷却対策の取扱いに係るまとめ

MCCI 及び水蒸気爆発等の溶融炉心冷却に係る現象の不確かさ及びリスクの観点から、次期軽水炉における溶融炉心冷却対策に係る議論を表 3 の通り整理した。

表 3　溶融炉心の各冷却方式における物理現象の不確かさ及びリスク

	炉内冷却(IVR)	炉外冷却（ｳｪｯﾄｷｬﾋﾞﾃｨ方式）	炉外冷却（ﾄﾞﾗｲｷｬﾋﾞﾃｨ方式）
物理現象の不確かさへの対応	**MCCI**：原子炉容器内に溶融炉心を保持することで、MCCI を回避 **水蒸気爆発**：原子炉容器内に溶融炉心を保持することで、炉外での水蒸気爆発は原理的に回避	**MCCI**：溶融炉心をウェットキャビティに水没させることで、MCCI を回避 **水蒸気爆発**：実機条件での水蒸気爆発による CV 破損の可能性が極めて小さいことを確認することで、水蒸気爆発を確率的に回避	**MCCI**：溶融炉心を専用設備に拡散させ注水冷却することで、MCCI を回避 **水蒸気爆発**：炉外での水蒸気爆発について原理的に不確かさを大きく低減させることで、その発生を回避
リスク	IVR 成立性（炉出力が大きい場合、相対的に不確かさの影響が大きく、炉外への放出の懸念がある）	水蒸気爆発の影響(水蒸気爆発の発生の確率は極めて小さいものの、爆発の不確かさにより、CV 健全性への懸念がある)	溶融炉心の冷却性能（溶融炉心の安定化の不確かさ、システムの複雑化により、冷却性能の確保に懸念がある）

1F 事故の教訓は設計想定外の事象への備えであり、不確かさへの備えは重要であるが、IVR(In-Vessel Retention)方式、ウェットキャビティ方式、ドライキャビティ方式いずれも MCCI、水蒸気爆発の不確かさへの備えの観点では有効であると考える。但し、各方式にはそれぞれ固有の不確かさや特徴があり、リスクが存在する。

そのため、次期軽水炉においては、プラント特性・構造に応じて個々の物理現象の不確かさの低減度合い、各方式のリスクを考慮して溶融炉心冷却方式を選択し、炉心溶融時の CV 破損を防止できる設計とすることが重要である。その際、深層防護の実装の観点でバランスの良い防護性能となるように対策システムを設計することも重要である。

5.　まとめ

本講演では、抽出した各論点に対して、既設炉の SA 対応の考え方及び課題を踏まえ、設計段階から柔軟に対応可能な次期軽水炉において、より安全でより合理的な対応例を検討した。各論点に対して、取り得る対応例を踏まえて導き出された設計方針は以下の通り。

- 恒設/可搬型 SA 設備の取扱い
  - ✓シビアアクシデント対策は、設計段階から系統構成・配置の工夫などを取込むことで恒設設備を基本とした対応を主とし、かつ柔軟性が高い可搬型設備等を適切に組み合わせる
- APC その他テロ対策(特定重大事故等対処施設)の取扱い
  - ✓建屋頑健化、または区画分離の徹底により、同一の機能を持つ、SA 設備（CV 破損防止機能）と特重施設を統合した設備構成とする
- 溶融炉心冷却対策の取扱い
  - ✓発生頻度は低いが不確かさが大きい現象（MCCI 及び水蒸気爆発による CV 破損）に対しても、影響の大きな現象の発生防止と、発生した場合の影響低減の観点から、炉心溶融時の CV 破損を防止できる設計とする

参考文献

[1] AESJ-SC-TR005(ANX2):2015 標準委員会 技術レポート、
『原子力安全の基本的考え方について 第 1 編 別冊 2 深層防護の実装の考え方』
[2] 原子力規制委員会、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」42 条
[3] 原子力安全研究協会、「次世代型軽水炉の原子炉格納容器設計におけるシビアアクシデントの考慮に関するガイドライン」、1999 年 7 月

2020年春の年会

原子力発電部会セッション

「次期軽水炉の技術要件検討」WG 報告
― より安全・合理的な設計を目指して ―

Working Group Report on "Technical Requirements for the Next Light Water Reactors in Japan"
- Toward Safer and Optimized Design -

（3）次期軽水炉における深層防護の実装と技術要件について

(3) Implementation of Defense in Depth and Technical Requirements for the Next Light Water Reactors

*山本 章夫[1]，山口 彰[2]，大神 隆裕[3]，有田 誠二[4]
[1]名古屋大学，[2]東京大学，[3]関西電力，[4]三菱重工

1. はじめに

講演(1)、(2)で報告された次期軽水炉の設計方針が適正化されていることを深層防護の実装の観点から評価・検討した。また、それらの設計方針を実現するための技術要件を取りまとめた。

2. 深層防護を議論するための前提条件

深層防護とは、不確かさへの備えとして、多種の防護策を組み合わせることで、全体としてできるだけ防護の信頼性を向上させるものであり、実装にあたっては、以下の方針[1][2]を用いることとする。

① 原子力安全の目的を達成するために貢献できる複数の防護の目的（防護レベル、護るべきもの）を設定する。
② 防護レベルの目的を達成するため、各防護レベルを突破されないための防止策と、防護レベルを突破された時の緩和策を設定する。
③ 異なった防護レベル間の防止策・緩和策は、「広義の独立性」を有するように設定する。

防護策の考え方について、「防護策全体の性能を高めるためには、各レベルが適切な厚みを持ち、各レベルの防護策がバランス良く講じられ、あるレベルの防護策に負担が集中しないことが重要である」とされている[2]。

また、新設炉に対する深層防護の考え方は様々な機関から提唱されているものの、本 WG においては、表 1 の通り、一例として IAEA が提唱する深層防護(アプローチ 2)[3]に基づき、次期軽水炉における深層防護の実装について検討した。

表 1　IAEA の提唱する深層防護（アプローチ２）

深層防護レベル	深層防護の目的
レベル 1	異常運転および故障発生防止
レベル 2	異常状態の制御、故障の検知
レベル 3	DBA の制御
レベル 4a	炉心溶融を回避するための DEC (Design Extension Condition)の制御
レベル 4b	SA の影響を緩和するための DEC の制御
レベル 5	重大な放射性物質の放出による放射線影響の緩和

*Akio Yamamoto[1], Akira Yamaguchi[2], Takahiro Oogami[3], Seiji Arita[4],
[1]Nagoya Univ., [2]Univ. of Tokyo, [3]KEPCO, [4]MHI

3. 深層防護の実装における留意事項

2 章で述べた深層防護の実装の考え方を基に、具体的に次期軽水炉の設計へ展開する上で考慮すべき留意事項を「冗長性(多重性、多様性、独立性)」「層間の独立性」「外部ハザードへの耐性」「不確かさへの備え」の技術要件の観点で表 2 にまとめた。

表 2　次期軽水炉の深層防護の実装における留意事項

技術要件	次期軽水炉の深層防護の実装における留意事項
冗長性	✓ 防護レベルに関係なく、同一の機能を持つ複数の設備が、同時に機能を喪失しない設計とする
層間の独立性	✓ 有効な層間の独立性を各深層防護レベル間に確保 ✓ あるレベルの防護策に負担が集中しないよう、各レベルの防護策をバランス良く講じる
外部ハザードへの耐性	✓ 設計段階から計画することにより、想定する外部ハザードに対して十分な耐性を確保（津波に対し、敷地嵩上げによるドライサイト化など） ✓ 外部ハザードの想定に対する不確かさへの対処として以下の設計を実施することで、既設炉に比べて信頼性の向上が可能 • 設計基準事故対処設備を含めて多様性を確保 • 可搬型設備等の整備(設備面/運用面を含む対応)
不確かさへの備え	✓ 外部ハザードだけでなく、事故シナリオの不確かさへの備えとして可搬型設備等(設備面/運用面を含む対応)を事象緩和に活用 ✓ 可搬型設備の共用化による運用性向上を図る ✓ 物理現象の不確かさに対しても対処する

4. 深層防護の適切な実装

2 章で述べた IAEA の深層防護レベルを基に、3 章で示した深層防護の実装における留意事項を考慮した次期軽水炉の設計方針を表 3 に整理する。これは次期軽水炉では設計段階から内的事象/外的事象/APC その他テロへの対応を各層に対し全て強化する方針であり、さらには設計上考慮するシナリオの不確かさへの備えも強化することにより、プラント全体としての信頼性を向上させることが可能となる。

表 3　次期軽水炉の設計方針(既設炉から強化方針)

<table>
<tr><th rowspan="3">深層防護レベル</th><th rowspan="3">深層防護の目的</th><th rowspan="3">防止策（例）</th><th rowspan="3">緩和策（例）</th><th colspan="4">既設炉の論点整理を踏まえた次期軽水炉の強化方針</th></tr>
<tr><th colspan="3">想定事象への対応（次頁を参照）</th><th rowspan="2">不確かさへの備え(PE※への配慮)</th></tr>
<tr><th>内的事象</th><th>外的事象
内部ハザード</th><th>外的事象
外部ハザード</th><th>APCその他テロ</th></tr>
<tr><td>レベル1</td><td>異常・故障発生防止</td><td>外部ﾊｻﾞｰﾄﾞ由来のﾘｽｸの低い立地の選定</td><td>安全余裕を含む適切な設計</td><td rowspan="5">• 多重性の強化
• 恒設設備による管理・運用性の向上</td><td rowspan="3">• 独立性(区画分離)の強化</td><td rowspan="3">• 建屋の耐性強化
• 独立性(区画分離)の強化</td><td rowspan="5">• 建屋の耐性強化
• 独立性(区画分離や、分散配置）の強化による耐性向上</td><td rowspan="4">－</td></tr>
<tr><td>レベル2</td><td>異常状態の制御故障の検知</td><td>異常発生の防止</td><td>異常の段階で検知・収束</td></tr>
<tr><td>レベル3</td><td>DBAの制御</td><td>DBA基準逸脱の防止</td><td>工学的安全施設による事故の収束</td></tr>
<tr><td>レベル4a</td><td>炉心溶融を回避するためのDECの制御</td><td>重大事故の防止</td><td>格納容器内において事故を収束</td><td rowspan="2">• 独立性(区画分離)の確保</td><td rowspan="2">• 恒設設備による管理･運用性の向上
• 独立性(区画分離)の確保</td><td rowspan="2">• 不確かさへの備えとして、可搬型設備等を事象緩和に活用することで、信頼性を向上
• 可搬型設備の仕様共通化等により運用性を向上</td></tr>
<tr><td>レベル4b</td><td>SAの影響を緩和するためのDECの制御</td><td>格納容器破損を防止</td><td>放射性物質の放出を抑制</td></tr>
<tr><td>レベル5</td><td>重大な放射性物質の放出による放射線影響の緩和</td><td>放射性物質の大規模放出を防止</td><td>敷地外緊急対応</td><td>－</td><td>－</td><td>－</td><td>－</td></tr>
</table>

※ PE(Practically Eliminate)については、 IAEA の原子力発電所の原子炉格納系の設計(NS-G-1.10)、同安全設計要求(SSR-2/1)によれば、早期或いは大規模放射性物質の放出に繋がるシーケンスを PE とすべきであり、それは“ある状態が発現する可能性は、物理的に発生し得ない、あるいは、高い信頼水準で極めて発生しがたいと判断される場合、「実質上除外される」と考えられる”　と定義されている[4][5]。本 WG での PE はこれに従った解釈とする。

また、2 章で示した通り、防護策全体の性能を高めるためには、各レベルが適切な厚みを持ち、各レベルの防護策がバランス良く講じられ、あるレベルの防護策に負担が集中しないことが重要である。この観点で既設炉（新規制基準制定後）と次期軽水炉の防護性能のイメージを図 1、2 に示す。既設炉では CV 破損防止策を特に強化されているが、次期軽水炉では各深層防護レベルをバランスよく設計しており、プラント全体の信頼性が向上している。

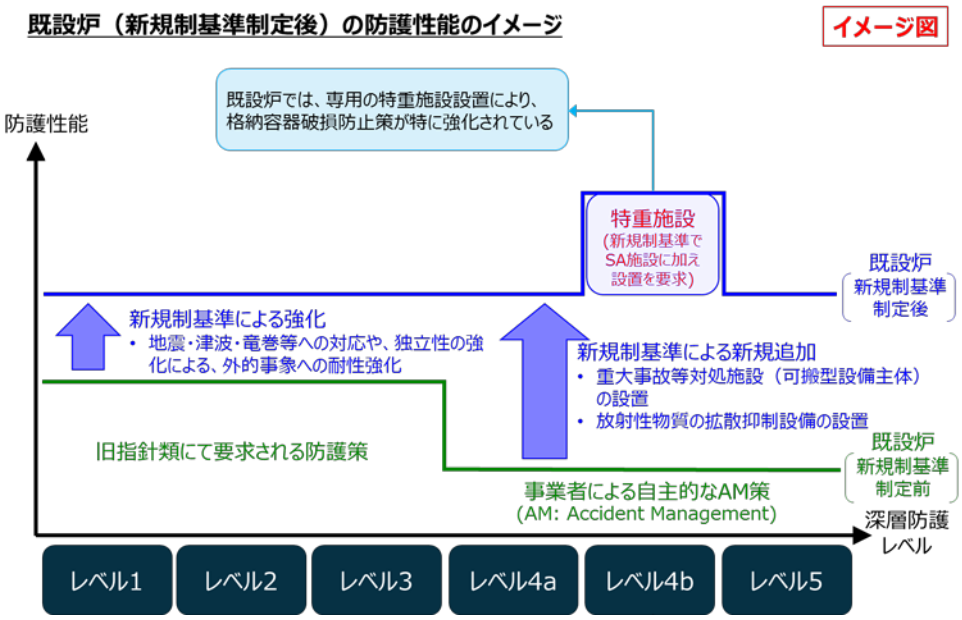


図 1　既設炉(新規制基準制定後)の防護性能のイメージ

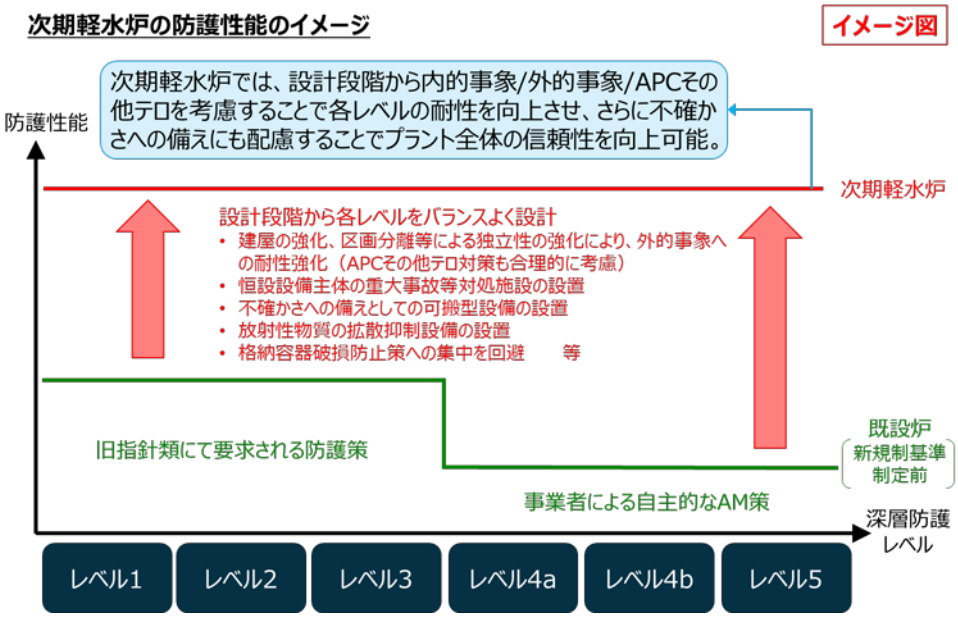


図 2　次期軽水炉の防護性能のイメージ

以上、次期軽水炉では設計段階から適切な安全対策を講じることで深層防護全体としての実効性を合理的に向上させることができる。より安全でより合理的な次期軽水炉の設計方針は以下の通りとなる。

- 早期もしくは大規模な放射性物質放出に至る状態を実質的に排除(PE)できるように設計
  PE となる事故シナリオや物理現象の不確かさに対しても備えを講ずる

- ✓ 設計段階から外部ハザードを考慮することで、各レベルの耐性を向上
- ✓ 建屋頑健化、または区画分離の徹底を図ることで、トレン間及び設計基準対象設備と SA 設備間の独立性を強化
- ✓ 恒設設備を主体とすることで、管理運用性を向上
- ✓ 物理現象の不確かさ等にも配慮した溶融炉心冷却対策
- ✓ 事故シナリオの不確かさへの備えとして、可搬型設備等により柔軟性を確保

➢ バランス良い防護策

- ✓ CV 破損防止機能に集中していた防護策の最適化
- ✓ SA 設備の恒設／可搬型の組合せを最適化することで、作業員負担を軽減し、人的過誤のリスク等を低減

5. 次期軽水炉の設計方針を実現するための技術要件

4 章で述べたより安全でより合理的な次期軽水炉の設計方針を実現するための技術要件を表 4 の通り整理した。

表 4　次期軽水炉の安全確保のための技術要件

	新規制基準で新設／強化された規制要求	安全確保のための技術要件
①	耐震・耐津波性能	設定した地震動に対する耐震性や津波高さに対する対策を設計段階から織り込むこと（建屋壁の増厚や敷地ドライサイト化など)
②	電源の信頼性	設計段階から位置的分散配置等の系統構成･配置の工夫などを取込むことで恒設設備を基本とした対応を主とし、かつ柔軟性が高い可搬型設備等を適切に組み合わせること
③	火災に対する考慮	内部火災対策を設計段階から織り込むこと（区画分離の徹底など）
④	自然現象に対する考慮	設定した火山、竜巻、森林火災に対する対策を設計段階から織り込むこと（堅牢な建屋構造、防火帯の確保など）
⑤	内部溢水に対する考慮	内部溢水対策を設計段階から織り込むこと（高エネルギー配管のルーティングエリア限定、配管等の耐震性強化、区画分離など）
⑥	その他の設備の性能	想定される対策を設計段階から織り込むこと（瓦礫撤去用重機の配備、緊急時対策所の耐震性強化、通信／計測系の信頼性・耐久性の向上　等）
⑦	炉心損傷防止対策（使用済燃料プール内燃料損傷防止対策）	設計段階から位置的分散配置等の系統構成･配置の工夫などを取込むことで恒設設備を基本とした対応を主とし、かつ柔軟性が高い可搬型設備等を適切に組み合わせること
⑧	格納容器破損防止対策	設計段階から系統構成･配置の工夫などを取込むことで恒設設備を基本とした対応を主とし、かつ柔軟性が高い可搬型設備等を適切に組み合わせること また、溶融炉心冷却対策としては、極めて低い確率の現象に対しても、影響の大きな現象の発生防止と発生した場合の影響低減の観点から炉心溶融時の CV 破損を防止できる設計とすること
⑨	放射性物質の拡散抑制対策	放射性物質の拡散抑制対策については、想定を大きく超える事象への対応となるためフレキシビリティの観点から可搬型設備（放水砲、シルトフェンス等）での対応を基本とすること。また、可搬型設備の仕様共通化等により運用性の向上を図ること
⑩	意図的な航空機衝突への対応	故意による大型航空機衝突を想定し、建屋頑健化または区画分離の徹底により、燃料損傷あるいは CV 破損を防止すること

6. おわりに

本 WG では、次期軽水炉の設計方針を実現させるための技術要件をまとめた。

- 福島第一発電所事故の教訓を踏まえ、次期軽水炉においてより安全でより合理的な安全対策が可能となり得る項目として 3 つの論点を抽出し、深層防護と整合する設計方針を議論。
  - ✓ 恒設/可搬型 SA 設備　　：恒設が主体、不確かさ・柔軟性の観点から可搬型設備等を装備
  - ✓ APC その他テロ対策(特重施設)　：SA 設備(CV 破損防止)と特重施設を統合
  - ✓ 溶融炉心冷却対策　　：不確かさが大きい事象に対しても対応
- 上記の論点を取り入れ、次期軽水炉に対する技術要件を整理。
- 本 WG での議論をより具体化するために、今後以下のような検討が望まれる。
  - ✓ 次期軽水炉の安全の考え方を踏まえた新設向けの規制要求
  - ✓ 防護レベルの性能目標に係る検討

参考文献

[1] 日本原子力学会、「社会と共存する魅力的な軽水炉の展望」調査専門委員会報告書、2017 年 3 月
[2] AESJ-SC-TR005(ANX2):2015 標準委員会 技術レポート、
『原子力安全の基本的考え方について 第 1 編 別冊 2 深層防護の実装の考え方』
[3] IAEA-TECDOC-1791 “Considerations on the Application of the IAEA Safety Requirements for the Design of Nuclear Power Plant”, 2016
[4] IAEA NS-G-1.10, “Design of Reactor Containment Systems for Nuclear Power Plants”, 2004
[5] IAEA SSR-2/1 (Rev.1), “Safety of Nuclear Power Plants: Design”, 2016

Planning Lecture | Board and Committee | The Ethics Committee

[2K_PL] Code of Ethics of the Organization, including the Academic Society; and the Behavior of the Organization Members

Consideration of the Code of Ethics that was revised after the 1F accident

Chair:Tomohito Nakano(TOSHIBA ESS)

Tue. Mar 17, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room K (Lecture Bildg. S 2F S-21)

[2K_PL01] Significance in this Session

*Kyoko Oba[1] （1. JAEA）

[2K_PL02] Pursuit of Nuclear Technology Useful for the Society: understanding the AESJ's Code of Conduct, Article 2

*Tomoki Ohashi[1] （1. Miyagi Gakuin Women's Univ.）

©Atomic Energy Society of Japan

2020年春の年会

倫理委員会セッション

学会等組織の倫理規程と組織構成員の行動 －1F 事故後に改定した倫理規程からの検討－

Code of Ethics of the Organization, including the Academic Society; and the Behavior of the Organization Members -Consideration of the Code of Ethics that was revised after the 1F accident-

本企画セッションの意義 ～1F 事故と倫理規程，倫理委員会の活動について～

Significance in this Session: 1F accident and Code of Ethics; and activities performed by the Ethics Committee

*大場 恭子[1]

[1]JAEA

1. 企画セッションの趣旨

日本原子力学会は，学会としての基本的な理念を示した「行動指針」と，学会員の心構えと言行の規範とである「倫理規程」を定めている。そして，これらはいずれも東京電力福島第一原発事故（以下，1F 事故）を踏まえ，2014 年に改定を行った。

本企画セッションでは，1F 事故後のこれらの改定の背景に再度注目するとともに，現在の学会あるいは学会員の活動を現在の「行動指針」および「倫理規程」に照らし合わせ，実践できているのか，いないのか。今後どのような活動が求められるかに，率直な議論をしたい。

2. 行動指針と倫理規程

2-1. 行動指針

原子力学会の行動指針は，学会設立 50 周年を迎えるにあたって 2007 年 12 月に制定された。日本原子力学会の理念、ビジョン，日本原子力学会の社会に対するつとめ，原子力学会による会員活動への支援の 3 つのカテゴリーによる計 15 条から成っている。

その後，1F 事故および学会の定款の改定を受け，行動指針も改定され，現在に至っている。現在の行動指針は，学会としての基本的な理念を示すことを目的にしつつ，コンパクトにすると同時に，定款と重複する具体的な事業内容は省いたものとなった。

1. 信頼醸成への貢献
   1.1 弛まず安全性の向上を追求する。
   1.2 より高い倫理観を醸成する。
   1.3 公平公正を旨とし、透明性を維持する。
   1.4 国民・地域社会から信頼される技術情報源となるよう努める。
2. 社会に役立つ原子力技術の追求
   2.1 広く国内外の知見・経験に学び、学術および技術の向上を主導する。
   2.2 研究開発成果の活用と普及を進め、地球環境の保全、人類社会の持続的 発展に寄与する。
   2.3 次世代の研究者・技術者を育成・支援し、技術の継承を図る。
3. 国際的な活動
   3.1 原子力平和利用の豊富な実績と、原子力事故の当事国となった経験に基 づき、世界の原子力技術とその安全性の向上に貢献する。
   3.2 我が国の原子力平和利用と核セキュリティに対する国際的信頼の向上 に努める。

2-2. 倫理規程

1998 年の使用済み燃料輸送容器データ改ざん等の問題を受け，学会員の心構えと言行の規範として 2001 年に制定された。「前文」「憲章」「行動の手引」の 3 部構成は，6 回の改定を経た現在も変わっていない。

1F 事故後は，事故そのものを受けての改定（たとえば，「規制適合が目的化することへの戒め（2－8)」、「技術成熟の過信への戒め（2－9)」）だけでなく，組織文化を重視し，組織の責任を明確にした。

以下に，憲章のみ掲載する。

1.（行動原理）
会員は，人類の生存の質の向上および地球環境の保全に貢献することを責務と認識し，行動する。

2.（公衆優先原則・持続性原則）
会員は，公衆の安全をすべてに優先させて原子力および放射線の平和利用の発展に積極的に取り組む。

3.（真実性原則）
会員は，最新の知見を積極的に追究するとともに，常に事実を尊重し，自らの意思をもって判断し行動する。

4.（誠実性原則・正直性原則）
会員は，法令や社会の規範を遵守し，自らの業務を誠実に遂行するとともに，社会に対する説明責任を果たし，社会の信頼を得るように努める。

5.（専門性原則）
会員は，原子力の専門家として誇りを持ち，携わる技術の影響を深く認識して研鑽に励む。また，その成果を積極的に社会に発信し，かつ交流して技術の発展に努めるとともに，人材の育成と活性化に取り組む。

6.（有能性原則）
会員は，原子力が総合的な技術を要することを常に意識し，自らの専門能力に対してその限界を謙虚に認識するとともに，自らの専門分野以外の分野についても理解を深め，常に協調の精神で臨む。

7.（組織文化の醸成）
会員は，所属する組織の個人が本倫理規程を尊重して行動できる組織文化の醸成に取り組む。

2-3. 倫理委員会における 1F 事故以降の倫理規程改定以外の活動

倫理委員会の任務は，倫理委員会規程第 2 条により，定められているが，1F 事故以降の主な活動としては，東日本大震災良好事例集の発行，年会・大会における企画セッションの実施，倫理研究会の実施が挙げられる。また，2019 年の学会誌（6 月号，7 月号）では，委員会活動の報告を掲載した。

3. 企画セッションに向けて

本セッションでは，1F 事故前から原子力産業にかかわられていらっしゃる産業心理学，安全人間工学（ヒューマンエラー予防，安全と安心）の専門家である大橋先生にご講演いただき，率直なご意見を伺うと同時に，そのご講演も踏まえながら，今後の原子力学会あるいは原子力学会んのあるべき姿について，率直なディスカッションを展開したい。

---

*OBA Kyoko

[1] Japan Atomic Energy Agency

2020年春の年会

倫理委員会セッション

学会等組織の倫理規程と組織構成員の行動 －1F 事故後に改定した倫理規程からの検討－

Code of Ethics of the Organization, including the Academic Society; and the Behavior of the Organization Members -Consideration of the Code of Ethics that was revised after the 1F accident-

"社会に役立つ原子力技術の追求（行動指針第 2 条）"とは

～1F 事故を踏まえて～

Pursuit of Nuclear Technology Useful for the Society

: understanding the AESJ's Code of Conduct, Article 2 -lessons learned from the 1F accident-

*大橋 智樹[1]

[1]宮城学院女子大学

それは緊急地震速報から始まった。2 日前にも聞いた同じ音が，社会を大きく変える何かの始まりだとはまったく考えなかったし，それどころか 2 日前と同じく何も起こらないだろうと思っていた。とはいえ，幼少期に叩き込まれたことには自然に体が動くもの。閉じていたドアを開け，避難路を確保した。それもあくまで単なる“ポーズ”だった。カタカタカタカタという小刻みな振動は，突然，異次元のシェイクに変わった。地震だとわかる範囲で，しかし，経験したことのないその揺さぶられ方に，恐怖よりも驚愕が勝っていたように思う。先ほどポーズで開けたドアからホールへ移動し，太い柱に抱きついたが，シェイクはまったく収まる気配をみせなかった。次第に揺れに飽きていった私は，ポケットからケータイを取り出してムービーを撮った。

2011 年 3 月 11 日 14 時 46 分。そのシェイクに遭遇した時，私は福島県富岡町にいた。町役場に隣接する「学びの森」で 14 時 50 分から講演をする予定で，その 4 分前のことだった。

あれから 9 年。日本のほぼすべての発電所を回り，原子力発電所を有するほぼすべての電力会社と対話をする中で，いま私は強い危機感をおぼえている。福島第一発電所は事故を起こし，福島第二発電所，東海第二発電所，女川発電所は辛くも大事故は免れた。原子力に関わる人たちは，あの日のそれらから何かを学び，自分たちの日々の業務に，なんとか活かしていこうとしている，とは思う。しかし，そこには温度差を感じる。

あの日の出来事から学ぶべきことはただ一つだと私は思う。すなわち，「人知を超えることは起こり得る」，当たり前のことだがこれに尽きる。しかし，想定外の想定内化は“人知を拡張すること”に寄与し，その結果として新たな，そして“あの時より想定外な”想定外を生んでいる。技術にとって想定が必要であることは誰もが知っているが，想定をする以上，常に同時に想定外も存在し続けることからは目を背ける。人間は不安定を嫌う生き物である。未知は不安定の代表だから，未知から目を背けたがるのはある意味自然である。

本学会の倫理規程行動憲章には次の記述がある。「広く国内外の知見・経験に学び、学術および技術の向上を主導する。」

「広く学び」，「向上を主導する」ためには，まずは自らの中の未知の存在を認め，それを維持しなければならない。すなわち，自ら を 不安定 な 状態 に 保つ ことが必須なのだ。不安定を嫌う人間としての性に抗うことは容易ではない。しかし，原子力災害を二度と起こさないと誓うならば，その難しさを乗り越えねばならない。

本シンポジウムでは，いまどこにどんな課題があり，それらがなぜ危ないのか。福島事故以降も原子力に関わり続ける人々の課題について議論したい。

---

*OHASHI Tomoki

[1] Miyagi Gakuin Women's University

Planning Lecture | Board and Committee | Fellows Planning Committee (FPC)

[2L_PL] 12th Fellows Gathering

Chair:Kazuaki Matsui(FPC)

Tue. Mar 17, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room L (Lecture Bildg. S 2F S-22)

[2L_PL01] Where do the Japan's NPP s go?

*Shunichi Tanaka[1] （1. Former NRA）

©Atomic Energy Society of Japan

2020年春の年会

フェロー企画運営小委員会セッション

第 12 回 フェローの集い
12th Fellows Gathering

日本の原発はどこへ行く

Where is going Nuclear Power in Japan

*田中　俊一[1]
[1]前原子力規制委員長

1. パラダイムの崩壊

我が国の原子力政策は、1960 年代から軽水炉の使用済燃料は六ヶ所工場で再処理し、再処理に伴う高レベル廃棄物は最終処分場で処理する、さらに再処理によって得られるプルトニウムは、当面はプルサーマルで利用し、その後は高速増殖炉サイクルに移るというシナリオを基本としてきた。これは、エネルギーの安定確保は、エネルギー資源のない日本にとっては悲願であり、それを実現するのが、プルトニウムを増殖し、利用できる高速炉サイクルであるとの考えに基づいている。

このシナリオは、MOX 燃料用再処理工場（技術）、高速増殖炉、MOX 燃料加工、高レベル廃棄物の最終処分等、つまり、燃料サイクル体系を構成するフロントからバックエンドまでの個々の技術が、実用レベルで利用できる場合にのみ成り立つものである。しかし、半世紀もの間、莫大な予算を費やしても、いずれの技術も実用に達成していない。つまり、高速増殖炉サイクルは、「ダーウインの海」どころか「死の谷」も越えられないままである。

高速増殖炉サイクルこそが、原子力利用であるという頑なさを拠り所に、進めてきた燃料サイクル政策は、2011 年 3 月に発生した東京電力福島第一原発事故（1 F 事故）によって夢のパラダイムが崩れただけでなく、プルサーマルを基本とする軽水炉サイクルを担う原発の存続すら危い状況にある。

2. 原子力利用の現状

2-1. 新規制基準と原発の再稼働

1 F 事故は、原発事業者を中心に繰り返されてきた「安全神話」の虚構を白日に晒し、原子力の安全規制についての国民・社会の信頼を完膚なきまでに失墜させた。そうした状況の下で、2012 年 9 月に原子力規制委員会が発足し、翌年 7 月にいわゆる新規制基準が施行された。新規制基準では、様々な自然の脅威やテロや人的ミスなど想定しうる全ての要因に起因する重大事故を防止することと同時に、事故の拡大を防止するための対策を事業者に求めている。さらに、1 F 事故では、原発サイトの内外を含めて放射線被ばくによる確定的な健康影響は認められていないものの、無計画な避難指示が多数の犠牲者を出したこと、さらに大量の半減期の長い放射性物質が環境に放出されたことで、大規模な除染を余儀なくし、かつ避難の長期化をもたらしたことを踏まえて、事故によって住民の避難に至らないような事故緩和策も要求している。

新規制基準の施行とともに、約 1 年の間に 20 基の変更申請がなされ、審査を経て 2019 年 12 月時点で 9 基の PWR が再稼働し、3 基の設置変更が許可されている。一方、BWR については、柏崎・刈羽 6，7 号機、東海第 2 号機が設置変更の許可を得ているが、今のところ再稼働できる具体的な見通しはない。

新規制基準ではバックフィット制度が導入され、新規制基準に適合することが、原発を再稼働させるための必要条件として求められることから、一部の原子力関係者の中には原発の再稼働が原子力規制委員会の判断に依存するかのように考える向きもあるが、規制基準を満足することは、原発の安全を確保し、稼働させるための最低条件である。原子力規制委員会の審査をクリアしても、1 F 事故後に格段に厳しくなった立地自治体をはじめとした住民の合意がなければ稼働できない現実があることを認識すべきである。

そうした中で、2015 年 9 月に九州電力川内 1 号機を皮切りに、2018 年 6 月の関西電力大飯 3 号機までの 9 基の原発が再稼働できたことは、新規制基準に対する一定の信頼が得られたことを裏付けるものとして、事

故後に早期に再稼働したことと合わせて国際的には画期的なことと高く評価されている。加えて、立地住民の信頼を取り戻すという点では、再稼働した原発が、司法による理不尽な停止命令を除くと、今日まで計画外停止をすることもなく安定した運転を達成している事実は、原発事業者に対する信頼を取り戻す上で重要な実績として特筆されてよく、引き続き緊張感をもって稼働に取り組むことを望みたい。

2-2. 原発の現状の意味すること

1F 事故は、我が国の原発利用の環境を大きく変化させ、既存の原発の再稼働も容易でなく、軽水炉サイクルの実現性は、先行きが見通せない現実に直面している。そもそも、軽水炉サイクルは、六ケ所再処理工場の稼働によって抽出される 5〜6 トンのプルトニウムを消費するための策で、16〜18 基のプルサーマル炉とフル MOX の大間原発で再処理によって分離されるプルトニウムを利用することによって、余剰のプルトニウムを蓄積しないためのバランスをとるための苦肉の策である。MOX 燃料を利用できる既設の原発は 10 基程度であり、16〜18 基は、相当数のプルサーマル炉を新設することを前提としたものであった。現在、MOX 燃料を利用できる原発で設置変更の許可を得ている原発は 6 基だけであり、今後、許可を得られる原発を加えても、六ケ所再処理工場で回収されるプルトニウムとのバランスはとれないことは明らかである。

我が国は、再処理を行う前提として「使う予定のない余剰のプルトニウムはもたない」ことを国際的に約束しているので、プルトニウムがどんどん蓄積されることになる状況では、六ケ所再処理工場を稼働させることはできないことになる。つまり、六ケ所再処理工場の稼働を止めるか、プルトニウムの消費ができる範囲で部分稼働するかの選択を間もなく余儀なくされることになるが、部分稼働だけで再処理工場を維持することは電力事業の深刻な負担になることも考えなければならない。

もともと、プルサーマルを行ってもウラン燃料の節約効果は僅か 10 数%程度と推定されており、かつ MOX 燃料がウラン燃料と比べて非常に高価であること、さらに MOX の使用済燃料を再処理することができないことを考慮すれば、プルサーマルを行う必然性はなく、軽水炉で MOX 燃料を利用するために再処理工場を稼働させなければ積極的な理由はない。

にもかかわらず、軽水炉燃料の再処理に拘泥する理由は、燃料サイクルという言葉で問題解決を先延ばししてきた原子力政策にある。再処理を止めた時に問題となるのは、使用済燃料の扱いと高レベル廃棄物の処分である。使用済燃料は、既に 2 万トン程度蓄積されており、この処理・処分は、今後の原発の稼働に拘わらず解決しなければならない課題である。我が国は、使用済燃料は六ヶ所再処理工場で再処理し、高レベル廃棄物はガラス固化体に加工して、500m 以深の地層に処分するとしてきたので、再処理の中止は、即、使用済燃料の処分、高レベル廃棄物の処理・処分政策の見なおしになる。しかし、いかなる困難があっても、燃料サイクル政策の見直しは避けられない現実にある。

3. 何をなすべきか

3-1. 燃料サイクル政策の見直し

2018 年、資源エネルギー庁から「エネルギー基本計画」が出されたが、そこでは「我が国は、資源の有効利用、高レベル放射性廃棄物の減容化・有害度低減等の観点から、使用済燃料を再処理し、回収されるプルトニウム等を有効利用する核燃料サイクルを推進する」という従来の基本方針が維持されている。既存の原発の維持さえも難しくなっている現実を深刻に捉えた上で、原子力利用を如何に継続的に利用するかといった観点は全くない。

高速増殖炉の実用化は、米国、フランス、英国などの原子力先進国で放棄されているという現実を踏まえず、科学的にも見通しがないことが明白になっているにも拘わらず、高速増殖炉サイクルに執着し、高レベル放射性廃棄物の減容化・有害度低減を掲げる政策からは、1F 事故後の危機感の片鱗も感じられない。「もんじゅ」の廃炉が 3 年前に決められた時点で、燃料サイクルの幻想を払拭する契機にすべきものであったはずである。

2018 年には、「長期エネルギー需給見通し」も発表され、原子力は、2030 年に全電力の 20〜22%を担うとされている。しかし、政府が原発への依存度を徐々に削減し、いずれ原発への依存をゼロにするとすると方針を繰り返し、原発の新設の可能性は議論すらできず、既存の原発の再稼働もままならない現状を踏まえれ

ば、この目標は全く空虚である。今日求められていることは、原発の割合を云々する単なる数値合わせでなく、20～22%の目標を如何に達成するかの政策である。

3-2. 1F の廃炉と福島

１F 事故がもたらした最も深刻な問題は、放射能による環境の汚染と放射線被ばくに対する住民の不安である。放射線・放射能に係る防護基準は、安全性の判断をするための指針であるべきものが、政治的判断によって非科学的で合理性に欠ける規制や基準が施行されているため、放射線被ばくに係る住民の誤解と不安が助長され、結果的に復興の大きな障害となっている。

事故後の原子力災害対策、放射線対策、放射線防護にかかる行政判断に関して、原子力関係者の存在が無力であったことも指摘しておきたい。結果的に、時には住民の安全や復興に関して有害な存在となり、放射線被ばくに対する住民の不安を煽り、復興のための取り組みを難しくし、福島の復興を遅らせていることも指摘しておきたい。原子力の安全の究極は、周辺住民に迷惑をかけないことであるが、現実には、深刻な犠牲を強いたことと合わせて、もっとも必要とされる時に適切な発信ができなかったことを厳しく反省しなければならない。

住民が安心して復興に取り組めるように１F の廃止措置を住民の信頼の下に着実に進めることも極めて重要で、事故を起こした事業者の最低の責任である。しかし、トリチウム汚染水の処理に係る混乱に見られるように、国や東電に対する住民の不信感は払拭されていない。廃止措置はデブリの取り出しだけでない。様々な放射性廃棄物の処理も含めて、極めて難しい課題が山積しており、住民の信頼と理解を得ながら一つ一つ着実に進めることが必要である。しかし、現実は 40 年後にはサイトが更地にできるかのような現実味のない社会的パフォーマンスが先行し、科学的に合理的に進められていない現実をみると１F の廃止は前途多難と言わざるを得ない。

１F の廃止措置を着実に進めることが原発の再稼働・再利用のための最低条件であることを改めて認識すべきである。

3-3. 人材と技術基盤

原子力利用を支えるための基盤は、優れた人材を確保することと、確かな技術基盤である。しかし、誤った原子力政策によって、人材と技術を支える基盤への国の投資は決定的に疲弊してきており、現状は、原子力利用を継続することが難しい状況にある。

大学の原子力専攻の学科が廃止され、原子力の総合的研究開発機関として優れた人材を輩出し、原子力の基盤となる科学技術を支えてきた日本原子力研究所が消滅してからすでに 10 年以上経過し、我が国の原子力利用の足元は極めて危うい状況にあったが、そうした中で発生したのが１F 事故である。

現在の苦境を凌ぎ、将来への展望を拓く可能性を求めるのであれば、軽水炉は実証済みの技術であり、事故は起こらないという国と事業者の誤った認識の下で、人材育成や基礎・基盤の研究開発が軽視されてきたことを深刻に反省し、原子力利用を支える基盤を再構築する以外にない。

優れた人材や技術は、掛け声だけでは育たない。研究炉等のインフラが必要であるが既存の研究炉は非常に老朽化しており、我が国の研究炉はまもなく消滅する運命にある。研究炉の消滅は、原発の消滅と同じである。今、急がなければならないことは、将来の原子力利用を支える人材と技術基盤への投資である。

4. おわりに

40 年規制と相俟って事業者が既存の原発を稼働させるためにどの程度の投資ができるかという問題もあり、相当数の原発は廃炉の判断がされているのが実態である。さらに、2030 年時点でも、20～22%のレベルを維持するとされているが、このためには、原発の新増設が必須である。しかし、原発の新増設の難しさは想像を絶する。それは、社会的に受容されるかの問題に加え、国の脱原発の方針と電力自由化の中で事業者が新規原発建設の莫大な投資ができるかどうかという課題もある。

今、必要とされていることは、原発の割合を云々する単なる数値合わせでなく、これまでの原子力政策を反省し、改めて原子力発電の位置づけを冷静に議論することである。原発の安全を担保することの重要性はいうまでもないが、現実と乖離したまま、諸々の課題の解決への道筋を放置してきた原子力政策を、原子力

利用の歴史的役割を振り返り、温暖化問題という全世界的な新たな喫緊の課題を踏まえて徹底的に見直すことが必要である。その上で、原子力エネルギー利用について原点に立ち返って、広く国民全体で議論する以外に現状を打開できる可能性はないことを自覚すべきである。

燃料サイクルの実現を信じることは、原子力利用の再興の芽を摘むことになる。多額の予算と長い年月を費やしても実現できないことを謙虚に評価するべきで、科学技術は信じても達成できるものではない。

---

*Shun-ichi Tanaka [1]

[1]Former Chairman of the NRA of Japan

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

[2M_PL] Research and Development for the Technology Advancement of Nuclear Facilities Using Domestic Irradiation Facilities

Chair:Eiichi Wakai(JAEA)

Tue. Mar 17, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room M (Lecture Bildg. S 3F S-31)

[2M_PL01] Development of Materials Irradiation Using the High Neutron Flux Reactor "JOYO"

*Shigetaka Maeda[1]（1. JAEA）

[2M_PL02] Current Status and Future Prospects for Domestic Irradiation Facilities

*Tamaki Shibayama[1]（1. Hokkaido Univ.）

[2M_PL03] A Research of the Japanese Decommisioning Reactor Materials (Charpy Impact Test)

*Hideki Yuya[1]（1. CHUBU Electric Power）

[2M_PL04] Discussion

*Akira Hasegawa[1]、*Katsuhiko Fujii[2]、*Satoshi Hanawa[3]、*Ryo Ishibashi[4]（1. Tohoku Univ., 2. INSS, 3. JAEA, 4. HITACHI）

©Atomic Energy Society of Japan

2020年春の年会

材料部会セッション

今後 10 年に向けた国内照射施設を活用した原子力施設の技術高度化のための研究と開発方向性

Research and Development for the Technology Advancement of Nuclear Facilities Using Domestic Irradiation Facilities

（1）高中性子束照射場「常陽」における材料照射の将来展開

(1) Development of Materials Irradiation using the High Neutron Flux Reactor "Joyo"

*前田　茂貴[1]

[1]日本原子力研究開発機構

1. はじめに

中性子やガンマ線の照射環境で使用される原子炉構造材料等の研究開発では、照射損傷による材料の特性変化の把握、耐照射性材料の開発、照射による特性変化を考慮した構造強度評価（設計法や維持基準）の確立、複数の候補材の性能比較・スクリーニング、先行して実施する目標までの確証試験や、目標を超えて性能限界を見極める試験を実施する必要がある。このためには、実際の使用環境のスペクトルを模擬できる照射場特性を持ち、パラメトリック照射のための十分な照射体積と、高中性子束密度を有する高速中性子照射場が必要である。OECD 諸国内で利用可能な高速中性子照射場は「常陽」のみであり、日本が国際競争力を維持し、世界の原子力開発をリードする上で、従来の高速炉開発の照射試験に限らず、中低速中性子スペクトル照射、低温照射、高温照射技術により多種多様な目的に「常陽」を活用することが重要である。

2. 「常陽」の概要

「常陽」は、高い高速中性子束密度に加えて、幅広い照射試験の許可、高度な照射技術を有し、試験目的に応じた柔軟な運転が可能である。また、「常陽」周辺には、照射した燃料・材料をホットセル内に受け入れ、中間検査や照射試料の交換を含む様々な照射後試験（PIE）を実施する施設があり、総合的な照射試験施設群を形成している（図1）。

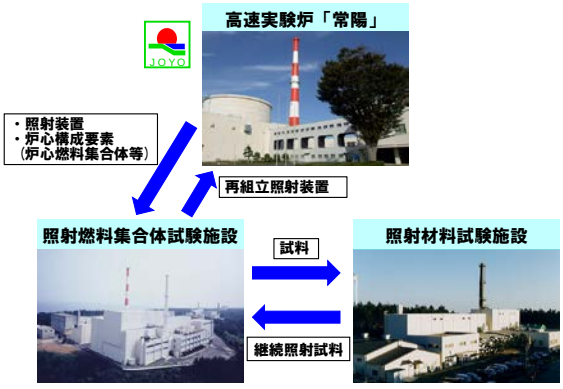
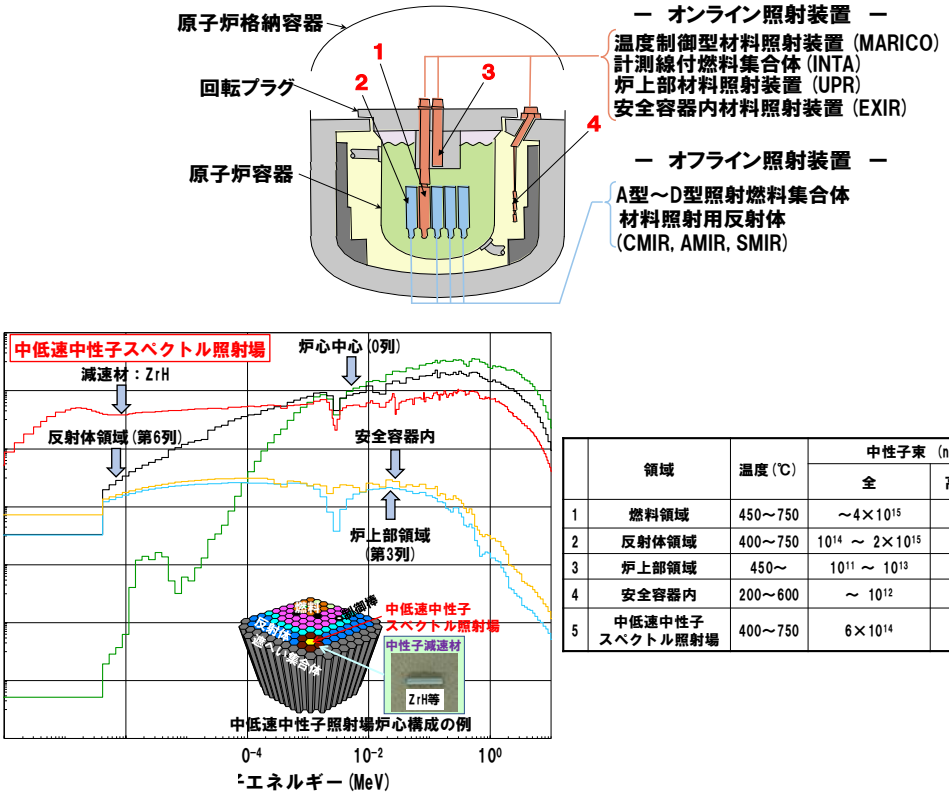


図 1　「常陽」及び照射後試験施設

「常陽」は、1977 年に増殖炉心（MK-I炉心）の運転を開始し、1983 年から MK-II炉心の本格的な照射試験が始まり、2004 年から 2007 年までは高性能化した MK-III炉心で運転した。この間、試験用燃料で 144GWd/t の燃焼度を達成した他、燃料溶融限界線出力試験をはじめとする数多くの燃料・材料の照射試験を実施し、高速炉開発に有用なデータを蓄積してきた。また、東北大学金属材料研究所の大学共同利用の一環として 1984 年からは「常陽」の照射利用が開始され、これまでに 40,000 試料を超える核融合炉等の材料開発のための受託照射を実施した。さらに、特に鉄鋼材料の照射損傷の確立に重要となるヘリウム生成量(He-appm)及び弾き出し損傷量(displacement per atom : dpa)との比(He-appm/dpa)を任意に取得可能とする東海・原科研 JRR-3M 炉との組み合わせ(カップリング)照射の実績[1]も有している。

現在は、新規制基準適合性確認の審査を受けており、最大高速中性子束 2.9×10^{15}n･cm^{-2}･s^{-1}の MK-IV炉心（100MW）での運転再開を目指している。



	領域	温度 (℃)	中性子束 (n・cm^{-2}・s^{-1}) 全	中性子束 (n・cm^{-2}・s^{-1}) 高速 (E≧0.1MeV)	60日間 (1cy.) の全中性子照射量 (n・cm^{-2})
1	燃料領域	450～750	～4×10^{15}	～3×10^{15}	～2×10^{22}
2	反射体領域	400～750	10^{14} ～ 2×10^{15}	10^{14} ～ 2×10^{15}	～10^{22}
3	炉上部領域	450～	10^{11} ～ 10^{13}	10^{10} ～ 10^{12}	～10^{20}
4	安全容器内	200～600	～ 10^{12}	～10^{10}	～10^{19}
5	中低速中性子スペクトル照射場	400～750	6×10^{14}	2×10^{14}	3×10^{21}

図２　「常陽」照射場の特徴

3. バラエティーに富む照射場

図 2 に示すとおり、「常陽」は炉内の中性子スペクトル及び温度が異なる様々な照射場に加え、減速集合体の装荷による MA や LLFP の核変換研究のための中低速中性子スペクトル照射場、軽水炉並みの照射温度(約300℃)を可能とする運転温度の低温化、高ガンマ発熱体を装備した 1000℃以上の高温照射装置を有しており、大学や研究機関等からの核融合炉材料や軽水炉材料の照射をはじめとする幅広い分野の要求（図 3）に応えることが可能である。また、後述する集合体再装荷技術と炉内での照射位置変更により、「常陽」内での中性子スペクトルや照射速度を変えたカップリング照射も可能であり、実際の使用環境に対する模擬性を高めた照射や目標に対する加速照射も可能である。

4. 照射技術

4.1 照射装置

多様な材料の試験を効率的に行う照射装置として、内部に複数のコンパートメントを収納し、これらの冷却材温度を個別に設定できるタイプ、大型照射試料を装填できるタイプ及びタングステンといった発熱体と断熱構造を組み合わせた高温照射装置を開発している（図 4）。また、材料の照射効果は、照射温度による影響が大きいことから、リアルタイムで温度を精度良く計測・制御できるオンライン型の装置も実用化している（図 5）。

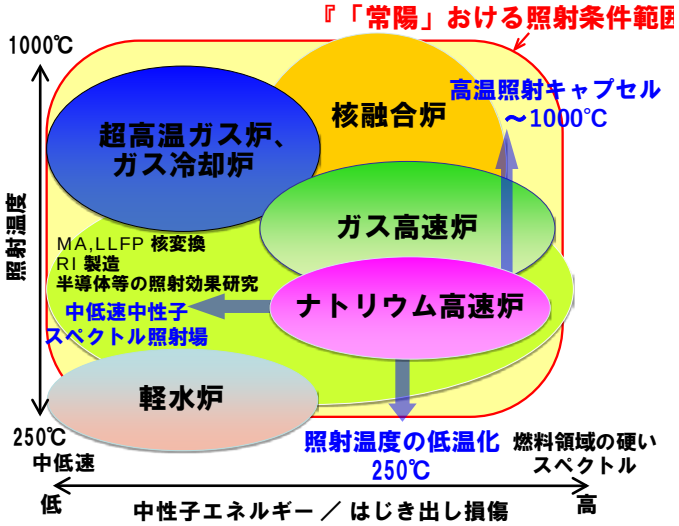


図３　「常陽」における照射条件範囲

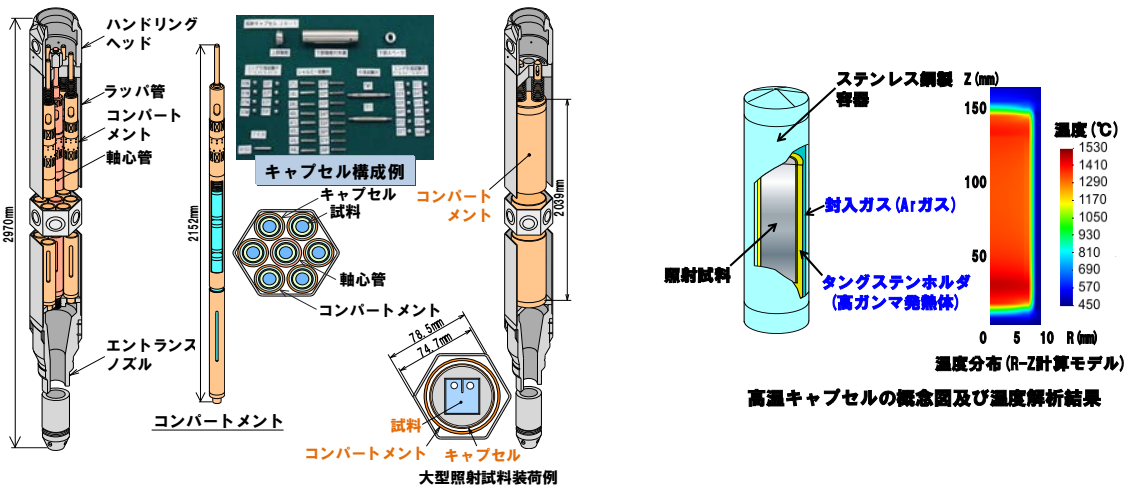


図 4　照射装置

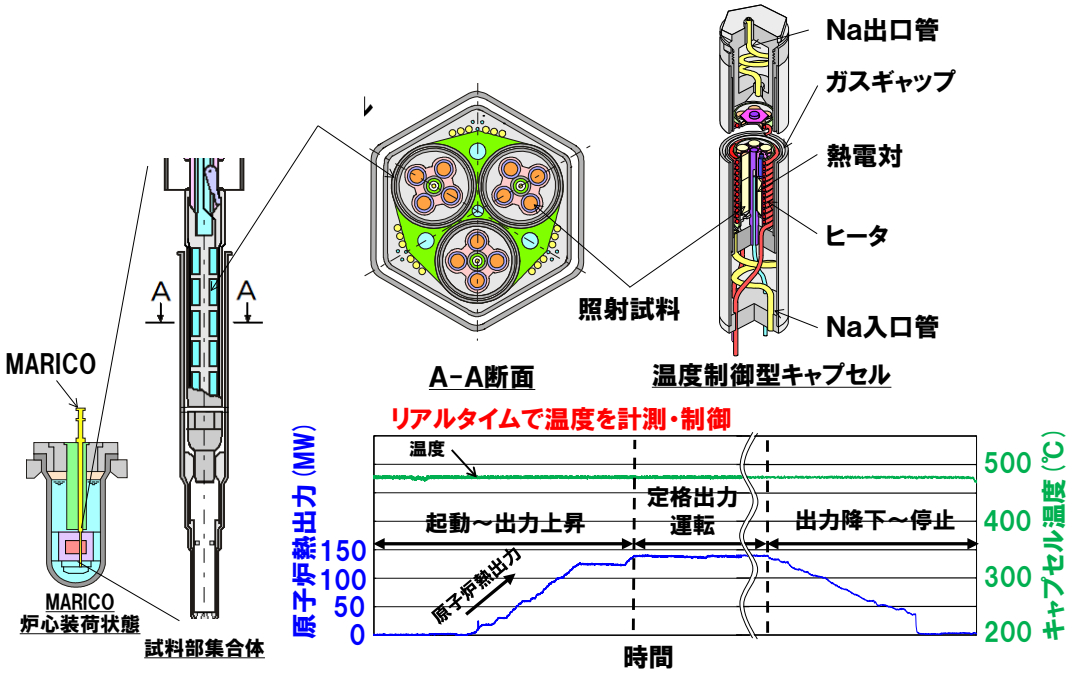


図 5　オンライン照射装置による温度制御の例

4.2 再装荷、中間検査技術

「常陽」には図 1 に示した PIE 施設が隣接しており、利用者に PIE とセットで照射試験サービスを提供できる。また、PIE 施設では、図 6 に示す手順で照射後に分解した照射装置の部品や、装填していた照射試料を交換した上で再組立し、「常陽」に再装荷する技術を開発してきた。この再装荷技術により、目標到達前の中間データの取得や、照射装置を乗り継ぐことによる試料の長期照射が可能となり、データ取得計画の選択肢を拡げ、より充実した照射試験が可能である。

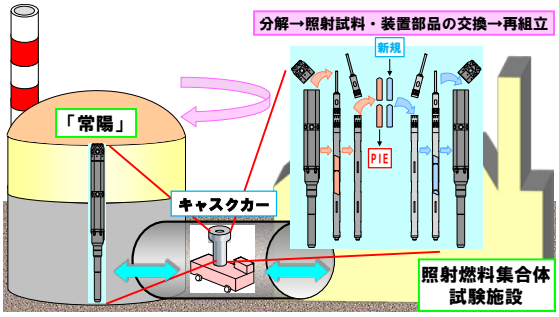


図 6　照射装置の再組立・再装荷技術

5. 照射条件評価

5.1 中性子照射量、原子はじき出し損傷量(dpa)、ヘリウム生成量

精度の高い照射試験を行うためには、中性子やガンマ線の照射場特性と試料の照射温度を正確に評価する

必要がある。「常陽」では、核熱計算に加えて 20 有余年に及ぶドシメトリー技術、照射後試験や炉内装荷型の温度モニタを用いた評価技術を確立しており、多様な照射試験に高品質なデータを提供している。

モンテカルロコードにより照射装置やキャプセルを精緻にモデル化（図 7）し、照射試料周辺の中性子束やγ線分布を求める。この計算値を実測データで補正することにより計算誤差を低減する。具体的には、多重放射化箔法や He 蓄積型中性子フルエンスモニタ（HAFM）の実測反応率、Nd 法による燃焼率、原子弾き出し損傷に近いエネルギー感度を有する Nb 反応率などを用いる。上記の確立した手法により、これまで「常陽」で実施してきた 92 体に及ぶ照射試験に対して、中性子照射量は燃料領域で 5%、反射体領域で 5～10 %、線出力密度は 3～5%の精度で評価できることを実証している。

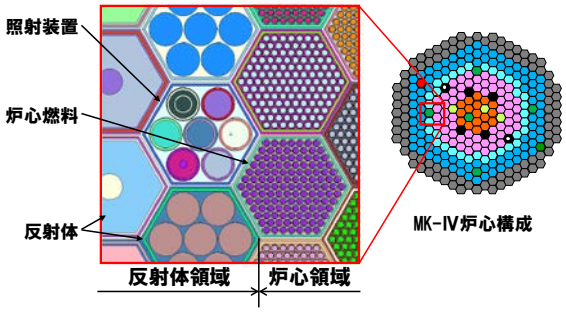


図 7　照射装置周辺の計算モデル

5.2 照射温度

材料照射では、ガンマ発熱が主要な熱源となり、核計算で求めたガンマ線分布から試料、キャプセル及びコンパートメントの発熱密度を計算し、集合体各部の冷却材流量から集合体内の冷却材温度分布を求める。得られた冷却材温度を境界条件として、照射キャプセルの内部構造及び試料配置をモデル化して温度分布を計算している（図 8）。計算による試料温度の精度と信頼性を確認するため、インコネル製の小型金属容器（直径 4.4 mm、長さ 30 mm）にナトリウムを内封した熱膨張差型温度モニタ(TED)を照射装置に装填し、オフラインでの温度測定値を計算値にフィードバックしている。TED の測定範囲は 400℃～750℃であり、電気炉加熱方式で校正した結果から、その測定精度は±25℃であり、これまで「常陽」において 51 体の照射試験の使用実績を有する。

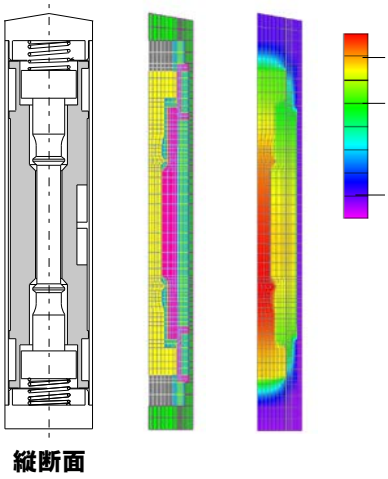


図 8　照射キャプセル温度評価結果の例

6. 将来展開

「常陽」単独でも目標とする照射場特性（中性子スペクトル、温度）を模擬することが可能ではあるが、ナトリウム冷却炉のため、水環境下での照射試験は実施できない。今後は、軽水炉廃炉材を利用したカップリング継続照射等の工夫が必要と考えている。一方、核融合材料向けには、材料強度に影響のない範囲でのホウ素（^{10}B）添加による He 生成量/dpa 比の調整による模擬性の向上[2]、加速器を利用した照射試験との連携・共存・棲み分けなど、電力、メーカー、研究所、学会等と連携して、材料照射試験への貢献、利用率の向上を目指していきたい。また、照射コストの低減、照射試験のターンアラウンドの短縮、照射精度のさらなる向上等の利用者ニーズに対応した体制の構築を図り、利用しやすい高速中性子照射場として運転を再開する。

7. おわりに

原子力システム開発研究においては、次世代型軽水炉、高速炉燃料サイクル、核融合炉や経済産業省の NEXIP 事業で提案される様々なシステムの材料等について、高速中性子による照射影響を高照射量まで調査することが要求されており、高速中性子照射場の必要性が認識されている。「常陽」は、高速炉の照射試験、新技術実証及びプラント技術開発等の基本的な役割に加えて、国際共同プロジェクト等による国際協力や大学等のニーズを踏まえた原子力開発に貢献していく。

参考文献

[1] 松井他, “実験炉組合せ照射（JRR-3⇔「常陽」）及びホット施設（WASTEF、JMTR ホットラボ、MMF、FMF）の作業計画と作業報告”, JAEA-Technology-2009-072

[2] 若井他, “B および B+N を添加した F82H の強度特性と微細組織に及ぼす熱処理効果”, 日本金属学会誌第 69 巻第 6 号(2005), pp.460-464, 2005 年 4 月

---

*Shigetaka Maeda[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

2020年春の年会

材料部会セッション

今後 10 年に向けた国内照射施設を活用した原子力施設の技術高度化のための研究と開発方向性

Research and Development for the Technology Advancement of Nuclear Facilities Using Domestic Irradiation Facilities

（2）国内照射施設の現状と今後の展望

(2) Current Status and Future Prospects for Domestic Irradiation Facilities

*柴山環樹 [1]

[1]北海道大学大学院工学研究院附属エネルギー・マテリアル融合領域研究センター

1. はじめに

国内で、燃料や材料の中性子照射を担ってきた、日本原子力研究開発機構の材料試験炉（JMTR）が、廃炉となり、大学では京大炉(KUR)のみとなることから、新しい中性子照射施設が設置されるまでは、海外の材料試験炉やイオン加速器等のシミュレーション照射施設を利用して、高照射量の材料研究を継続する必要がある。しかしながら、海外でも老朽化により廃炉あるいは廃止が検討されている試験炉も多いことから、既存の照射施設を整備し高度化することによって、当面の間は、革新的原子力材料の研究開発だけでなく、発電用軽水炉の長寿命化に関する材料研究等、次の世紀まで長期的に材料照射研究に携わる人材育成にも注力する必要がある。そこで、今後 10 年に向けた国内照射施設を活用した原子力施設の技術高度化のための研究と開発方向性を議論するために、これまで長期間にわたって材料照射研究に用いられてきたイオン加速器や超高圧電子顕微鏡等の国内照射施設の現状と今後の展望について、特に大学等の照射施設について述べる。

2. 大学の照射施設について

2-1. イオン加速器

大学や国立研究所などに設置され、共同研究や課金利用等の共用事業に提供されている、施設とイオン加速器について、情報共有・相互扶助・人材育成を進めることを目的に、2017年4月に大学加速器連携協議会が発足した。2017年7月に開催された第一回大学加速器連携協議会総会において、データベースを作成することになり、2017年12月に「大学の加速器施設一覧」が発行された[1]。その中では、東北大学のサイクロトロン・ラジオアイソトープセンター[2]と高速中性子実験室[3]、東京大学大学院工学研究科原子力専攻の重照射研究設備(High Fluence Irradiation Facility, The University of Tokyo, HIT)[4]が材料照射に利用可であると紹介されている。材料部会でなじみのあるイオン加速器で掲載されていない装置は、量子科学技術研究開発機構のTIARA(Takasaki Ion Accelerators for Advanced Research Application, TIARA)[5]は、東北大学金属材料研究所、京都大学エネルギー理工学研究所(Dual-Beam Facility for Energy Science and Technology, DuET) [6]、九州大学応用力学研究所のタンデム型イオン加速器[7]で、何れもHigh Voltage Engineering Europa B.V.（HV）社製である。金研の装置を除き、現在も利用可能である。東大と京大の装置は、シングルエンドのイオン加速器を連結し、水素あるいはヘリウムイオンと共に金属イオンなどを同時に照射することが可能で、核融合等の核変換を模擬したシミュレーション照射が可能である。材料照射試験炉で中性子を照射する場合は、組織観察用のTEMディスク、機械特性評価用のミニチュア試験片が一般的である。点欠陥の生成、成長、その後の離合集散などの基礎研究に材料試験炉を用いる場合は、中性子束や照射量だけでなく、試料の温度の履歴が重要である。桐谷、義家らの精密温度制御照射に関する提言から、国内ではJMTR、常陽、KURなどで、原子炉起動当初から試料温度を制御し、一定の温度で中性子照射する技術を確立した。その後、日米協力事業等を通じて、海外炉でも精密温度制御が一般的になった。そのため、イオン加速器による材料照射試験においても、一般的なガウシアン分布したイオンビームを掃引して平坦化し、複数のTEMディスクやミニチュア試験片を一度に照射することが出来ると共に、精密に温度制御出来る様に電子ビーム加熱やヒートシンクの適用や、各部位でイオン電流値を詳細に測定出来る様にミニチュアサイズのファラデーカップを複数配置するなど、様々な

工夫が凝らされている。

材料試験炉での中性子照射に関して、特にミニチュア試験において日本は多くの経験を有し成果を挙げてきている。ミニチュアサイズの引張試験片を用いたミニチュア引張試験だけでなくミニチュアシャルピー試験、ミニチュアCT試験、ミニチュア疲労試験など様々な試験方法に対応可能である。一方、イオン加速器を用いる場合、イオンの飛程から材料照射試験炉で用いるミニチュア試験片サイズでも大きいため、更にイオンの入射方向の試料厚さを薄くし体積を小さくしたミニチュア試験片を用いる。最近では、FIBで加工したピラー状の試験片をピエゾ素子で駆動する試験器やナノインデンターを応用した試験方法が開発されて、様々な材料に用いられている[8, 9]。同一試料を利用して、機械試験後の照射欠陥と転位の相互作用についても評価出来ることから、ミニチュア試験片を更にFIBで加工してTEM観察や3Dアトムプローブで元素マッピングを行うことが国内外で進められている。

2-2. 超高圧電子顕微鏡

1980 から 1990 年代にかけて、10 台を超える超高圧電子顕微鏡が国内で稼動し、それぞれの機関や施設で特徴ある研究が進められてきた。現在は、材料照射目的の場合、北海道大学、東京大学、名古屋大学、大阪大学、九州大学の超高圧電子顕微鏡が、文部科学省ナノテクノロジープラットフォーム事業や各大学独自の共用システムを通じて利用可能である。紙面の関係から、北海道大学の超高圧電子顕微鏡について紹介する。

北海道大学では、1995 年度から 3 年間をかけて基礎・萌芽研究を目的とした COE 形成のための研究環境高度化支援化プログラムの一環として 2 台のイオン加速器を連結したマルチビーム超高圧電子顕微鏡が設置された。その後、3 種類のレーザー（CW He-Cd、ナノ秒、フェムト秒）を増設して連結し、現在は、複合量子ビーム超高圧電子顕微鏡としてリニューアルして運用している。原子力材料の照射研究には、従来からの高エネルギー電子による原子の弾き出しと同時に照射するイオンとの重畳効果について、その場観察出来るということが秀でた特徴である [10]。照射温度は、2 軸傾斜ホルダーを利用した場合、約-190℃（液体窒素による冷却）から約 700℃（無誘導ヒーターによる加熱）での照射が可能である。2018 年の北海道胆振東部地震で被災し、しばらく修理や調整を進め、現在では、フルスペックで実験が可能である。また、SiN 隔膜でセル室を真空と切り離したガスループの雰囲気制御ホルダーやイオン液体を利用した液中観察などが可能である。FIB で加工したピラー状試料を利用した電顕内のその場機械的試験についても研究開発を進めている。



図１．複合量子ビーム超高圧電子顕微鏡の高圧タンク部

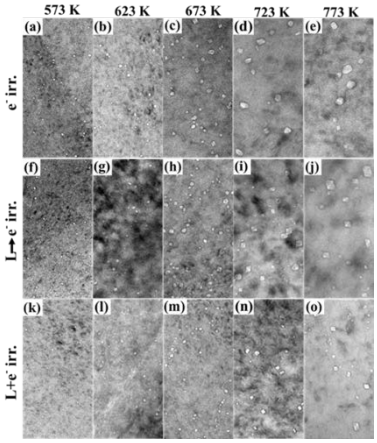


図２．SUS316L の(a)電子照射、(b)レーザー照射後電子照射、(c)レーザー/電子同時照射 [11]

図１に、複合量子ビーム超高圧電子顕微鏡の高圧タンク部の俯瞰写真を示す。手前から、コックロフトの昇圧装置の高圧タンク、その奥が加速管の高圧タンクで、昇圧時のリップルノイズが影響しない 2 タンク方式で SF6 ガスが充填されている。イオン加速器のビームラインに挟まれた中央部の黒い箱は、前述した 3 種利のレーザー照射装置が設置されており、3 つの内いずれかのレーザーと電子、あるいはイオンと電子を同時に照射することが可能である。紫外線レーザーでは、励起、ナノ秒レーザーでは、局所加熱や過飽和空孔の導入、フェムト秒レーザーは、高速現象の研究に取り組まれつつある。図２は、SUS316L の(a)電子照射、

(b)レーザー照射後電子照射、(c)レーザー/電子同時照射におけるボイド形成・成長のその場観察結果である。電子照射のみの場合と比較して、ナノ秒パルスレーザーを予照射し過飽和空孔を凍結した状態で電子線を同量照射するとボイドの数密度とサイズは大きい傾向になることが明らかになった。また、レーザー/電子同時照射の場合，電子照射によって形成した格子間原子とナノ秒パルスレーザーで形成した空孔と再結合する確率が上昇し，その結果ボイドのサイズは低く抑制され、スエリングは照射温度を上昇させても抑制される傾向にあることが明らかになった。空孔を主体とした振る舞いについては長い間研究手法が無く課題であったが、この装置の開発により初めて可能となり、今後の展開が期待される。

3. まとめ

材料照射研究に用いられてきた大学照射施設であるイオン加速器や超高圧電子顕微鏡について現状と今後の展望について概説した。それぞれの装置の性能や利用方法などについては、別の機会にまとめて報告する予定である。30年前には、頭の中のアイデアにすぎなかった研究手法が、現実になっており、今後も思いもよらなかった研究手法が出現すると考えられる。しかし、最新の機器は非常に高価でその運転、維持管理にも莫大な費用を必要とし、それに対応する技術職員の人材確保と人材育成も重要な課題である。そのため、今後も国際的な枠組みで常に研究機器の整備、更新を進めると共に、研究者や技術職員の交流、流動化に加えて大学院生の研究、教育にも取り組み、材料照射研究を継続して進められる場の整備が是非とも必要である。特に、国内の常陽は、高い中性子束が得られるだけでなく、FFTF/MOTAで実績のあるバナナチップタイプの材料照射キャプセルの設計思想を受け継いだ温度制御型材料照射装置MARICOを利用出来るので、現在の環境に適合する様にバージョンアップなどの改良を進め、イオン加速器や超高圧電子顕微鏡による材料照射研究と相互補完的に研究が進められればと期待する。

参考文献

1) https://www2.kek.jp/accl/KEK_University/files/catalog.pdf
2) https://www.cyric.tohoku.ac.jp/index_j.html
3) http://www.qse.tohoku.ac.jp/intro/facility/index.html
4) http://www.tokai.t.u-tokyo.ac.jp/hit/
5) https://www.qst.go.jp/site/taka-riyoukanri/2163.html
6) https://admire.iae.kyoto-u.ac.jp/facilities.html
7) 吉田直亮ら、プラズマ・核融合学会誌、77(7) (2001) pp.736-738
8) P.D. Edmondson, et al., Journal of Nuclear Materials, 462 (2015) pp. 369-373.
9) D.E.J. Armstrong, et al., Journal of Nuclear Materials, 462 (2015) pp. 374-381.
10) 柴山環樹、渡辺精一、顕微鏡、54(3) (2019) pp. 116-121.
11) Subing Yang, et al., Journal of Nuclear Materials, 488 (2017) pp. 215-221.

*Tamaki Shibayama[1]

[1]Center for Advanced Research of Energy and Materials, Faculty of Engineering, Hokkaido University

2020年春の年会

材料部会セッション

今後 10 年に向けた国内照射施設を活用した原子力施設の技術高度化のための研究と開発方向性

Research and Development for the Technology Advancement of Nuclear Facilities Using Domestic Irradiation Facilities

（3）国内廃炉プラント材料を活用した照射材研究（シャルピー衝撃試験）

(3) A Research of the Japanese Decommissioning Reactor Materials (Charpy Impact Test)

*熊野秀樹[1]，西田憲二[2]，木村晃彦[3]

[1]中部電力株式会社，[2]電力中央研究所，[3]京都大学

1. 緒言

中部電力の浜岡 1,2 号機は 2009 年に廃止措置の工程を開始している。廃止措置工程は 4 つのステップから成り、第 1 ステップでは汚染状況調査を実施した。この汚染物状況調査では炉壁や炉内構造物から専用のサンプリング装置を用いて小片を採取するものであることに着目し、採取した小片を原子炉圧力容器鋼の照射影響評価として調査することとした。BWR の圧力容器は、PWR に比べて中性子照射量が低いため過去には研究対象とされてこなかったが、2013 年 3 月の東京電力(株)福島第一原子力発電所の事故以来、規制が厳格化され、40 年間から 60 年へ運転延長する際、原子炉圧力容器の監視試験片個数の増加や全面検査という要件が付与されたことが調査の背景にある。また、実機原子炉圧力容器の照射影響としては、クラッディング直下の鋼組織変化に伴う強度劣化に関する情報が極めて乏しいことが指摘されており、いわゆる「クラッディング熱影響部」の照射脆化に関する知見を得ることが期待されている。

2. 研究目的

本研究では、実機原子炉圧力容器のクラッディング熱影響部の照射脆化評価を行うことを目的とする。

3. ボートサンプリング

3-1. 試験材の採取計画

調査方法についての関係機関との検討の結果、他社では交換した炉内構造物を対象とした経験があるため、本研究では、調査対象を交換不可能な原子炉圧力容器とし、採取位置としては中性子照射量の大きい部位と定めた。なお、当社が開発した炉内構造物サンプリング装置は、炉底部等の複雑形状部への適用は技術的に困難であった。試験材の採取にあたっては、サンプリング装置が物理的に入りやすく、また監視試験片と同じ板材になるようにした。周方向では原子炉の 0° 方向付近とし、縦方向では最大照射量の部位とした。採取試験材の形状は、ボート型（長さ 65 mm、幅 25 mm、深さ 16 mm）で、周方向を長手方向とした。

3-2. サンプリングと照射量の推定

浜岡 1 号機圧力容器からの実際のボート材採取は、周方向では 6° および 354° の位置、縦方向では高速中性子束が最大の位置からとし、縦 7 列、横 2 列の計 14 個を採取した。この角度はサンプリング装置を採取位置へ装荷する際のアクセス性を考慮したものであり、ジェットポンプ等は無い。縦 7 列は縦方向の中性子束分布が最大値となる付近で、おおむね一定の値となる領域とした。7 個のサンプリング位置の縦間隔は狭くし、最高位値と最低位値の上下位置の差は 120cm ほどであった。高速中性子照射量の推定には、炉内構造物を対象とした中性子輸送計算が実施された。さらに、汚染状況調査で採取されたサンプルの放射化量の測定も同時に実施された。その結果、試験片採取位置での高速中性子照射量は約 1.5×10^{18}n/cm^{2}と評価された。

4. シャルピー衝撃試験

4-1. 試験片加工

採取した 14 個のボートサンプルからシャルピー衝撃試験用のサンプルを加工した。加工にあたっては、破壊靭性試験片等の作製も行うことから効率的な試験片採取計画を立案した。廃止措置材のシャルピー衝撃試験片として、ボートサンプルから 12 個の試験片を採取した。また、関連温度の遷移量を評価するための非照射材のシャルピー衝撃試験片については、発電所に保管されていた試験材料を用いることとした。

4-2. 試験の準備

原子炉から採取・加工した試験片は核燃料汚染物質になるため、シャルピー衝撃試験は実施場所が限られることから原子炉建屋内で実施することとした。なお、原子炉から採取したサンプルの残材は、試験後には浜岡に返送する必要もあった。また、試験機は発電所構内での重量物の取り扱いを考慮し、ドロップタワー方式ではなく、振り子式としたため、あらかじめ下記について検討した。

①温度補正

本研究のように採取可能な材料容積が小さい場合、試験片サイズを小さくする必要があり、本研究では衝撃試験片サイズを研究実績のある 1/3 サイズとしたが、ミニサイズの試験片では恒温槽から取り出した試験片の温度が変化することが懸念された。そのため、試験片の中央部まで貫通する直径 1 mm 程度の小さな穴をあらかじめ試験片中央部に空け、径 0.3 mm の熱電対を挿入し、かつ低温用ボンドで固着して試験片の温度変化を計測した。計測値は外気温に影響され、外気温 10℃前後における温度変化は小さかった。

②恒温槽の導入

試験は試験片温度を低温から高温まで広い範囲で行わなければならない。そのためには試験片の温度制御が必要であり、-150℃付近まで段階的に冷却可能な IWASAKI SYSTEMS 社製の恒温槽を用いた。この恒温槽では冷媒を用いる必要があり、原子力発電所における取扱が容易なエタノールを冷媒として用いた。

③治具の工夫

試験では、試験片を恒温槽から取り出し、シャルピー衝撃試験装置のアンビルの上に、試験片ノッチ部にハンマーが衝突する様に正確に配置し、ハンマーを振り下ろす必要がある。そのため、試験片を挟む従来の方式では温度が担保できないと考え、試験片を包み込むような特殊な治具を作製した。

4-3. 試験結果

得られたデータは、電力中央研究所において分析され、関連温度移行量 ΔRT_{NDT} は 26℃程度と判定された。この 26℃については、上述した高速中性子照射量との関係を用いて過去の熱影響部（HAZ 部）の監視試験結果と比較され、脆化予測線を下回っていることが判明した。

5. 結言

浜岡 1 号機の実機原子炉圧力容器（高速中性子照射量：約 1.5×10^{18}n/cm^2）クラッド熱影響部の照射脆化をシャルピー衝撃試験法により評価した結果、関連温度移行量 ΔRT_{NDT} は 26℃となった。今回の研究では、原子炉圧力容器のクラッディング表面直下近傍の圧力容器鋼の照射後のデータ採取となった。このような部位は過去に公に調査された経緯が無く、得られた関連温度移行量は、アトムプローブ分析による銅原子クラスターの体積率の相関評価にも活用が可能であり、照射脆化予測式の妥当性の確認にも有用であると考えられる。

なお、本研究は資源エネルギー庁の公募研究に採択いただき実施したものであり、ここに謝意を表す。

*Hideki Yuya[1], Kenji Nishida[2] and Akihiko Kimura[3]

[1]Chubu Electric Power Co., Inc., [2]Central Research Institute of Electric Power Industry, [3]Kyoto University

(Tue. Mar 17, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room M)

[2M_PL04] Discussion

*Akira Hasegawa[1]、*Katsuhiko Fujii[2]、*Satoshi Hanawa[3]、*Ryo Ishibashi[4]（1. Tohoku Univ., 2. INSS, 3. JAEA, 4. HITACHI）

これまで国内の材料試験炉として利用されてきたJMTR（JAEA）の廃止決定がなされ、既存照射施設の活用と照射技術研究の発展及び将来の新研究炉の検討を含めた諸課題は、原子力材料分野における最重要課題の一つである。本セッションでは、既存の国内照射施設を活用していくため、現在再稼働手続き中で今後中性子照射場としての活用が期待される常陽炉（JAEA）や、大学等が保有する電子線、イオン照射施設及び最近の国内廃炉プラント材料を活用した照射材研究について現状や今後の展望を紹介する。これらの講演を受け、専門家を交えたパネル形式での総合討論を行い、原子力材料分野の現状と今後に向け、照射施設、ユーザーそれぞれの立場から、照射施設、廃炉材などの研究の重要性やその意義等を含め、原子力材料や機器の健全性や高経年化の評価に関する高度化研究及び、材料照射科学を発展させていくための議論を行う。

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network | Radiation Science and Technology

[2N_PL] Shielding design for beginners based on a Handbook of Radiation Shielding

Chair:Hideo Hirayama(KEK)

Tue. Mar 17, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room N (Lecture Bildg. S 3F S-32)

[2N_PL01] Procedure of shielding design

*Yoshitomo Uwamino[1] （1. Shimizu）

[2N_PL02] Nuclear data library and cross section library

*Chikara Konno[1] （1. JAEA）

[2N_PL03] Monte Carlo code PHITS

*Yosuke Iwamoto[1] （1. JAEA）

[2N_PL04] Radiation streaming and skyshine calculation

*Yoshihiro Hirao[1] （1. NMRI）

©Atomic Energy Society of Japan

2020年春の年会

放射線工学部会セッション

放射線遮蔽ハンドブックに基づく初心者のための遮蔽設計
Shielding design for beginners based on a Handbook of Radiation Shielding

（1）遮蔽設計の手順

(1) Procedure of shielding design

*上蓑義朋[1,2]
[1]清水建設(株)技術研究所, [2]理研仁科センター

1. はじめに

「遮蔽ハンドブック」研究専門委員会と「遮蔽計算の応用技術」研究専門委員会は、2015 年に「放射線遮蔽ハンドブック —基礎編—」を、2020 年に「同 —応用編—」を刊行した。これらは初心者から専門家まで幅広い層に役立つが、ここでは初心者を対象に、両書に基づいて遮蔽設計の手順などを解説する。

2. 遮蔽設計の手順

設計では、まず施設の目的を明確にし、必要とする基本性能を定める。そのうえで、必要な部屋、機能、設備を考慮して基本配置を決定し、使い勝手や荷重、遮蔽などを考慮して建物の構造計画、設備・機器計画が決められる。関係する法令や自主基準などをもとに設計線量目標値を定めるとともに、放射線機器や使用する RI から発生する放射線(線源)を求める。その上でバルク遮蔽、ストリーミングやスカイシャインを主に簡易計算法によって評価し、壁や天井の厚さ、迷路構造などを決定する。必要があればモンテカルロ法などの詳細計算法を用いて線量評価の精度を高め、線量目標値を満たしながら可能な限り合理的な遮蔽になるよう設計を修正する。結果をもとに許認可を受け、建設に移る。完成後は漏洩線量を詳細に測定し、万一線量基準を満たさない箇所がある場合はさまざまな方法で対策を立て、再度許認可を経たうえで修正工事を行う。

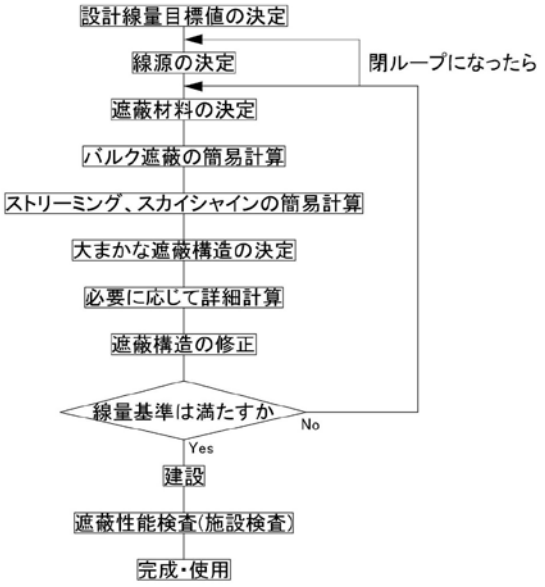


図　遮蔽計算の手順の概略

3. 遮蔽計算に関する注意点

遮蔽計算で求めるのは AP 照射条件での実効線量である。計算コードに組み込まれた線量換算係数を用いる場合は、それが適切であるかを確認する必要がある。もし異なる場合は、換算係数を比較し、実効線量を過小に評価しないように係数を乗ずるなどの対策が必要である。

完成後の測定では H*(10)が表示されるサーベイメータが用いられる。H*(10)は実効線量を安全側に評価するため、測定値は真の実効線量よりも 1.2 ないし 1.4 倍程度高い値を示すことが多い。また計算手法には必ず誤差を伴う。簡易計算法は安全側の値が得られるように考慮されていることが多いが、詳細計算法はできるだけ真の値が得られるように作られているため、安全側とは限らない。これらの点を考慮し、設計線量目標値は法などで定める線量限度の 1/2 倍を超えない程度の裕度を持たせることが多い。

長年使われてきた計算手法やコードは、その適用範囲内の使い方をする限り十分な精度の結果が得られる。しかし放射線のエネルギーなど適用範囲を超えると精度は保証されない。コードの導入時にインストールの検証を行うのはもちろん、コードをブラックボックスとして使うのではなく、扱う物理現象と適用範囲を理解し、結果の妥当性をチェックする態度が求められる。

*Yoshitomo Uwamino[1]
[1]Institute of Technology/Shimizu Corporation, [2]RIKEN Nishina Center

2020年春の年会

放射線工学部会セッション

放射線遮蔽ハンドブックに基づく初心者のための遮蔽設計
Shielding design for beginners based on a Handbook of Radiation Shielding

（2）核データライブラリと断面積ライブラリ

(2) Nuclear data library and cross section library

*今野　力[1]
[1]原子力機構

1. はじめに

放射線遮蔽設計では、Sn コード（ANISN、DORT、TORT、等）やモンテカルロコード（MCNP、PHITS、等）を用いた放射線輸送計算が行われる。放射線輸送計算では核反応の断面積、核反応で発生する粒子の角度エネルギー分布、等のデータベースである核データライブラリが必要になる。ここでは、放射線遮蔽設計の観点から、核データライブラリ、核データライブラリから作られた放射線輸送計算コードで使う断面積ライブラリを概説し、及びそれらを使う上での注意点について紹介する。

2. 核データライブラリ

核データライブラリは、主に 10^{-5}eV から 20MeV までの中性子による核反応に関するデータ（核反応断面積、放出粒子（2 次粒子）の角度分布・エネルギー分布、等）をまとめたデータベースで、ENDF-6 フォーマットで記述されている。γ線と元素との反応断面積、核構造、崩壊データのデータベースや、最近では、20MeV 以上のデータや荷電粒子入射、光核反応のデータベースもある。ここでは、放射線遮蔽設計で最もよく使われる中性子の核データライブラリについて述べる。

核データライブラリは日本、米国、ヨーロッパ等で独自に作成され、それぞれ、JENDL、ENDF/B、JEFF 等と呼ばれている。核データライブラリは原子核反応理論計算および核反応測定データをもとに編纂されるが、それぞれの編者が最も良いと「評価」した核データを格納するため、JENDL、ENDF/B、JEFF は必ずしも同じデータが格納されているとは限らない。そのため、使う核データライブラリによって放射線輸送計算結果が変わりうる。また、ENDF-6 フォーマットの核データライブラリをそのまま放射線輸送計算コードで使うことはできないため、ユーザーは放射線輸送計算コードで使うことができる断面積ライブラリを核データ処理コードで作って使うか、公開されている断面積ライブラリを使う必要がある。

3. 断面積ライブラリ

断面積ライブラリは使う放射線輸送計算コードにより大きく分けて 2 つの形式がある。一つはモンテカルロコードで使う連続エネルギーライブラリで、もう一つは Sn コードで使う多群ライブラリである。連続エネルギーライブラリの形式は米国 LANL の ACE ファイル（例えば、FSXLIB-J33、PHITS 付属 JENDL-4.0 ACE ファイル、等）がよく使われている。多群ライブラリの主な形式には、米国 LANL の MATXS ファイル（MATXSLIB-J33、MATXSLIB-J40、等）と米国 ORNL の AMPX ファイル（VITAMIN-B6、VITAMIN-B7、等）の 2 つがある。これらの断面積ライブラリは公開されているので、ユーザーはそれらを入手して使うことになる。なお、ACE ファイルはそのままモンテカルロコードで使うことができるが、MATXS、AMPX ファイルはそのままでは Sn コードで使えないため、Sn コードで使える多群ライブラリにするコード（MATXS ファイルでは TRANSX コード、AMPX ファイルでは SCALE あるいは SCAMPI コード）も使う必要がある。

4. 放射線輸送計算での注意点

核データライブラリのデータ自体に問題があって放射線輸送計算に問題が生じる場合もあるが、それは極めて少ない。放射線輸送計算で生じる問題の多くは断面積ライブラリに起因する。特に、自己遮蔽補正が不

可欠である多群ライブラリには注意が必要である。以下、多群ライブラリで注意すべき点を述べる（詳細は参考文献参照）。

4.1 多群ライブラリの問題

多群ライブラリ MATXS、AMPX ファイルに入っている多群断面積は、以下の PN 形式の多群ボルツマン方程式（簡単のために、1 次元平板の場合を記述）の PN 断面積である。

$$\mu\frac{\partial}{\partial x}\psi_g(\mu,x)+\sum_{\ell=0}^{N}\frac{2\ell+1}{2}P_\ell(\mu)\sigma_{\ell tg}^{PN}(x)\psi_{\ell g}=\sum_{\ell=0}^{N}\frac{2\ell+1}{2}P_\ell(\mu)\sum_{g'}\sigma_{\ell g\leftarrow g'}^{PN}(x)\psi_{\ell g'}+S_g(\mu,x),$$

$$\sigma_{\ell tg}^{PN}=\frac{\int_g\ \sigma_t(E)W_\ell(E)\,dE}{\int_g\ W_\ell(E)\,dE},\sigma_{\ell g\leftarrow g'}^{PN}=\frac{\int_g\ dE\int_{g'}\sigma_\ell(E'\to E)W_\ell(E')\,dE'}{\int_{g'}W_\ell(E')\,dE'},W_\ell(E)=\frac{C(E)}{[\sigma_0+\sigma_t(E)]^{\ell+1}},$$

ここで、μは散乱角の余弦、$\psi_{\ell g}$はg群のℓ次のルジャンドル中性子束、$P_\ell(\mu)$はℓ次のルジャンドル多項式、$S_g(\mu,x)$はg群の外部中性子源、σ_t は全断面積、σ_ℓ は散乱断面積、$C(E)$は滑らかな関数、σ_0はバックグランド断面積、$W_\ell(E)$は断面積を群平均する時のℓ次の荷重関数。あまり知られていないが、荷重関数の分母に$\ell+1$乗がついているため、後述する問題が生じる。また、適切に自己遮蔽補正を行うためには対象としている物質のバックグランド断面積より小さいバックグランド断面積が必要で、その断面積が多群ライブラリにないと自己遮蔽補正が適切に行われないので使うべきではない。例えば、天然組成の鉄では ^{56}Fe のバックグランド断面積として 0.1 barn 程度が必要であるが、VITAMIN-B6、VITAMIN-B7 では一番小さいバックグランド断面積が 1 barn であるため適切な自己遮蔽補正はできない。また、MATXS ファイルでも一番小さいバックグランド断面積が 1 barn のものがあり、そのような MATXS ファイルでも適切な自己遮蔽補正はできない。

これもあまり知られていないが、Sn コードで使う多群断面積は PN 断面積ではなく、以下の SN 形式の多群ボルツマン方程式（簡単のために、1 次元平板の場合を記述）の SN 断面積である。

$$\mu\frac{\partial}{\partial x}\phi_g(\mu,x)+\sigma_g^{SN}(x)\phi_g(\mu,x)=\sum_{\ell=0}^{N}\frac{2\ell+1}{2}P_\ell(\mu)\sum_{g'}\sigma_{\ell g\leftarrow g'}^{SN}(x)\phi_{\ell g'}+S_g(\mu,x)\,.$$

説明は省略するが、SN 断面積は PN 断面積から以下の式で作ることができる。

$\sigma_{\ell g\leftarrow g'}^{SN}=\sigma_{\ell g\leftarrow g'}^{PN}\ for\ g'\neq g$ ，

$\sigma_{\ell g\leftarrow g}^{SN}=\sigma_{\ell g\leftarrow g}^{PN}-\sigma_{\ell tg}^{PN}+\sigma_g^{SN}$ ．

自群散乱断面積が SN 断面積と PN 断面積が異なることがわかる。この第２式を変形すると、

$\sigma_{\ell g\leftarrow g}^{SN}=\sigma_{\ell g\leftarrow g}^{PN}-\left(\sigma_{\ell tg}^{PN}-\sigma_{0tg}^{PN}\right)-\Delta_g^N$,

$\sigma_g^{SN}=\sigma_{0tg}^{PN}-\Delta_g^N$,

と書ける。ここで、σ_g^{SN}は任意に選ぶことができ（輸送近似と呼ぶ）、いくつかの選び方がある。一番簡単なのは$\Delta_g^N=0$つまり$\sigma_g^{SN}=\sigma_{0tg}^{PN}$とする Consistent-P 近似で、

$\sigma_{\ell g\leftarrow g}^{SN}=\sigma_{\ell g\leftarrow g}^{PN}-\left(\sigma_{\ell tg}^{PN}-\sigma_{0tg}^{PN}\right)$,

$\sigma_g^{SN}=\sigma_{0tg}^{PN}$ ，

となる。以下、この式で説明する。この第１式の右辺第２項$\left(\sigma_{\ell tg}^{PN}-\sigma_{0tg}^{PN}\right)$が 0 であれば、SN 断面積は PN 断面積と同じになるが、先に記述したように荷重関数の分母に$\ell+1$乗がついているため、右辺第２項$\left(\sigma_{\ell tg}^{PN}-\sigma_{0tg}^{PN}\right)$は$\ell\neq0$では 0 にならず、SN 断面積は PN 断面積とは異なる。

PN 断面積から SN 断面積を作るコードは、MATXS ファイルでは TRANSX コード、AMPX ファイルでは SCALE あるいは SCAMPI コードである。MATXS ファイルでは、分母に$\ell+1$乗がついている荷重関数（但し、$\ell\geq1$で分母に2乗がついている荷重関数）を用いているため、TRANSX コードでは PN 断面積と異なる SN 断面積が計算される。但し、自己遮蔽補正の影響が小さい場合は、荷重関数の分母の効果は小さくなるため、SN 断面積はほとんど PN 断面積と同じになる。一方、AMPX ファイルでは、分母に$\ell+1$乗がついていない荷重関数を用いているため、$\sigma_{\ell tg}^{PN}=\sigma_{0tg}^{PN}$で第１式の右辺第２項$\left(\sigma_{\ell tg}^{PN}-\sigma_{0tg}^{PN}\right)$は 0 になり、SCALE あるいは

SCAMPI コードで PN 断面積をそのまま SN 断面積にしている。また、AMPX ファイルでは弾性散乱の自己遮蔽補正をそのまま散乱断面積にも適用しているという問題もある。

4.2 AMPX 多群ライブラリの問題の影響

上述した AMPX ファイルの種々の問題の影響を示すために、半径 1m の鉄球の中心に 20MeV の等方点中性子源がある簡単なモデルで一次元 Sn コード ANISN とモンテカルロコード MCNP で球内の中性子スペクトルを計算した。多群ライブラリは VITAMIN-B7 と比較のために MATXSLIB-J40 を、ACE ファイルは多群ライブラリに対応したものを使用した。結果を図１、２に示す。VITAMIN-B7 を用いた ANISN 計算は MCNP 計算と 30%程度異なった。一方、MATXSLIB-J40 を用いた ANISN 計算は MCNP 計算とよく一致した。

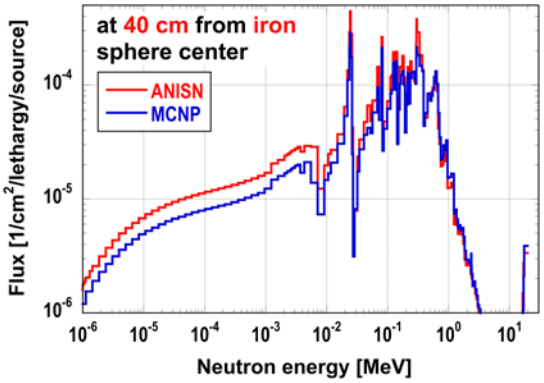


図 1 鉄球中心から 40cm での中性子スペクトル (VITAMIN-B7)

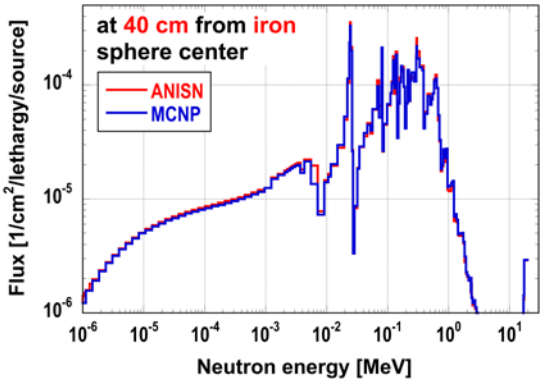


図 2 鉄球中心から 40cm での中性子スペクトル (MATXSLIB-J40)

5. まとめ

放射線遮蔽設計の観点から、核データライブラリ、断面積ライブラリを概説した。断面積ライブラリのうち、特に、自己遮蔽補正が必須である多群ライブラリには以下の注意が必要である。

- 下限値の十分小さいバックグランド断面積
- ルジャンドルの次数を考慮した荷重関数
- 散乱断面積の自己遮蔽補正を適切に行う

AMPX ファイルは上記の点で問題があるので、Sn コードを用いた放射線遮蔽設計を行う際には、MATXS ファイルを使うことを推奨する（但し、バックグランド断面積が適切なものを使うこと）。

参考文献 C. Konno et al., Prog. Sci. Technol., 1 (2011) 32-35、C. Konno et al., Prog. Sci. Technol., 2 (2011) 341-346

MATXS ファイルに関する補足

MATXS ファイルはアスキーファイルで公開されているが、TRANSX コードはバイナリの MATXS ファイルしか読み込むことができない。そのため、入手した MATXS ファイルは TRANSX コード付属の BBC コードでバイナリの MATXS ファイルに変換する必要がある。また、TRANSX コードには致命的なバグがあるので、IAEA から公開されている（https://www-nds.iaea.org/fendl20/transx-patches.htm/）以下のパッチを当てた TRANSX コードを使うこと。このバグの影響については、C. Konno et al., Proc. RPSD2018, “EFFECT OF IAEA PATCH FOR TRANSX2.15”参照。

Patch 1. to increase the insufficient array size (2 lines)

```
*d up14.4
      maxds=5+12*(nl+1)
```

*Chikara Konno[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

2020年春の年会

放射線工学部会セッション

放射線遮蔽ハンドブックに基づく初心者のための遮蔽設計
Shielding design for beginners based on a Handbook of Radiation Shielding

（3）モンテカルロコード PHITS

(3) Monte Carlo code PHITS

*岩元 洋介[1]
[1]原子力機構

1. はじめに

原子力機構を中心として開発を進めるモンテカルロコード PHITS(Particle and Heavy Ion Transport code System)はきわめて広範囲に利用されており、放射線遮蔽設計においても小規模な RI 施設から大型の高エネルギー加速器施設まで幅広く適用できる。本発表では、最新の機能を含めた PHITS の特徴などを解説する。

2. PHITS の概要

PHITS[1]は、任意の 3 次元体系内における放射線挙動を解析できる汎用モンテカルロ計算コードである。その適応範囲は、原子力分野で重要な 20 MeV 以下の中性子や光子の他に、加速器工学や医療・宇宙分野で評価対象となる高エネルギー陽子や重イオンなど、現実的に挙動解析が必要なほぼ全ての放射線である。図 1 は PHITS に組み込まれた物理モデルとその適用エネルギー範囲を示している。核反応は、核子と核子が直接相互作用する動的過程と、その後に平衡状態に達した原子核が崩壊する静的過程に分けて模擬する。核反応の動的過程に核内カスケードモデルなどが用いられ、静的過程のシミュレーションには蒸発・核分裂モデルが使われる。20 MeV 以下の中性子による核反応は、核データライブラリ JENDL-4.0 で模擬する。その際、イベントジェネレータモードにより二次中性子のみならず二次陽子や反跳核などの情報も引き出せる。

解析を行う 3 次元幾何学形状は、General Geometry(面を組み合わせて 1 つの形状を定義する形式)等で記述する。ユーザーは、タリーと呼ばれる機能を活用することで、放射線挙動解析の結果から特定の領域や任意の 3 次元メッシュ空間内での粒子フラックス、発熱量、生成核種分布などを取得できる。さらに、ANGEL と呼ばれる独自の描画ツールを内蔵しており、図 2 に示すように、幾何学形状や計算結果を可視化できる。

PHITS パッケージは、Fortran で書かれたソースプログラムの他、実行ファイルや ACE 形式の核データライブラリ JENDL-4.0 など 、PHITS を実行するために必要なファイルを全て含んでいる。また、ほぼ全てのパーソナルコンピュータやワークステーションで動作し、専用インストーラから簡単に動作環境を構築できる。他、並列計算に対応しており、スーパーコンピュータを活用した大規模計算にも適している。

近年は、陽子及び中性子入射に対するライブラリ JENDL-4.0/HE の読込機能、熱流体解析コード FLUENT との連成計算機能の開発等が進められている。放射線遮蔽計算に活用できる機能やデータとして、遮蔽体中の粒子輸送を効率的に行うために粒子の重みを操作する機能、RI 線源を入力して放出放射線特性を自動的に設定できる機能、線量換算係数等が組みこまれている。

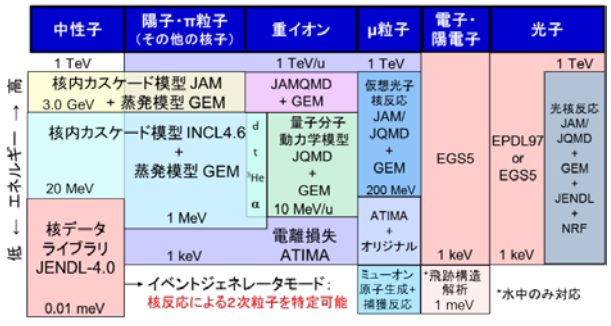


図 1　PHITS に組み込まれた物理モデル

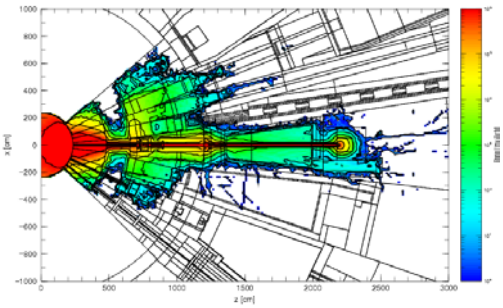


図 2　J-PARC 物質・生命科学実験施設の中性子ビームライン周辺の発熱量計算結果

参考文献　[1] T. Sato et al., J. Nucl. Sci. Technol. 55, 684-690 (2018).

*Yosuke Iwamoto[1], [1]Japan Atomic Energy Agency.

2020年春の年会

放射線工学部会セッション

放射線遮蔽ハンドブックに基づく初心者のための遮蔽設計
Shielding design for beginners based on a Handbook of Radiation Shielding

（4）ストリーミングとスカイシャイン計算

(4) Radiation Streaming and Skyshine Calculation

*平尾 好弘[1]

[1]国立研究開発法人海上・港湾・航空技術研究所　海上技術安全研究所

1. はじめに

ストリーミングとスカイシャイン現象は、簡易計算手法に基づいて評価することが多い。さまざまな手法とそれを適用する際の注意点を紹介する。放射線の経路を個別に評価する方法をとる。

2. ストリーミング安全評価技術

ダクト（継ぎ目、貫通部、ボイド等を含む）のある遮蔽壁に対して、壁外線量率を保守的に評価する汎用的な考え方を示す（図 1）[1]。評価点の場所が特に指定されない場合、壁外で最大の線量率を示す位置を検討する。評価点が決定したら、線源位置から評価点まで遮蔽壁を透過する透過線とダクトを通ってくるストリーミング線に分けて線量寄与を評価する。ダクトストリーミング線を二種に分けて、ダクトの入口から出口までダクト内を通ってくる全ストリーミング線と、ダクトの途中から壁側に抜けたり入ってきたりする部分ストリーミング線を考慮する（図 2）。両者に対する線量評価の考え方、及び評価点がダクトの出口近辺から離れている場合の評価の考え方を示す。最終的に全ての経路からの線量寄与を合算して評価点の線量率を求める。

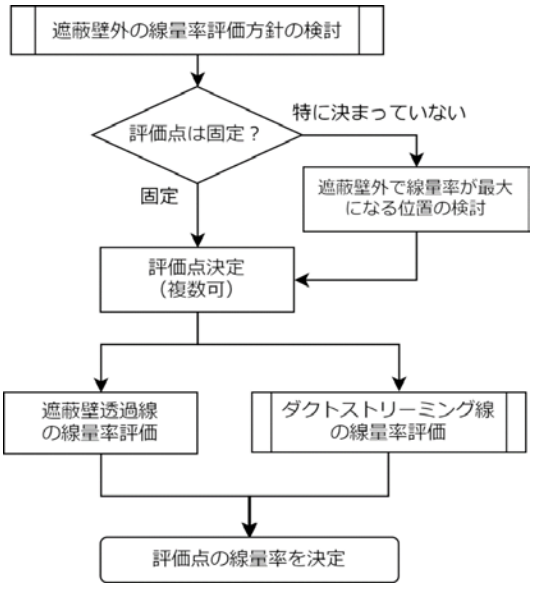


図 1. ダクト付き遮蔽壁の簡易線量評価手順例

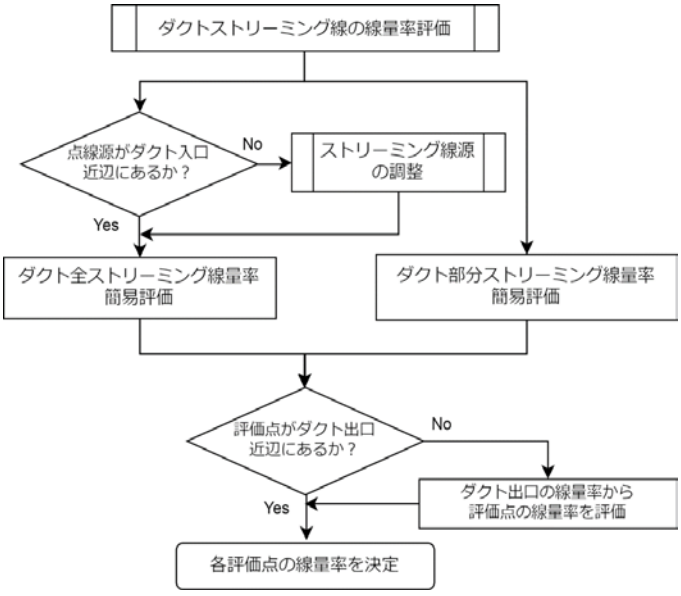


図 2. ダクトストリーミング線量率の簡易評価例

迷路構造はダクトの一種であり、照射室等の線源を扱う部屋の入出路を屈曲させることで、そこを通って部屋の外に漏れる放射線を抑える体系を指す。迷路のストリーミングの特徴は、壁が厚く透過線を大抵無視できること、またダクト設計と比べて入出路の断面積が大きく全ストリーミング線の寄与が支配的なことである。これまでに提案されたアルベド法（Line of Sight 法含む）ベースの簡易線量評価の例を示し、適用性に関する注意を行う。

最後に、ストリーミング線量評価を行う上での実際的な注意を与える。放射線の漏洩経路をダクトまたは迷路とみなすモデリング、評価の確認の仕方、線源の保守的な調整、あるいは本来の設計で意図しなか

った最近のケースについて考察する。

3. スカイシャイン安全評価技術

建屋内の線源から屋外の線量率を評価する汎用的な手順を示す（図 3)。評価点は法規に従うこととし、大抵は最も近い敷地境界上におかれる。図 4 に建屋内の線源から屋外の評価点に達する放射線の経路タイプを示す。図中の番号で示すとおり、論理上の経路タイプは数多くあるため、よく体系を観察して、個別に線量に与える影響を検討する。実際の施設では、天井のないサイロ、土壌等の自然物で線源を囲ったもの、遮蔽の薄い窓やシャッターの存在、複雑な地形等、条件は様々である。

スカイシャイン線とは一般に図 4 の⑦及び⑧を指し、天井が十分厚くない建屋で注目されるが、他にも建屋で後方散乱したスカイシャイン線、あるいは地面によるグランドシャイン線の影響は見落とされやすいので注意する。主な経路タイプに対しては、図 5 に示すスカイシャイン線の評価手順のように、線量評価法が開発されており、一般に専用の計算コードを用いて、線源のエネルギーまたは放出される空間の範囲にわたる積分が行われる。そうして求めたスカイシャインを含む有意な経路からの線量率を、図 4 の①に示す側壁を透過する直接線の線量率に加算して、最終的な評価点の線量率を求める。スカイシャイン線が注目される理由は、線源から距離が離れると、線量率で直接線の寄与を上回る可能性があるからである。

最後に、スカイシャイン線量計算のポイントとして、よく知られた一回散乱法（G33 系列コード)、ラインビーム応答関数法（SHINE-III コード等)、及び S_N離散座標法を含む詳細計算法の適用における注意点を与える。

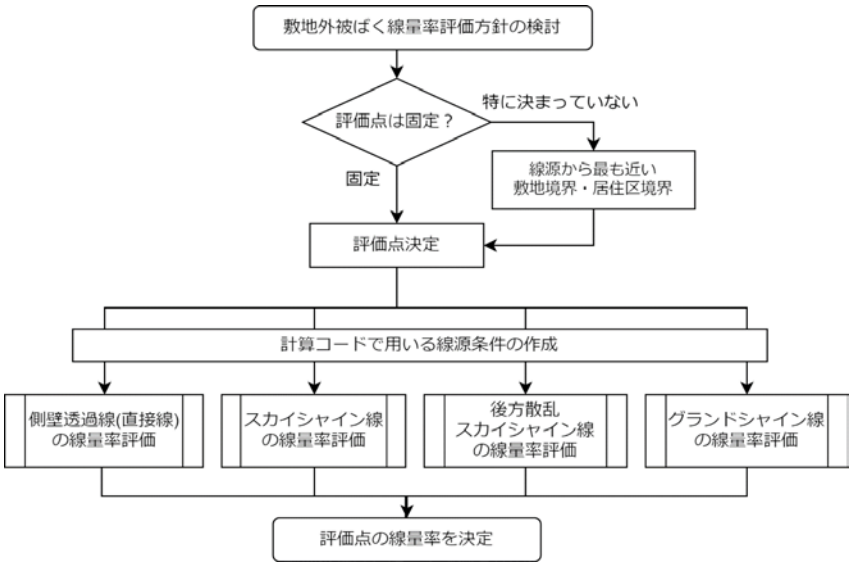


図 3. スカイシャイン線を含む屋外線量率評価手順の例

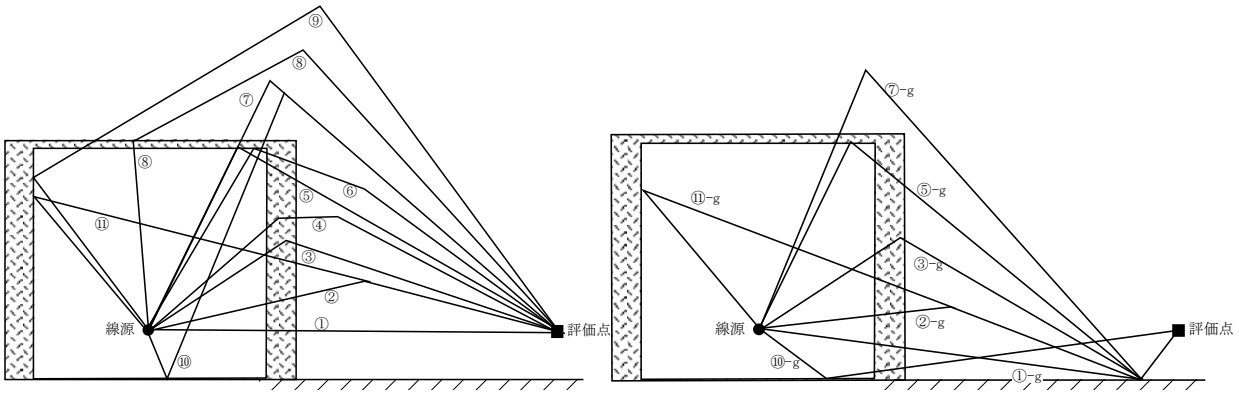


図 4. 建屋の線源から 2 回まで散乱して屋外評価点に到達する放射線経路（右：グランドシャイン経由）

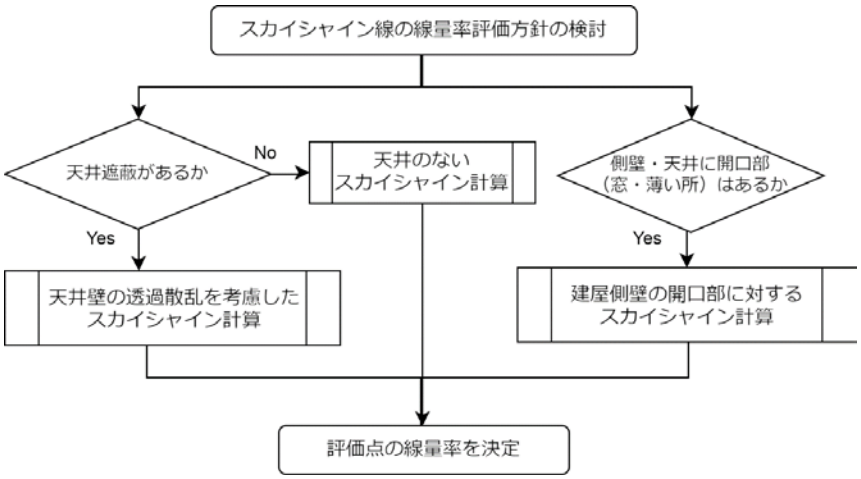


図 5. スカイシャイン線の簡易線量評価手順の例

4. まとめ

ダクトストリーミング及びスカイシャイン状況に対して、放射線の経路に拘って線量を安全評価する技法とポイントについて説明した。経路を明らかにして、それぞれの寄与が過小評価しないように積み上げて最終的な結果の保守性を示すことこそ、安全評価の基礎であり伝統である。放射線はいきなり評価点に線量として現れるわけではない。詳細計算法は強力であるが、計算の無謬性や出力の保守性を個別のケースで分かりやすく説明するのが容易でない。万一の評価ミスによって不利益を被るのも、また施設の規制や受け入れに係る担当者らも多くは非専門家である。当方は、経路を用いた透明性の高い直感的な説明こそが理解と安心を与えるものと信じており、また専門家であっても、詳細計算の結果を確認する代替手法としてそうした考え方を知っておくことが肝要と考える。

* Yoshihiro Hirao[1]

[1]National Maritime Research Institute, National Institute of Maritime, Port and Aviation Technology.

Planning Lecture | Joint Session | Joint Session 1 - Nuclear Data Subcommittee, Sigma Research Advisory Committee

[2O_PL] 20th Anniversary Symposium of Nuclear Data Subcommittee

Chair:Yukinobu Watanabe(Kyusyu Univ.)

Tue. Mar 17, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room O (Lecture Bildg. S 3F S-34)

[2O_PL01] From Infancy of JENDL to the Subcommittee Inauguration

*Tadashi Yoshida[1] （1. Tokyo Tech）

[2O_PL02] For the 20th Anniverary of Nuclear Data Subcommittee

*Tokio Fukahori[1] （1. JAEA）

[2O_PL03] My vision for nuclear data research, what we will look like in 20 years.

*Atsushi Kimura[1] （1. JAEA）

[2O_PL04] Towards the future: Explore science from nuclear data

*Futoshi Minato[1] （1. JAEA）

©Atomic Energy Society of Japan

2020年春の年会

核データ部会、シグマ調査専門委員会合同セッション

核データ部会 20 年間の歩みとこれからの 20 年

20th Anniversary Symposium of Nuclear Data Subcommittee

（1）核データライブラリーの揺籃期から部会設立まで

(1) From Infancy of JENDL to the Subcommittee Inauguration

*吉田 正[1]
[1]東工大

1. はじめに

20 年前に核データ部会が設立されるまでのほぼ 35 年間、「シグマ特別専門委員会」と「シグマ研究委員会」の総称である「シグマ委員会」が核データ活動の揺るぎない中核であった。最大の特徴はこれが実際に作業する委員会であった点である。高速炉の開発に核データは不可欠であるとの認識に基づくメーカー各社と日本原子力研究所（当時；以下原研）の全面的な支援のもと、大学も含め各所に散在した専門家の横断的かつ献身的なヴォランティア活動という日本の技術開発史上他に類をみないユニークな活動であった。活動のピークにあった頃、当時原研物理部長だった原田吉之助氏が、シグマは「咲く花の匂うが如く今盛りなり、ですな」とふと漏らした一言が忘れられない。この一言に要約されるような時代だった。しかし、学会の「特別専門委員会」には決められた設置期間があり、核データという息の長い仕事のためには、やや異例ながら常に理事会の承認を得て延長に延長を繰り返して行かなければならない宿命にあった。一方、シグマ研究委員会の主体である原研も時代とともにその役割と体制を変えて行く。原子力学会に部会制が導入された始めたころ、時代は緩やかだが大きな曲がり角を迎えていた。核データ部会の設立によって核データ活動はこの曲がり角を適切に曲がり切ることができたと考えているが、ここでその経緯を振り返ってみたい。

2. 部会設立までの核データ小史

2-1. シグマ委員会の発足と活動

シグマ委員会の活動は、原子力の他分野に比べても類のないほど、その歴史を克明に辿ることができる。それは 1966 年に冊子体「JNDC ニュース」の名称で刊行が開始され、現在は改名のうえ電子媒体で年 3 回刊行されている「核データニュース」誌のおかげである（原子力機構・核データ研究グループの HP から全号にアクセスできる）。例えば同誌 44 号はシグマ委員会創立３０周年記念号で、中嶋龍三、百田光雄から NEA Data Bank の Nigel Tubbs まで、10 人の懐かしいお名前が並び、これら先達の方々が委員会設立の経緯から将来展望までを語っておられる[1)]。設立から 10 年ぐらいしてひょっこり参加させていただいた本稿筆者は先達の方々にただただ敬意を表するしかない。特にこれら先達が JENDL 開発に舵を切ったその決断に。その後の４０周年記念号（2003）、５０周年記念号（2013）と辿れば、シグマ委員会の歩みを容易に通観することができる。「シグマ委員会」は 2003 年一旦終了し、多少の曲折を経て現在の「シグマ調査専門委員」の母体となった。

2-2. 炉定数の時代

筆者が社会人として原子力に関わりを持った最初の仕事は、シグマ委員会ですでに大活躍をされていた飯島俊吾、川合將義のお二人の指導のもと、高速実験炉「常陽」マークⅠ炉心の核設計を主として臨界実験の解析を通じてバックアップすることであり、「常陽」稼働後は、増殖比が 1.0 を超えていることを計算の助けもかりながら立証したりすることであった。その時代、原子炉メーカー三社は高速炉の核計算のために、に、それぞれ改良・作成した ABBN 型とよばれる多群核定数セットを使用していた。ABBN は Abagyan、Bondarenko、Bazayants、Nikolaev の頭文字に由来しており、そのレポートは 1964 年にソ連で出版される

と、時をおかず米国でも翻訳・出版された。その表紙には「I.I.Bondarenko 教授の思い出に捧げる」との献辞がある。それから 20 年ほどしてロシアの原子力研究都市 Obninsk を訪問する機会があったが、街の中心近くで「あそこは Bondarenko 広場と呼ばれています」と教えられた記憶がある。が、本稿執筆を機会に Google Map で探してみたものの、この広場、残念ながら見つけ出すことができなかった。

ABBN レポートには各核種ごとに、必要な諸断面積、エネルギー自己遮蔽因子、非弾性散乱マトリクスの表が与えられていて我々にとってのバイブルであった。ここから出発して各社各様に炉常数セットを当時最新の断面積測定値等を勘案して改良するなどして、高速臨界実験解析や核設計に使用していた訳である。その後は原研の開発した高速炉核計算のための 70 群核定数セット JAERI-FAST が普及し、メーカー間で設計の基礎となる核定数が異なるという問題は解消していったが、「もんじゅ」核設計のため英国の ZEBRA 臨界集合体で行われた「MOZART 実験」解析の頃まで各社各様の核定数が使われていたよう記憶する。が、今回この点は確認ができなかった。ことの核心は、現在 JENDL や ENDF／B、JEFF に代表されるような包括的な「評価ずみ核データライブラリー（以下ライブラリー）」から共鳴領域や非弾性散乱の複雑な処理を経て炉定数に至る一貫したコンピュータ処理によって自動的に作成されたものでは ない 点である。共鳴が何千本もある ^{238}U も含めて、ライブラリーの数値をそのまま使っての直接 Monte Carlo 計算すら可能な現在の読者は不思議に思われるかもしれない。これは何も日本だけの話ではなかった。筆者が 1977～78 年に滞在した西ドイツ（当時）でも事情は似たりよったりで、高速炉研究開発の中心地だったカールスルーエでも KFK–INR という ABBN 型 26 群核定数が標準解析手法の中核であった。世界的にみても核データライブラリー開発の大先達の一人である J.J.Schmidt の出身母体であり、中性子反応の実験および理論の先進グループを擁し、評価ずみ核データライブラリーKEDAK-3 を持っていたにも関わらず、KEDAK から ABBN 型定数を生成するコードシステム MIGROS はまだ開発・試用段階にあった。当時、臨界直前の状態にあった高速原型炉 SNR-300 の核計算が行われていたブリュッセルの Belgonucleaire でも KFK–INR が使われていた。

2-3. JENDL の開発

上記のような当時の状況にも関わらずシグマ委員会は先を読んでいた。明確に年度を特定することはできないが、早いうちから国産の評価ずみ核データライブラリーの作成を意図していたと思われ（米国の ENDF／B–I は 1968 年に公開されている）、1971 年には JENDL 第 0 次版の作成案の検討を始めていた（これは筆者の社会人一年目に当たる）。第 0 次版は一種の「練習」であり、1974 年に完成した。JENDL 第 1 次版（JENDL-1）は 1977 年秋に公開されている。その後、JENDL は第 4 次版にまで発展し、General Purpose File と呼ばれる JENDL 本体と、使用目的に応じた多くの「特殊目的ファイル」が開発されて広い用途に用いられており、日本の原子力技術開発の骨格の役割を果たして来たのはご承知の通りである。

ここでやや本筋から逸れるが話題を一つ。JENDL、ENDF–B と並んで三大ファイル（その後ロシアの BROND、中国の CENDL が台頭）の一つとされた JEFF の E は **E**urope の E と思われている方がおられるかもしれない。実質 JEFF はヨーロッパのライブラリーであり、まわりもそう思っている。だがこれは Joint **E**valuated Fission and Fusion Nuclear Data Library の E なのである。JEFF の前身 JEF（Joint Evaluated File）はヨーロッパ主導のプロジェクトであったが“collaborative project between the NEA Data Bank Member countries”と銘打たれている。その初版は 1985 年に公開されているからその前後のことと記憶するが、OECD／NEA(Nuclear Energy Agency) の会議で、原研の菊池康之氏は「JEF の coordinate やファイル化は日本も出資している NEA Data Bank がやっている。が、日本には既に JENDL があり、これは二重投資となり承服しがたい」と主張された。正論である。これがなければ E は Europe の E になっていたかもしれない。その後、菊地氏には OECD／NEA の重要な活動となる WPEC (Working Party on International Nuclear Data Evaluation Co-operation) に「日本（正確には JENDL）代表には崩壊熱／崩壊データをやっている人がいないから」と筆者もメンバーとして参加させてくださり、多くの会議にご一緒した。同氏の学識、語学力は圧巻で、座長であろうがなかろうが、全ての会議を結果的に主導しておられた。フランス語も堪能だったと記憶する。菊池氏を始めこれまで名前を挙げさせていただいた方々のほとんど（今もご活躍の川合氏を除く）は既に鬼籍に入ってしまわれた。匂うが如く今盛りだったシグマ委員会の絶頂期も茫々たる過去の記憶となりつつあるが、その精神は現在にも脈々と受け継がれていることは常々実感されるところである。

とはいえ、一生ベータ崩壊とその周辺をウロウロ生きてきた筆者にはJEFFの存在は大変ありがたく貴重であった。それはJENDLでは（正確にはJNDC FP Decay Data Libraryの時代から）ベータ崩壊大局的理論の理論値を大幅に取り入れ、ENDF/B-VIもこれに倣ったため、実験データを一貫して採用し続けたJEFFは格好の対照相手であったからである。複数のライブラリーがあることは貴重であった。その後TAGS測定[2)]の進展により、現在はJENDL、ENDF–B、JEFF間の差異も次第に収束しつつある。

3. 核データ部会の発足

日本原子力学会では1993年に「専門分野別研究部会（部会）規定」が制定され、翌年３月「炉物理部会」はじめ６部会が発足した。核データ分野はこの状況の中でどのような選択をなすべきなのか、決して簡単な決断ではなかった。この時、シグマ委員会の中で議論を先導されたのが井頭政之（東工大）と山野直樹（住原工）のお二人である。今でこそ部会員二百数十人を要する堂々たる部会であるが、発足当時、最低限必要な部会員数（100人前後だったと記憶する）を集められるかどうかから始まって、解決すべき問題も多々あった。アメリカ原子力学会においてすら「核データ部会」はなく、炉物理部会がこの分野をカバーしている。今だったら、核データは炉心計算だけのものではなく分野横断的に広く使われており、部会設立の説明もし易いであろう。が、当時としては海外の先例もなく、設立趣意書（部会HPからアクセス可能）の論理構築も簡単ではなかったと記憶する。だが舵はきられ、更田豊治郎氏を部会長に2000年の日本原子力学会「春の年会」三日目の3月30日の「設立総会」で正式に発足した。本来この講演をされておられた筈の更田初代部会長は惜しくも2016年に逝去され、筆者が代理を勤めることとなった次第である。

核データ部会の発足は時期にも恵まれ、または中長期的に見れば核データ分野のその後の発展の枠組みとしても好適なものであった。シグマ委員会活動は高速炉開発に的を絞ったプロジェクトとしてメーカー３社の要請に基づいて発足した経緯からも、分野横断的な展開や活動透明性の確保、外部への働きかけ等は苦手であった。2000年代に入ると、核データと核物理、天体核物理、核医学といった他分野との接点（接面と言うべきか）は急速に広がり、一方、原子力分野に限っても中性子断面積のみならずさらに広範な原子核にかかわるデータが必要になってくる。このような状況には、誰でも出入りでき、他分野との協力もしやすい学会／部会の方がやりやすい。福島事故以来、残念ながら学会員数は漸減しているものの、すでに述べたように核データ部会員数が倍増している背景には上記のような状況があると考えられる。

4. おわりに

日本の科学の世界では研究者が最新のテーマに集中するあまり、その波頭が通り過ぎたあとには無人の荒野しか残らないと、昔どこかで聞いたことがある。筆者自身がこれを実感したのは1980〜1990年代にT社でレーザー応用の研究に特化した時代であった。この技術は原子物理学の応用であり、日本では原子物理学はすでに衰亡していた。日本発の論文は読むことなく、欧米それにイスラエル(!)の論文をたよりに研究をすすめた。いま、原子核物理学が衰退の道をたどりつつあるように思われるが、核データと核物理の連携が分野の荒野化を防いでくれるよう願ってやまないし、今後の日本原子力学会核データ部会の活動がひとつの鍵をにぎっていることを強調して稿を終えたい。

資料

1） 中嶋龍三、百田光雄、桂木學、岩城利夫、更田豊治郎、椙山一典、村田徹、中沢正治、瑞慶覧篤、Nigel Tubbs、核データニュース、No. 44 ［通巻80号］(1993)
2） 例えば、A.Algora, D.Jordan, J.L.Tain, B.Rubio, J.Agramunt *et al.*, Reactor Decay Heat in ^{239}Pu: Solving the γ Discrepancy in the 4-3000-s Cooling Period, *Phys. Rev. Lett.*, **105**, 202501 (2010)

Tadashi Yoshida,
Tokyo Tech.

2020年春の年会

核データ部会、シグマ調査専門委員会合同セッション

核データ部会 20 年間の歩みとこれからの 20 年
20th Anniversary Symposium of Nuclear Data Subcommittee

（2）核データ部会 20 年に寄せて

(2) For the 20th Anniversary of Nuclear Data Subcommittee

＊ 深堀　智生[1]
[1]原子力機構

1. はじめに

核データ部会の創立 20 周年に当たり、今後の部会活動の参考になるように歴史を含めて、概要の報告を試みる。黎明期については、最初に講演される吉田正先生のご発表に譲り、本報告では、その後の歩みについて振り返ってみたい。

2. 部会 20 年の歩み

核データ部会の概要については、基本的に部会 HP（http://www.aesj.or.jp/~ndd/）を見てもらえば全部書いてある。「核データ部会設立趣意書」によると、「あらゆる原子力システムは原子核の反応にその技術の基礎を置いている。したがって、原子核の反応をはじめその構造や崩壊に関する深い知見と、それに基づく広範で精度の高い核データの集積が必須のものとなる。これにくわえて、放射線工学や加速器・ビーム工学などの原子力関連技術は、計測、材料などの工学分野から、物理学、生物学、医学、環境科学、天体核物理へとその応用の裾野を広げつつある。その結果、原子核物理をはじめとする基礎研究領域と、原子力関連技術とのボーダーレス化が進み、またそこで必要とされる核データも極めて多岐にわたるものとなる。」とある。このような必要性を満たすため、我が国では、「シグマ委員会」[1)]を中心に活動を続けてきたが、工学的観点に立脚した原子核反応のより深い理解と核データの量的拡大をバランスよく達成するためには、学会における情報交換と適切な議論が必須であることから、2000 年に「核データ部会」を新たに設立した。これをもって、核データの工学的データベースとしての集大成である JENDL の作成をつかさどる原子力機構の核データ研究グループ及び JENDL 委員会とアカデミックな観点からのバランスの取れた活動を俯瞰的に行うことができるようになった。関連して、第 9 期の核データ部会長名で、シグマ委員会へ 2 件の諮問を行った。核データの今後を考え得上で指標となるロードマップの検討及び以下で述べる「核データ」連載講座の監修である。

個別の活動に先立って、運営小委員会のメンバーの変遷を上記の観点から振り返ってみたい。現在 10 期目の運営小委員会であるが、部会長は、第 1 期の更田豊治郎氏（日本海洋科学振興財団（当時））と報告者以外はすべて大学の先生である。それも小林（京大）、馬場（東北大）、吉田（武蔵工大（当時））、井頭（東工大）、石橋（九大）、千葉敏（東工大）のという、そうそうたる先生方である。初期は、大学、研究機関、民間企業出身の委員の数が拮抗していたが、徐々に民間の委員が減少し、第 9、10 期では民間の方はゼロである。この辺り、今後の展開を模索する必要があるかもしれない。

以下、核データ部会の今までの代表的活動について、概要を報告する。

2-1. 核データ研究会

2005 年までは、原研のシグマ委員会が核データセンターを事務局に開催していたが、原子力機構の発足に伴い、核データ部会主催で開催することを報告者からお願いした。2006 年度の核データ研究会は、作業の遅れから、2007 年 1 月に東海村で開催している。このため、2007 年には、2007 年度のものと合わせて 2 回核データ研究会が開催されたことになる。ここから、2009 年までは東海村で実施していたが、原子力機構が主催ではないので、各大学等で持ちまわってはどうかとの意見があり、2010 年の九大筑紫キャンパスを皮切りに、東海村（2011、2015、2017 年）、京大炉（2012 年）、福井大国際原子力工学研究所（2013 年）、北大（2014 年）、KEK（2016 年）、東工大（2018 年）と続き、2019 年には九大筑紫キャンパスに戻ってきた。各報文集は JAEA-Conf シリーズとして刊行している。このため、報文集は原子力機構の HP

（https://jopss.jaea.go.jp/search/servlet/）からダウンロードすることができる。

2-2. 日韓サマースクール

韓国との共同開催で夏期セミナーを開催している。核データ部会だけでなく、炉物理部会、放射線工学部会、加速器・ビーム科学部会の 4 部会合同で、日本と韓国で交互に開催している。4 部会合同ということで、原子力学会に「日韓原子力学会学生・若手研究者交流事業運営連絡会」が設置され、資金援助が受けられるようになった。本 4 部会の日韓交流が起点であったが、2005 年に日韓相互の人材育成について両学会間で学生・若手研究者間の交流に関する付属協定が締結され、日韓相互に日韓サマースクール/日韓学生セミナー等の開催を財政支援する事業が発足した。第 1 回は 2005 年に東海村で開催されたものと定義（上記連絡会の発足後）されているが、実は 2004 年に第 0 回と呼ぶべき日韓 4 部会合同サマースクールが韓国浦項加速器研究所で開催されている。この後、日韓交互に KAERI（2006 年）、九大伊都キャンパス（2008 年）、成均館大学校水原キャンパス（2010 年）、京大炉（2012 年）、いばらき量子ビーム研究センター（2015 年）、KAIST（2017 年）、阪大 RCNP（2019 年）と続いている。

2-3. 部会賞

部会賞は、その授与により原子力平和利用における核データ分野の発展や進歩をうながすことを目的として設置されている。部会賞には、学術賞と奨励賞があり、共通して核データ分野において学術または技術上の優れた業績を対象としている。奨励賞の違いは、当該年度末までに満 40 歳に達しない部会員を対象とし、将来性に富む成果であれば，未完成のものでも良いという点である。2019 年度までにそれぞれ 13 件の表彰が実施されている。

2-4. 連載講座

2017-2018 年の学会誌に 8 回シリーズで「核データ研究の最前線－たゆまざる真値の追及、そして新たなニーズへ応える為に－」の連載講座を、部会の総合力を以って執筆した。また、この監修をシグマ委員会にお願いして、素晴らしいものができたと思っている。部会が企画した連載講座は、核データを利用しているが、そこでどのような研究開発が行なわれているかといった話には縁の少ない原子力関係者に好評であった。

実は 2001 年（学会誌 43 巻 5-8 月号）に連載講座の第一弾があった。そこでは、核データとは何か？（第 1 回）、原子核物理入門（第 2 回）、核データの測定と応用（第 3 回）、核データの応用と今後の展望（第 4 回）と短期のものであったが、それまでに核データというものを知っていないか、知っていても本質的なことにまで考えが及ばなかった層にもある意味で「核データ」という言葉が浸透したと思える。さらに、これを見て核データに興味を覚えた学生がいたことを聞き及んでいる。

2-5. 核データ利用者支援小委員会 (愛称: 核データなんでも相談室)

核データにはなお強い要求があり、信頼度の高いデータへの要請は留まることはないと思われることから、社会のニーズに応える核データとは何か、各実験者・研究者はどの部分について寄与できるか、をよく検討した上で、部会の編集・広報活動の一環としての情報交換の場を提供しようと設置した。この活動自体は、2015 年 3 月終了した。その後、原子力機構の核データ研究グループに引き継がれた。

3. おわりに

核データ部会の活動は、上記以外にも年会や大会での企画セッションや核データニュースもあるが、予稿にすべて記載してしまうと、当日のお楽しみが半減してしまう恐れがあるため、本稿では概要の記載に留めることをご容赦願いたい。ただし、「今後のために言い残したいことは何？」との問いに対する答えは、核データに関する核データ部会、シグマ委員会及び JENDL 委員会の三位一体の体制であると考える。

参考文献

1) 深堀智生、「「シグマ」特別専門委員会 2017、2018 年度活動報告：(4)「シグマ」調査専門委員会の活動予定」、核データニュース第 125 号（掲載予定）

*Tokio Fukahori[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

2020年春の年会

核データ部会、シグマ調査専門委員会　合同セッション

核データ部会 20 年間の歩みとこれからの 20 年
20th Anniversary Symposium of Nuclear Data Subcommittee

（3）私の夢見る 20 年後の核データ研究　～測定研究を通して～

(3) My vision for nuclear data research, what we will look like in 20 years.

*木村　敦[1]
[1]原子力機構

1. 初めに

20 年というのは長いような短いような微妙な時間です。これが 100 年というのならば「核データの誤差は工作精度に比べて十分に小さく、工学的に無視できるようになっていることでしょう。」とか「実験ができないような短寿命核や測定が困難な反応でも原子核理論からの計算によって実用上は問題のない精度が達成できていることでしょう。」とか大風呂敷を拡げることができます。逆に 5 年といわれれば現在の実験装置や計算機の能力が制約となって実現可能な範囲は大きく制限されてしまいます。一方、20 年という時間は、計画を立て、お金が付き（これが最大の山であることは言うまでもありません)、それを実行できれば大きな進展がみられる長さであります。そこで、筆者が考える 20 年後の核データ測定を楽観的に予言してみます。

なお、自分のこれまで研究の経歴から、話の内容が中性子核データに関する夢に偏っていることは御容赦いただければと思います。

2. 20 年後の核データ研究に関する夢

- **「核データを利用する計算コード（モンテカルロ計算など）に核データの誤差が取り込まれ、核データに起因する誤差が広く認識されるようになるでしょう。」**

  原子力以外にも医療や加速器工学などの分野へ核データの利用が急激に広がりつつあります。原子力関係の研究者には核データには誤差がつきものであり、それが工学的に無視できない場合もあるのは当然のことと理解されていますが、原子力以外の多くの分野の研究者には「核データにも当然誤差はあるが真空透磁率の誤差（$1.25663706212(19)\times10^{-6}$）のように工学的には十分無視できるほど小さい」と誤解されているのが現状です。そのため、多くのユーザーが数値誤差しか認識せずに計算コードを利用し、核データに関する要望が我々にフィードバックされにくい状況になっています。

  20 年後には計算結果に核データ起因の誤差が表記され、利用者がその大きさを認識し、我々にフィードバックが戻ってくるようになるでしょう。もちろんこうなるためには、計算コードの開発者の多大な協力が必要ですが、我々の方でも、

  ・ほとんどすべての核種（特に安定核）・反応に対する誤差の評価
  ・中性子だけでなく、陽子や重陽子に対するデータの整備
  ・誤差評価のため実験データの少ない核種・反応に対する測定

  が必要になります。

- **「希少な放射性試料が国内で生産されるようになるでしょう。」**

  核データの測定実験では希少な放射性試料の入手が大きな課題となっております。現状では試料のほとんどを海外から購入しており、測定できる核種に大きな制限ができております。

  20 年後には放射化学のグループとの協働が進み、日本国内で放射性核種を使用済み燃料から分取し、実験ができる体制が確立されていることでしょう。

- **「理論と実験の融合が進み、理論に制約を与える実験が多く実施されることでしょう。」**

  実験による直接測定が困難な核種・反応に対する核データの要求が年々強くなっています。そのような反応に対しては理論計算による導出が行われておりますが、より計算精度を向上させるためには、実験により計算に制約を与える事が不可欠です。

  20 年後にはこの傾向がさらに強まり、理論計算に制約を与えるための実験が多く行われるようになるでしょう。また理論計算による導出だけでなく、代理反応を利用した測定も今まで以上に活発に進められていく事でしょう。

- **「複数の試料を複数の施設で測定する体制が整備されることで、誤差の議論が可能となり、真値への収束が進むでしょう。」**

  測定データには各実験者が妥当と思う誤差を評価しております。つけられている誤差には測定試料に起因するものと実験施設や解析法などに起因するものが主にありますが、現状の値付けされた誤差の妥当性の検討が十分ではなく、その結果、真値への収束を妨げていると感じております。

  20 年後には国際的な試料データベースの構築と海外の実験施設との連携の強化が行われ、試料を交換して複数の施設で測定する体制が整うでしょう。同一の施設での異なる試料の測定結果、若しくは同一の試料の異なる施設での実験結果を比較することが可能になります。これにより、試料起因の誤差と測定手法に関する誤差の切り分けが可能となり、つけられた誤差の妥当性をより深く議論することが可能となります。その結果、より早く真値への収束が進む事でしょう。

- **「新しい核データ測定のための施設が建設され、測定が開始されているでしょう。」**

  筆者は現在、J-PARC センターに設置された中性子核反応測定装置(ANNRI)で実験を行っております。ANNRI は 2009 年に完成した大強度のパルス中性子源を利用できる実験装置ですが、残念ながら非密封 RI や核燃料物質を使用することができません。そのため、核分裂断面積の測定、U や Pu の断面積測定ができない状況になっております。核燃料物質の利用が可能なパルス中性子源としては京都大学にある電子線加速器がありますが、1965 年に完成した加速器であります。

  20 年後には、予算を獲得して核燃料物質が利用可能な新たなパルス中性子源を用いた実験装置の運用が開始され、日本国内で核分裂反応を用いた実験が盛んに行われている事でしょう。(切に希望します。)

3. 終わりに

核データ部会創立 20 周年にあたり、20 年後の夢を語らせていただく機会を頂きました。安易な気持ちで引き受けたのですが、20 年後というと（リタイア間近ですが）現役で部会に在籍している可能性が高く、（当然開催される）創立 40 周年の記念セッションでこの文章の答え合わせをすることになるかもしれません。20 年後のその時に、この夢が現実になっているように精進していきたいと思います。

なお、本文章はあくまでも筆者個人の私見、夢であり、所属組織を代表するものではありません。

*Atsushi Kimura[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency.

2020年春の年会

核データ部会、シグマ調査専門委員会　合同セッション

核データ部会 20 年間の歩みとこれからの 20 年
20th Anniversary Symposium of Nuclear Data Subcommittee

（4）20 年後の未来へ、核データから道を切り拓く

(4) Towards the future: Explore science from nuclear data

*湊　太志[1]
[1]原子力機構

1. はじめに

複雑極まる原子核の性質を分析・理解し、理学的・工学的応用のために数値データ化して整理するのが核データ評価研究の仕事である。「核データ」の存在意義は疑う余地もないが、核データ評価研究が本当に必要な分野であるか疑われる空気も全くないわけではない。将来も核データが原子力応用の基盤データとして存在し、社会のさらなる発展に寄与するためには、核データ評価の研究者はどのような活動を今後していくべきだろう。現在のユーザーからのニーズに応えるだけではなく、自ら科学の最先端を切り拓く姿勢や社会へのアウトリーチ活動が求められている。

2. 核データ評価の仕事

核データ評価は、測定された実験データを基に、評価者が原子核の特性を考慮しながら尤もらしい数値データを与える仕事である。また、評価した数値データをある特定の形式（例えば ENDF フォーマットなど）に変換して保守・管理する事も仕事である。時には、評価済みデータをモンテカルロ粒子輸送計算コードなどに使用できるよう、評価データを処理することも核データ評価の仕事として含む。応用上重要な核データの中で、主役となるのは中性子核反応断面積である。そして、中性子核反応断面積の核データ評価作業の半分以上を占めるのが、理論モデルによる断面積評価である。実験データは、全ての反応チャンネル（非弾性散乱、α崩壊など）や全てのエネルギーで測定されているわけではないので、理論モデルを用いて内挿および外挿するのである。

中性子核反応の核データ評価は、上述のように、入射中性子エネルギーに準じて開くあらゆる反応チャンネルに対応していなくてはならない。原子核は有限多体系であるため、その反応を統一的に記述できる理論はいまだ存在しない。そのため、与えられた系のエネルギー領域に特化した複数の異なる理論モデルを重ね合わせて、反応を記述するしかない。結果として、核データ評価者に要求される理論モデルの知識の幅は多様に及び、R-Matrix 理論、光学模型、統計模型、励起子モデルなどを筆頭に、それらのモデル計算コードを作動させるためのインプットデータを求める理論モデルも理解していなくてはならない。また、核データ評価者は、実験で用いられた手法の理解も必要となる。

このように核データ評価者は、まさしく核物理学全般のスペシャリストといっても過言ではない。核物理学の知識を備え、原子力応用に対する視点も備えた研究人材はそうは居ないだろう。もちろん、必ずしもその分野の専門家と同じくらい情報に精通しているわけではない。しかし、核データ評価の仕事をこなすためには、核物理学のスペシャリストになろうという気概は重要である。また裏をかえせば、核データ評価に従事すれば原子核の持つ様々な特性を知ることができる、ということである。

3. 核データ評価のいま

多くの先駆者の努力により、複雑極まる原子核反応の核データ評価は、理論計算においては明確に体系化されている。核データ評価研究の創成期に比べると、理論計算においてははるかに簡便になったと思われる。若手の核データ研究者はその恩恵を大きく受けている。もちろん、実験データから如何に尤もらしい評価値を与えるかは、いまだに評価者によって考え方が異なり、統一した手法は存在しない。

現在、核データ研究グループでは、廃止措置やバックエンドを支える基盤となる評価済核データを整備し核データライブラリ JENDL-5 として取り纏める作業を行っている。JENDL-5 では、構造材となる核種の再評価やこれまでなかった安定核種の収録、核分裂収率や不安定核種の崩壊データと水の中性子散乱則データの改良などを予定している。最近では、新しい光核反応の評価済データが JENDL に加わり、今後はさらに、重陽子核反応の評価済データが追加される予定である。これらは加速器や医療など、原子炉以外への核データ利用の需要が高まってきているためである。このように、核データ研究グループでは、中性子核反応以外の核データ評価ファイルにも視野を広げようとしている。

一方で、エネルギー利用という点で、既存の核データの性能は十分なレベルに達しているのではないかという声が国内外からちらほら聞こえてくる。共分散データの拡充や数 MeV～数 10 MeV 以上の高エネルギー領域における断面積評価など、まだ多くの改善すべき点が残されているが、改善する余地がなくなった核データ領域はこれから少しずつ増えてくるだろう。ユーザーのリクエストに対する努力の成果と言えるが、あるレベルに達するとニーズが無くなってしまうというのは、どんな工学的製品についても共通して言えることである。高度成長期に個人消費を支え、急速に発展した白物家電は、付け加えるものがないくらい高い性能を持った日本製よりも、安くて使いやすい外国製の物が求められる時代となっている。核データも十分なレベルに達した後は、高度な物理的知識を追加していくよりも、利便性を高めることが主体になってしまうのだろうか。

3. 将来に向けて

もしこのまま核データが、主なユーザーである原子力分野から要求されることがないくらい、高い品質に達してしまったならば、核データ評価者はそれ以上にいったい何ができるだろうか。上述のように利便性を高め、品質保証とともに輸送計算に必要な処理済の数値データライブラリをパッケージ化して、製品として外部へ売り出す営業マンに転職するのだろうか。それも正解であると思う。しかし核データのニーズは、核データ研究者の努力次第で、これからの 20 年さらに加速することができると思う。

加速のキーとなるのが、社会や他分野との相互作用を増やすことである。特に、（1）核データ研究の問題点を他分野と情報共有すること、（2）核データ研究で培った知見を宣伝活動することである。まず、（1）について議論する。核データ評価者は、現在の核データ評価手法に使われている理論モデルの一部に、原子核の特性を記述するうえで十分でない部分があることを認識している。例えば、励起子モデルの一粒子準位密度や相対論的効果などである。こういった改善の余地のある部分は、最新の核物理研究を利用して、修正していくことが可能であろう。しかし、その問題点を核データ研究に隣接する研究分野やユーザーと情報共有することは、必ずしもできているとは言えない。このため、いざ「〇〇が核データの高精度化に必要」と主張しても、その波及効果を核物理研究者やユーザー側が容易に想像できず、協力や同意を得ることが難しい状況にある。核データ評価に関わる専門的な問題点をリストアップして公開し、分かり易い形で核物理研究者やユーザーと情報共有すべきではないだろうか。これにより、これまで見えなかった問題点や過小評価していた問題点を表面化させ、将来の核データ研究の動機になっていくのではないだろうか。

しかし（1）だけでは、核データ研究に加速度をつけるための推進力として十分ではない。そこで重要となるのが（2）であると考える。核データそのもの、および核データ評価で培われた技術や知見を、核物理や原子力を超えた分野へ活かすことである。医療や宇宙分野がその一つであるだろう。特に宇宙分野における核データは、原子力利用ほどの精度は求められていないため、ある程度の高精度化を達成することで、ブレークスルーを与えることができるかもしれない。しかし、医療や宇宙分野は既に核データの利用が行われており、即座に新しい変化が起きる可能性は高くない。真に加速度をつけるためには、これまで視野に入ってこなかった分野について自ら積極的に情報収集し、可能性があれば共同研究を提案することである。特に、当たり前のことであるが、誰もやっていないテーマにチャレンジすることである。最初は小さな前進でも、研究の進展とともに可能性を見つけられることもあるだろう。白物家電がインターネットとつながり（いわゆる IoT）、さらには人工知能ともつながるようになった現代は、人々はその日のおすすめの献立情報を冷蔵庫のディスプレイから得ることができ、エアコンは最適な空調環境を提供できるようになった。核データも

異なる研究とのオーバーラップによってそのポテンシャルを引き出していくことができるのではないだろうか。

また今後、研究者は、社会に対してアウトリーチできることも必須になっていくだろう。社会に対する各機関の科学研究のアピール合戦は年々熱くなっているように見える。幸いにも、核データは既に様々な分野に応用されている。おそらく、アウトリーチで強く宣伝できる内容はいくらでもあるだろう。アウトリーチによって核データの知名度を上げることは、社会という強力なサポーターを得ることでもあり、他分野に依らない独立した存在意義を持つことにつながる。何よりも、自らの研究意欲を高めることにつながる。

4. まとめ

これからの核データ評価の研究者に期待したいことは、これまでの縁の下の力持ち的存在ではなく、自らが新しい研究分野を切り拓き、核データ以外の分野でも専門家となることである。そして、原子力分野からの安定したユーザー数に満足することなく、核物理や原子力を超えた他分野と積極的に協同研究を行ってその数を増やし、核データの重要性を高めることである。今後の大きな課題は、核データを通した成果を国民に伝え、核データという分野を社会に根付かせることができるかどうかである。20 年後には、これまで予想もしなかった潜在的な核データの可能性が見つかり、その応用が社会を豊かにしていることを期待したい。

---

*Futoshi Minato[1]
[1]JAEA

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

[2A01-03] Microstrucuture Change and Oxygen Potential of Fuels

Chair:Kazuo Kakiuchi(JAEA)

Tue. Mar 17, 2020 10:00 AM - 10:50 AM Room A (Lecture Bildg. L 1F L-4)

[2A01] The oxygen potential of Am and Np bearing MOX Fuel

*Shun Hirooka[1], Taku Matsumoto[1], Kato Masato[1], Sunaoshi Takeo[2] （1. JAEA, 2. Inspection Development Co.）

10:00 AM - 10:15 AM

[2A02] Defect equilibria and oxygen potential of PuO_2 and CeO_2

*Masato Kato[1], Hiroki Nakamura[1], Masashi Watanabe[1], Masahiko Machida[1] （1. JAEA）

10:15 AM - 10:30 AM

[2A03] Porosities dependence on compressive fracture strength of simulated fuel debris

*Shintaro Yoshida[1], Akihiro Ishimi[2], Kouzou Katsuyama[2], Masayoshi Uno[1] （1. UNIVERSITY OF FUKUI, 2. JAEA）

10:30 AM - 10:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

Am, Np 含有 MOX の酸素ポテンシャル
Oxygen potentials of Am and Np-bearing MOX

*廣岡 瞬[1]，松本 卓[1]，加藤 正人[1]，砂押 剛雄[2]
[1] 日本原子力研究開発機構，[2] 検査開発株式会社

Am と Np を含有する MOX の酸素ポテンシャルを 1600℃と 1650℃において測定した。過去に取得した Am 含有 MOX の酸素ポテンシャルと合わせて評価することで、Am の影響、Np の影響をそれぞれ評価し、O/M と温度、組成、酸素分圧の関係式を導出した。

キーワード：MOX, Am, Np, 酸素ポテンシャル, O/M, 物性

1. 緒言

マイナーアクチニド（MA）含有 MOX の熱伝導率等の物性値は酸素金属比（O/M）の影響を大きく受けることがわかっている。このため、燃料設計や照射挙動評価を行う上で O/M を正確に評価するためのデータベースが重要となる。本研究では、Am 及び Np を含有する MOX の酸素ポテンシャルを測定し、過去のデータと合わせて評価することで、Am の影響、Np の影響をそれぞれ評価し、O/M と温度、組成、酸素分圧の関係式を導出した。

2. 試験方法

機械混合法により組成比を調整し、Ar/H_2/H_2O ガス中（-349.5kJ/mol, 1650℃×3h）で焼結した$(U_{0.553}Pu_{0.285}Am_{0.015}Np_{0.147})O_{2-x}$のペレットを用いて、1600℃と 1650℃において、気相平衡法により酸素ポテンシャルを測定した。各温度での加熱中にガス中の H_2O 量を変化させることで水の乖離反応（$H_2O \Leftrightarrow 1/2H_2+O_2$, $\Delta Gf = -RT\ln P_{H2O}/P_{H2}P_{O2}^{1/2}$）を利用して酸素分圧を微調整し、酸素分圧を酸素センサーでモニターした。同時に、酸化還元による重量変化を熱天秤（Bruker AXS, TG-DTA2000SA model）で測定し、O/M を算出した。

3. 結果・考察

図 1 に酸素ポテンシャルの測定結果及び欠陥化学による解析で得られた評価式の結果を実線で、また、文献から評価した$(U_{0.715}Pu_{0.285})O_{2-x}$（Pu 含有率を今回の試験と同じ 0.285 とした場合）の酸素ポテンシャルを点線で示す。Pu 含有率が同じで MA を含有すると酸素ポテンシャルが高くなる。つまり、同じ温度・雰囲気条件では O/M が低くなることが示されている。

過去の Am 含有 MOX のデータと合わせて解析することにより、Am を 1%と含有する場合の酸素ポテンシャルへの影響は Pu を約 4%含有するのと同程度であり、Np を 1%含有する場合の酸素ポテンシャルへの影響は Pu を約 0.2%含有するのと同程度と評価することができた。

これらの Am と Np の影響は欠陥生成エネルギーに反映し、O/M と温度、組成、酸素分圧の関係式を導出した。これにより、MA 含有 MOX の O/M をより正確に評価する手法が確立され、燃料設計や照射挙動評価など、燃料技術に有効な手法が得られた。

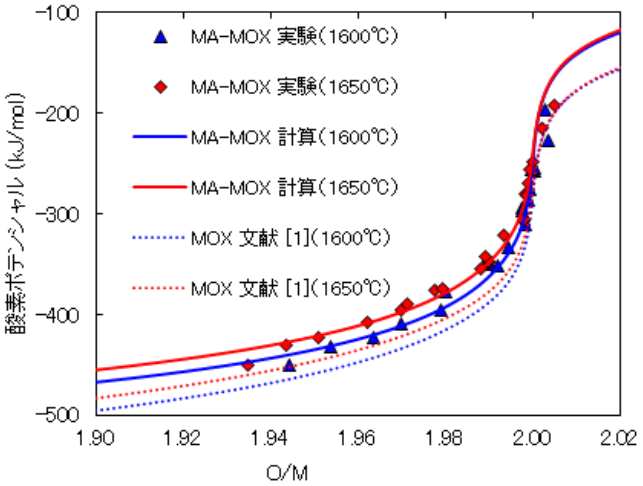


図 1 MA 含有 MOX の酸素ポテンシャル

参考文献

[1] M. Kato et al., Journal of Nuclear Materials, 487(2017)424-432

---

*Shun Hirooka[1], Taku Matsumoto[1], Masato Kato[1], Takeo Sunaoshi[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Inspection Development Company

PuO_2 と CeO_2 の欠陥平衡と酸素ポテンシャル

Defect equilibria and oxygen potential of PuO_2 and CeO_2

*加藤　正人[1]，中村　博樹[1]，渡部　雅[1]，町田　昌彦[1]

[1]原子力機構

PuO_2 と CeO_2 は、蛍石構造をもつ酸素不定性の化合物である。不定比性を評価するために不可欠な酸素ポテンシャルの測定結果と、第一原理計算によって得られた欠陥生成エネルギを用いて Brouwer の図を作図し、酸素ポテンシャルについて欠陥化学を用いた評価を行った。

キーワード：PuO_2, CeO_2, 酸素ポテンシャル、第 1 原理計算、欠陥化学

1. 緒言：核燃料物質である PuO_2 の基礎物性は、実験の困難さから十分な理解が進んでいない。CeO_2 は、PuO_2 と同じ蛍石構造を有し、基礎物性も良く似ているため、模擬材料して用いられ実験が行われている。本研究では、これらの酸化物の酸素ポテンシャルの実験データと、第一原理計算によって得られた欠陥生成エネルギを用いて欠陥化学の手法を用いて解析し、欠陥化学と酸素ポテンシャルの関係を評価した。

2. 評価・解析：図1に 1773K における酸素ポテンシャルの測定データを示す。酸素分圧と定比組成からのずれ x の関係を示すが、不定比性の領域において $x \propto P_{O2}^{1/n}$ の関係に従うことが知られている。ここで、n は、欠陥タイプに依存する定数である。図を見ると、PuO_2 及び CeO_2 の実験データは、n=−4 の関係に従い、CeO_2 の低酸素分圧領域については n=−4 から n=−12 の関係に変化する。n=−4 の領域は、CeO_2 の酸素ポテンシャルは、PuO_2 に比べて約 160 kJ/mol 高い値である。各領域について、以下の欠陥反応を仮定した。

$$\text{n=-4}: O_O^{\times} + M_M^{\times} \rightarrow (Vo^{\cdot\cdot}M^{'})^{\cdot} + M^{'} + \frac{1}{2}O_2,\ [Vo^{\cdot\cdot}]_{n=-4} = (K_{n=-4})^{1/2}P_{O2}^{-1/4}$$

$$\text{n=-12}: 3O_O^{\times} + 5M_M^{\times} \rightarrow \left(2Vo^{\cdot\cdot}Vo^{\cdot}2Oi\ \right)^{\cdots\cdot} + 5M^{'} + \frac{1}{2}O_2,\ [Vo^{\cdot\cdot}]_{n=-12} = 1/3(K_{n=-12})^{1/6}P_{O2}^{-1/12}$$

酸素ポテンシャルの実験データは、O/M 比の低い領域のデータは存在するが、定比組成近傍については実験上の難しさから存在しない。そのため、第一原理計算から得られた点欠陥の生成エネルギを用いて評価した。

第一原理計算により、点欠陥の生成エネルギを計算し、PuO_2 及び CeO_2 のフレンケル欠陥の生成エネルギをそれぞれ 442 及び 385KJ/mol と得た。PuO_2 及び CeO_2 の定比性において、それぞれ電子的欠陥及びフレンケル欠陥の濃度が支配的と仮定して解析し、Brouwer の図を作成した。酸素空孔濃度が x に直接対応すると仮定して解析した結果、図中の実線を得た。

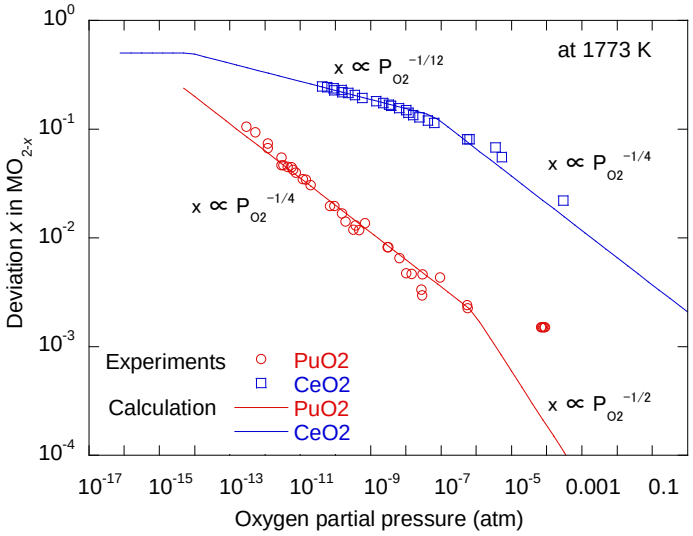


図 1 酸素分圧と X の関係（1773 K）

3. まとめ：実験データと第一原理計算結果を合わせて評価することにより、酸素ポテンシャルと欠陥平衡の関係を Brouwer の図として記述することができた。また、本手法は酸素拡散係数、機械物性及び熱物性の評価へ拡張することが期待される。

参考文献：[1] K. Suzuki et al.　*J Am Ceram Soc.* 2018;1-15.

*Masato Kato[1], Hiroki Nakamura[1], Masashi Watanabe[1] and Masahiko Machida[1]

[1]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
模擬燃料デブリの圧縮破壊強度に対する空隙率依存性

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

Porosities dependence on compressive fracture strength of simulated fuel debris

*吉田 辰太朗[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

本研究では、B_2O_3-UO_2系、Al_2O_3-ZrO_2系の共晶反応を利用し、種々の空隙率をもつ模擬燃料デブリの凝固試料を作製した。X 線 CT による凝固試料の空隙率の評価を行い、空隙率が圧縮破壊強度に及ぼす影響を評価した。

キーワード：模擬燃料デブリ、共晶反応、圧縮破壊強度、X 線 CT、空隙率

1. 緒言

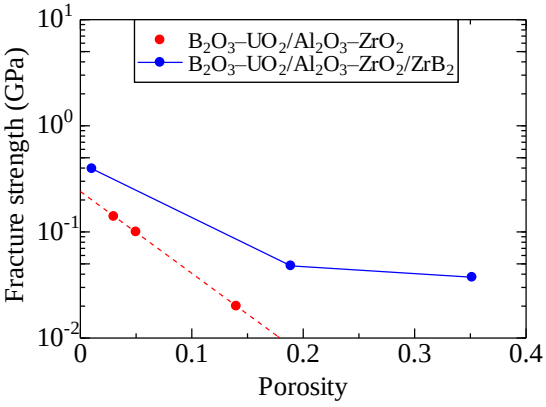
切断や粉砕などの手法で燃料デブリを取り出すには、デブリの各物性を正確に把握する事が必要である。前報では擬似燃料デブリとして①B_2O_3-UO_2/Al_2O_3-ZrO_2共晶混合物を作製しその圧縮強度について報告した。本報では②B_2O_3-UO_2/Al_2O_3-ZrO_2/ZrB_2共晶混合物及び③B_2O_3-UO_2/Al_2O_3-ZrO_2/SUS316L 共晶混合物を作製し、マクロな機械的特性として圧縮破壊強度を評価した結果について報告する。

2. 実験方法

B_2O_3 と UO_2 の粉末及び Al_2O_3 と ZrO_2 の粉末をそれぞれが共晶点組成となるように混合し、高温炉を使用し Ar 気流中にてそれぞれ 1740℃、1860℃で 10 分間、BN るつぼ内で加熱して溶融した。これら 2 つを粉砕して ZrB_2 粉末と混合し、同様に 1860℃で 10 分間加熱し溶融凝固させた。また、別に SUS316L 粉末とも混合し、同様に 1960℃で 10 分間加熱し溶融した。これらを冷却過程において 120℃/min 並びに 10℃/min で冷却速度を制御し、異なる空隙率を持つ共晶混合物試料を作製した。作製した試料のバルク密度並びに空隙の 3 次元形状を X 線 CT によって測定し、閉気孔を含む全体の密度をアルキメデス法による測定した。その後空隙を含む試料全体の機械的特性を圧縮試験で評価した。比較のため、放電プラズマ焼結(SPS)装置を用いて焼結体試料を作製し、同様の評価を行った。

3. 結果・考察

X 線 CT の結果、②では冷却速度によらず比較的大きな空隙が均一に存在していた。③ではるつぼ内上部と下部で密度の異なる溶融凝固体が形成した。下部側に密度の高い金属成分が多く見られた。圧縮試験の結果を右図に示す。①は、空隙の多い試料は内部の空隙が潰れることにより空隙の少ない試料より低い応力で破壊が始まった。②では ZrB_2 により全体的に①より高い圧縮破壊強度を示した。圧縮強度と気孔率から気孔率ゼロの高密度体の破壊強度は①0.24GPa、②0.44GPa となった。



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 30 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」の成果である。

*Shintaro Yoshida[1], Kozo Katsuyama[2], Akihiro Ishimi[2] and Masayoshi Uno[1]

[1]University of Fukui, [2]Japan Atomic Energy Agency.

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

[2A04-07] Irradiation Behavior of Fuel Pellets and Claddings

Chair:Ken Kurosaki(Kyoto Univ.)

Tue. Mar 17, 2020 10:50 AM - 11:55 AM Room A (Lecture Bildg. L 1F L-4)

[2A04] Evaluation of pore migration behavior during irradiation to affect the MA-bearing MOX fuel restructuring by 2-dimensional analyses

*Takayuki Ozawa[1], Shun Hirooka[1], Masato Kato[1], Filippo Verdolin[2], Stephen Novascone[2] (1. Japan Atomic Energy Agency (JAEA), 2. Idaho National Laboratory (INL))

10:50 AM - 11:05 AM

[2A05] Irradiation behavior evaluation of annular pellet pins for fast reactor

*Keisuke Yokoyama[1], Tomoyuki Uwaba[1] (1. JAEA)

11:05 AM - 11:20 AM

[2A06] Study on forming condition of rim structure and the effect on integrity in a fast reactor fuel

*Masayuki Naganuma[1], Miho Kamei[1], Koji Maeda[1] (1. JAEA)

11:20 AM - 11:35 AM

[2A07] Effect of fabrication condition on irradiation growth of Zircaloy-4 cladding tube

*Kazuo Kakiuchi[1], Masaki Amaya[1] (1. JAEA)

11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

2 次元解析による MA 含有 MOX 燃料の組織変化に係る照射中ポア移動挙動評価

Evaluation of pore migration behavior during irradiation to affect the MA-bearing MOX fuel restructuring by 2-dimensional analyses

*小澤　隆之[1]，廣岡　瞬[1]，加藤　正人[1]，Filippo Verdolin[2]，Stephen Novascone[2]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]アイダホ国立研究所

米国 INL と共同で、MOX 燃料挙動評価に適用可能な 3 次元解析コード BISON-MOX を開発している。本稿では、MOX 燃料の熱伝導度とともに蒸気種毎の蒸気圧に基づくポア移動モデルを適用し、常陽での MA 含有 MOX 燃料の照射試験で得られた燃料組織変化の O/M 依存性を 2 次元で解析評価した。

キーワード：MA 含有 MOX 燃料，照射挙動，2 次元解析

1. 緒言

MA 含有 MOX 燃料の照射挙動には MA 含有率の他、Pu 富化度や O/M 比等の燃料組成が大きな影響を及ぼす。照射初期の燃料挙動のうち燃料組織変化に係る照射中のポア移動の O/M 依存性を表現するため、米国 INL と共同で開発している BISON-MOX に MOX 燃料の熱伝導度とともに蒸気種毎の蒸気圧に基づくポア移動モデルを適用し、常陽の照射試験で得られた燃料組織変化の O/M 依存性を解析評価した。

2. 解析モデル・体系

燃料温度分布とポア移動に関するエネルギー保存と質量保存の偏微分方程式を解く際、気孔率p、温度T、化学量論比からの偏差x(=2.0-O/M)、Am 含有率及び Np 含有率から求まる MOX 燃料熱伝導度[1]を用いた。

$$\lambda = \frac{1-p}{1+p/2}\cdot\left(\frac{1}{g(x,Am,Np,T)}+\frac{C}{T^{2.5}}exp\left(-\frac{D}{T}\right)\right)$$

また、ポアの移動速度$\vec{v}$は、蒸気圧P、燃料分子体積Ω及び燃料蒸気拡散係数D_{12}から次式で計算した。

$$\vec{v} = \Omega\cdot D_{12}\frac{d}{dT}\left(\frac{P}{kT}\right)\cdot\nabla T$$

ここで、蒸気圧Pは MOX 燃料に含まれる蒸気種(UO_2, PuO_2, UO, UO_3, PuO, Pu, AmO_2, Am, AmO, O_2)毎の蒸気圧と燃料組成から Rand-Markin モデル[2]で計算した。解析体系は断面金相との比較を容易にするため、1/2r-θ体系とした。

3. 解析結果

BISON-MOX で計算した径方向気孔率分布と断面金相写真の代表的な比較例とともに、気孔率が 0.5 となる径方向位置を中心空孔外周部直径とした計算結果と中心空孔径実測値の比較を右図に示す。常陽で照射した MA 含有 MOX 燃料の PIE では O/M 比が 2.00 で顕著な燃料組織変化が観察されたが、ポア移動速度に O/M 比の違いによる蒸気圧の変化を考慮することで、照射中におけるポア移動挙動に及ぼす O/M 比の影響を解析できるようになり、燃料組織変化の O/M 依存性が評価された。また、中心空孔の偏心が観察された金相断面の 2 次元解析結果から、PIE での試料調整中に偏りが生じた可能性があることがわかった。

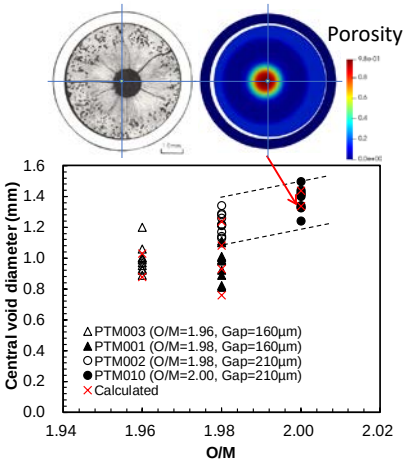


図　中心空孔実測値の O/M 依存性と 2 次元解析結果

3. 結論

MOX 燃料挙動評価に適用可能な 3 次元解析コード BISON-MOX を用いた 2 次元 1/2r-θ体系での解析結果から、燃料組織変化の O/M 依存性を再現可能であることが示された。また、金相で観察された中心空孔の偏心は照射中に生じたものではないことがわかった。

参考文献

[1] M. Kato, K. Maeda, T. Ozawa et al., "Physical Properties and Irradiation Behavior Analysis of Np- and Am-Bearing MOX Fuels," *J .Nucl. Sci. Technol.*, 48, pp. 646-653 (2011).
[2] Y. Ikusawa, T. Ozawa and S. Hirooka et al., "Development And Verification of Thermal Behavior Analysis Code for MA Containing MOX Fuels," *Proc. ICONE22, Prague, Czech Republic, July 7-11, 2014* (CD).

Takayuki Ozawa[1], Shun Hirooka[1], Masato Kato[1], Filippo Verdolin[2] and Stephen Novascone[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Idaho National Lab.

高速炉用中空燃料ピンの照射挙動評価

Irradiation behavior evaluation of annular pellet pins for fast reactor

*横山　佳祐[1]，上羽　智之[1]

[1] 日本原子力研究開発機構

日米共同研究で照射を行った中実・中空 MOX 燃料ピンの照射挙動を計算コードで解析し、照射後試験結果との比較により、中空燃料ピンの被覆管外径変化挙動及び Cs のピン内軸方向移動挙動を評価した。

キーワード：高速炉，中空燃料ピン、照射挙動解析、γスキャニング、燃料ピン外径測定、Cs ピン内軸方向移動挙動、被覆管外径変化挙動

1. 緒言

中空燃料は、燃料溶融への裕度の増加や燃料-被覆管機械的相互作用（FCMI）の緩和などの点で高性能化（高線出力化及び高燃焼度化）に有効と考えられており、実用化段階の高速炉用燃料として有望視されている。中空燃料ピンの照射挙動評価を目的として、米国の高速増殖実験炉 EBR-Ⅱで照射された中実・中空 MOX 燃料ピンの照射後試験データに基づき、中実・中空 MOX 燃料ピンの照射挙動を計算コードで解析した。

2. 評価内容と結果

米国の高速実験炉「EBR-Ⅱ」の照射試験により、ピーク線出力=約 45 kW/m の条件でピーク燃焼度=約 55 GWd/t を達成した中実・中空 MOX 燃料ピンを評価した。評価では、燃料ピンの照射後試験結果（被覆管外径測定、γ-スキャニング）を高速炉燃料ピンの照射挙動計算コード「CEDAR」を用いて解析した。

2-1. 被覆管外径変化挙動

中空燃料ピンの燃料カラム部での被覆管外径変化率は約 0.05%と小さく、中実燃料ピンの被覆管外径変化率（約 0.14%）の半分以下であった（図 1 上側）。計算コードの解析でも同様の結果が得られた。中空燃料は中空部の存在により燃料中心側へのクリープ変形が生じやすく、燃料外周部へのクリープ変形を抑制することで、FCMI の発生を遅らせ、被覆管の照射クリープ変形による外径増加を低減させることがわかった。

2-2. Cs の軸方向移動挙動

γ-スキャニングから、Cs ピークが中空燃料ピンでのみ燃料カラム下端部に形成していた（図 1 下側）。計算コードの解析でも中空燃料ピンは下端部で Cs ピークが発生した。Cs の軸方向移動は熱拡散により支配され、燃料外表面で生じると考えられる。中空燃料ピンは FCMI の発生時期が遅れ、発生後も FCMI 荷重が緩和されるため、被覆管と燃料間のギャップ熱伝達率が半分程度に低下し、燃料外表面温度が中実燃料ピンよりも約 130 K 高くなった。その結果、Cs 軸方向移動が促進され、下端部の Cs 蓄積が大きくなったと考えられる。

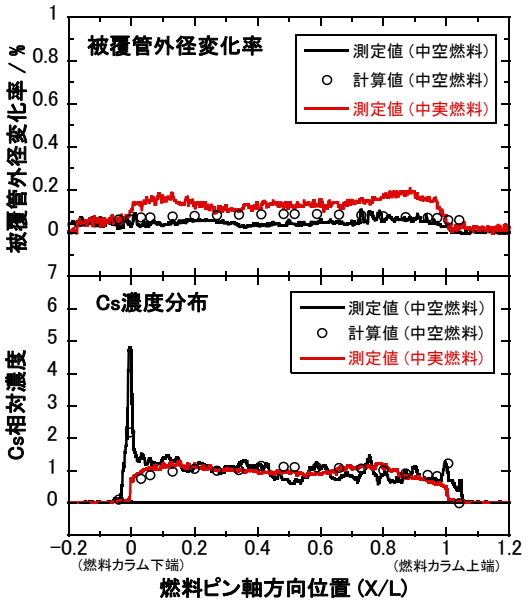


図 1　中空燃料ピンと中実燃料ピンの被覆管外径変化率及び Cs 濃度分布

3. 結論

① 中空燃料ピンは中空部方向への燃料クリープ変形が生じるために、中実燃料ピンと比較して FCMI が緩和され、被覆管の外径増加が抑制された。

② 中空燃料ピンは燃料外表面温度が中実燃料ピンよりも高いために、熱拡散による Cs の軸方向移動が促進された。

*Keisuke Yokoyama[1] and Tomoyuki Uwaba[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency.,

高速炉燃料におけるリム組織の形成条件及び健全性への影響に関する検討

Study on forming condition of rim structure and the effect on integrity in a fast reactor fuel

*永沼 正行[1]，亀井 美帆[1]，前田 宏治[1]

[1]JAEA

高速実験炉「常陽」でリム組織が観測された高燃焼度燃料について燃料挙動解析を行い、高速炉燃料のリム組織形成条件に関する評価を行うとともに、燃料健全性への影響について検討した。

キーワード：高速炉，燃料，照射挙動，リム組織，常陽

1. 緒言

高燃焼度まで照射された軽水炉燃料のペレット外周部では、リム組織と呼ばれる特異な組織が形成されることが知られている。このリム組織ではサブミクロン程度のポアが多く形成され、燃料のスエリングが拡大するとともに熱伝導度も低下するため、機械・熱設計に影響を与える可能性がある。高速炉燃料でも、一部の照射試験においてリム組織の形成が報告されている[1]。そこで、リム組織が形成された照射試験燃料について燃料挙動解析を行い、高速炉燃料のリム組織の形成条件、燃料健全性への影響について検討を行った。

2. リム組織が観測された「常陽」照射試験（C3M 試験）[1]

「常陽」で高燃焼度まで照射された C3M 試験の燃料（最大線出力 340 W/cm、最高燃焼度 130 GWd/t）でリム組織の形成が認められた。金相観察の結果、リム組織は燃料カラムの下端 X/L:0.1 以下の領域で、ペレット表面から 50 μm 程度の幅で形成されていた。この位置より上部の領域では、ペレットと被覆管のギャップ部に JOG と呼ばれるペレットから排出された FP の酸化物（主に Cs_2MoO_4）が存在し、リム組織は形成されていなかった。

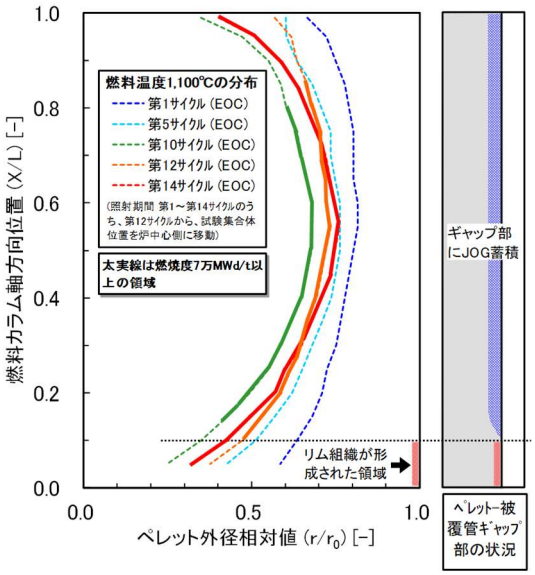


図 1 照射期間中主要サイクルにおける燃料温度 1,100℃の分布（C3M 試験燃料）

3. リム組織の形成条件・燃料健全性に関する検討

軽水炉燃料のリム組織について、形成条件として燃焼度・燃料温度にしきい値があり、概ね 70 GWd/t 以上、1,100℃以下と知られている。C3M 試験燃料について、燃料挙動解析コード CEPTAR を用い照射期間中の燃料温度・燃焼度を評価し、軽水炉燃料条件の領域とリム組織が形成された領域の比較を行った。図 1 より、C3M は軸方向全ての領域で燃焼度は 70 GWd/t を超え、燃料温度 1,100℃以下となる領域はペレット外径相対値（r/r_0）で最大 0.6~0.7 より外側となり、両者で相違が認められた。その理由として、高速炉燃料では JOG の形成された軸方向領域ではリム組織は生じておらず、上記の条件に加え FP のペレットからの放出挙動も消滅に影響したものと考えられる。FP の燃料ペレットからの放出挙動については燃料温度が関係すると考えられ、解析の結果、リム組織と JOG 領域の軸方向境界温度は 500～530℃程度と評価された。リム組織の形成は、この様な低温の燃料カラム下端側でペレット外周の限られた領域に制限されることから、高速炉燃料の機械的・熱的健全性への影響は限定的であるといえる。

4. 結論

高速炉と軽水炉のリム組織形成範囲について、両燃料の照射挙動の差に基づき相違があることが分かった。高速炉燃料では、リム組織が形成される領域は制限され、燃料健全性への影響は小さいことが認められた。

参考文献

[1] K.Maeda, T.Asaga, “Change of fuel-to-cladding gap width with the burn-up in FBR MOX fuel irradiated to high burn-up”, J. Nucl. Mater., Vol. 327. pp.1-10 (2004).

---

* Masayuki Naganuma [1], Miho Kamei [1] and Koji Maeda [1]

[1]JAEA

ジルカロイ－４被覆管の照射成長に及ぼす製造条件の影響

Effect of fabrication condition on irradiation growth of Zircaloy-4 cladding tube

*垣内 一雄[1]，天谷 政樹[1]

[1] 日本原子力研究開発機構（JAEA）

ジルカロイ-4 被覆管から採取した試験片をハルデン炉で照射し、照射成長挙動に及ぼす被覆管製造時の最終熱処理条件及び Q 値の影響を調べた。冷間加工材及び応力除去材に比べ再結晶焼鈍材の照射成長量は小さく、また照射成長挙動に及ぼす Q 値の影響は顕著でなかった。

キーワード：PWR、ジルカロイ－４、被覆管、照射成長、製造条件、熱処理条件、Q 値

1. 緒言

原子力機構安全研究センターでは、原子力規制庁からの委託事業として、PWR 燃料集合体の長期使用時の寸法安定性を把握するために改良ジルコニウム合金を含む種々の PWR 用燃料被覆管材料を対象とした照射成長試験をノルウェー・ハルデン炉にて実施してきた。本発表ではまず、従来材であるジルカロイ-4（Zry-4）被覆管について、製造時最終熱処理条件及び加工度の指標である Q 値の影響を評価した。

2. 試験条件

製造時の最終熱処理条件として、冷間加工（CW）、応力除去焼鈍（SR）、及び再結晶焼鈍（RX）の 3 種類、並びに被覆管製造時の Q 値（圧延時の肉厚減少率と直径減少率の比）として 2 及び 4 の 2 種類の Zry-4 被覆管を作製し、これらから被覆管の軸方向を長手方向としたクーポン状の試験片を切断採取して本照射試験に供した。採取した試験片は 2 種類の照射リグに装荷し、それぞれハルデン炉に設置された水ループ（冷却材圧力 15.5MPa）内で 573 及び 593K の加圧水型軽水炉（PWR）模擬水化学条件下で高速中性子照射量約 $8x10^{25}$（$1/m^2$、E>1MeV）まで照射した。なお、照射リグの周囲にはブースター燃料を配置して PWR の高速中性子フラックスの再現を図った。また、照射成長量の評価値に対し試験片長さの影響を把握するため、573K の冷却材温度条件では長さ 50mm 及び 100mm の 2 種類の試験片を照射した。本照射試験期間中には定期的に照射リグから試験片を取出してその長さを測定し、照射前の試験片長さを基準として照射成長量を評価した。

3. 結果及び考察

573K における照射成長量の測定結果を右図に示す。なお、測定値に及ぼす試験片長さの影響は明確に認められなかった。

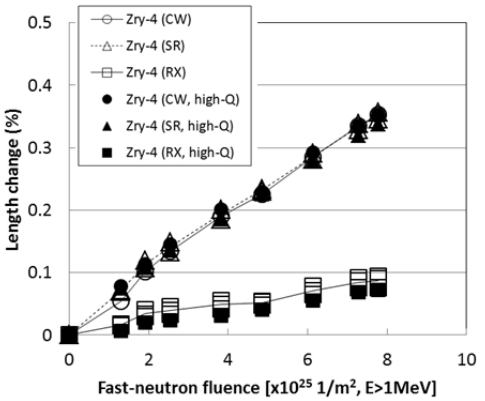


図　照射温度 573K における照射成長量測定結果

図から分かるように、RX 材の照射成長量は CW 材及び SR 材に比べて小さい傾向が認められた。また、RX 材は、約 $5x10^{25}$（$1/m^2$、E>1MeV）近傍から照射成長が加速する傾向が認められた。Zry-2(RX) [1]における分析結果を考慮すると、この傾向は Zry-4 マトリクス内に形成される照射欠陥の形態変化に起因するものと考えられる。一方、Q 値の影響は顕著に認められなかった。これは、高速中性子照射に伴い Zr 結晶の a 軸方向と c 軸方向に蓄積される照射欠陥の性状が異なり前者はマトリクスの体積を膨張させる方向、後者は収縮させる方向に働くこと、及び被覆管は一般に Zr 結晶の c 軸が肉厚方向に配向するよう製造されておりこの配向の程度は Q 値により変化するものの被覆管の長手方向に a 軸方向が、肉厚方向に c 軸方向が向く基本的な関係は変化しないことに起因すると考えられる。

本研究は原子力規制庁の平成 30 年度原子力施設等防災対策等委託費（燃料設計審査分野の規制研究）事業として行われたものである。

参考文献

[1] V. Fidleris, “THE IRRADIATION CREEP AND GROWTH PHENOMENA,” J. Nucl. Mater. 159, 22-42 (1988).

*Kazuo Kakiuchi[1] and Masaki Amaya[1]

[1] Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

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

[2B01-03] Stabilization and Immobilization

Chair:Daisuke Akiyama(Tohoku Univ.)

Tue. Mar 17, 2020 10:00 AM - 10:50 AM Room B (Lecture Bildg. L 1F L-3)

[2B01] Development of treatment for low radioactive waste in Tokai Reprocessing Plant

*Shoji Kataoka[1], Matsushima Ryotatsu[1], Fuminori Sato[1], Tomomi Terunuma[1] (1. JAEA)

10:00 AM - 10:15 AM

[2B02] Irradiation effect of apatite ceramics containing heat generating nuclides

*Shun Kanagawa[1], Zhili Dong[2], Tim White[2], Kenji Takeshita[1] (1. Tokyo Tech, 2. Nanyang Technological University)

10:15 AM - 10:30 AM

[2B03] Examination of stabilization treatment method of radioactive aluminum waste

*Misaki Seki[1], Koji Ishikawa[1], Yasuyuki Fujihara[2], Tadafumi Sano[3], Hiroshi Nagata[1], Kaoru Ohtsuka[1], Takazumi Ohmori[1], Hiroshi Ide[1], Junnichi Hori[2], Kunihiko Tsuchiya[2] (1. JAEA, 2. Kyoto Univ., 3. Kindai Univ.)

10:30 AM - 10:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

東海再処理施設における低放射性廃棄物の処理技術開発
（26）実規模混練における炭酸塩廃液のセメント固化の検討③

Development of treatment for low radioactive waste in Tokai Reprocessing Plant

(26) Study on cement solidification of carbonate waste liquid in actual scale kneading③

*片岡 頌治，松島 怜達，佐藤 史紀，照沼 知己

JAEA

低放射性廃棄物処理技術開発施設(LWTF)における炭酸塩廃液に対するセメント固化技術開発として、高炉スラグ(BFS)及び普通ポルトランドセメント(OPC)を主成分としたセメント材の適用を検討している。本報では、実規模でのセメント混練・固化試験を行い、セメント固化体の経時変化及び廃液組成が変化した際の強度への影響について検討した。

キーワード：東海再処理施設, LWTF, 低放射性廃液, 炭酸ナトリウム, セメント固化

1. 緒言

LWTF では、東海再処理施設で発生した低放射性廃液やリン酸廃液をセメント固化する計画である。このうち低放射性廃液については、核種分離(共沈・限外ろ過、Cs・Sr 吸着)を実施し、スラリ廃液と硝酸塩廃液に分離した上で、硝酸塩廃液については、硝酸根分解処理によって炭酸塩廃液とし、セメント固化することを計画している。本報では、水セメント比や塩充填率（固化した際の固化体に含まれる塩の割合）などの各種条件における圧縮強度について、硝酸根が 100%分解されて炭酸ナトリウムのみが含まれる廃液（以下、炭酸塩廃液とする）に関する実規模での試験結果を報告する。

2. 実験方法

LWTF における処理を想定して、所定の濃度の炭酸塩模擬廃液を調製した。この廃液へ、塩充填率が 12～23wt%、水セメント比が 0.65～0.85 となるようセメント材[高炉セメント C 種(BFS:OPC=7:3)または混合セメント(BFS:OPC=9:1)]を添加して、総重量が約 300kg となるようにセメント固化体を作製した。セメント固化体を 28 日養生後、一部を採取(コアボーリング)して圧縮強度を測定した。

3. 結果

前報[1]の結果と合わせて、圧縮強度の測定結果を図に示す。図に示す通り、高炉セメント C 種において、いずれの水セメント比においても塩充填率の増加に伴い圧縮強度の増加が確認された。これは、炭酸ナトリウムはアルカリ塩であり、BFS との反応が促進されたため[2]と考えられる。また、混合セメントでは、高炉セメント C 種より BFS の割合が増加するため圧縮強度の増加が確認された。

なお、圧縮強度は日数経過とともに増加することが報告されており[3]、高炉セメント C 種の白塗り部分についても圧縮強度の増加が見込まれると考えられる。

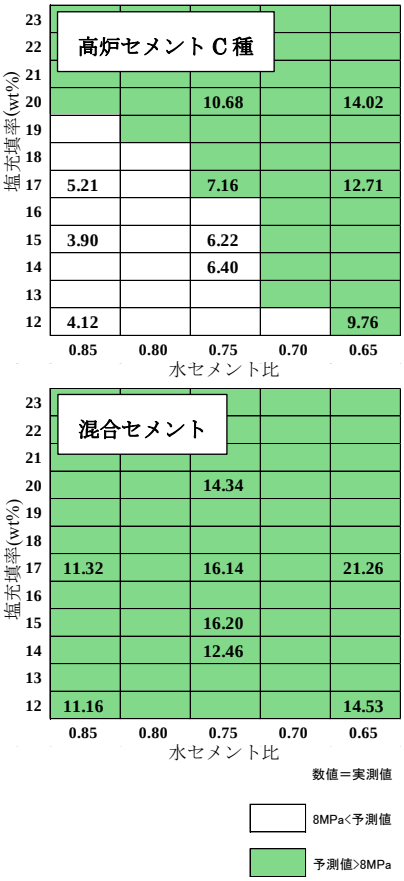


図　各条件における圧縮強度

参考文献

[1] 高橋，他，日本原子力学会「2019 年秋の大会」，3I04(2019).

[2] 日本コンクリート工学協会，コンクリート便覧，(1996)，p 99-102.

[3] 松島，他，日本原子力学会「2018 年秋の大会」，3J01(2018).

*Shoji Kataoka, Ryotatsu Matsushima, Fuminori Sato, Tomomi Terunuma
Japan Atomic Energy Agency

発熱性核種含有アパタイトセラミックスに対する放射線影響評価

Irradiation effect of apatite ceramics containing heat generating nuclides

*金川　俊[1]，ZhiLi Dong[2]，Tim White[2]，竹下　健二[1]

1.東京工業大学、2.南洋理工大学

東京電力福島第一原子力発電所事故により発生した発熱性放射性核種であるセシウム(Cs)およびストロンチウム (Sr) を安定固定化するために、模擬廃液を用いてアパタイト固化体を合成した。合成試料の構造安定性を確認するために放射線照射試験を行い、X 線回折(XRD)を用いて構造分析を行った。

キーワード：アパタイトセラミックス，発熱性核種固定化，放射線照射影響

1. 緒言　東京電力福島第一原子力発電所事故により発生した Cs および Sr の長期安定保管方法の検討がされている。これまでに、(1)式に示すように構造内に Cs や Sr 等 1~3 価の陽イオンを構造内に組み込むことが可能であるアパタイト構造に着目して、ランタン (La), ネオジム (Nd), アルミニウム (Al), 鉄 (Fe) を用いた固相反応による新規固化体を計 6 種類合成した。本研究では、合成した試料の構造安定性を確認するために合成試料に対して放射線を照射し、XRD を用いて放射線照射前後の構造変化の有無を確認した。

$$M_xSr_{10-2x}Cs_x(PO_4)_6(OH)_2 \quad (0 \le x \le 5) \quad (1)$$

(M : La, Nd, Al, Fe)

2. 方法　各試料 100mg を 9mL 透明バイアルに分取し、東京工業大学放射線総合センターコバルト照射実験施設において放射線照射試験を実施した。使用した線源は、Co-60 (線量率 ：4.4kGy/h), 照射条件は、積算値で 0kGy, 100kGy, 500kGy, 1000kGy (1MGy)とした。

照射試験後の試料に対して、X 線回折を用いて構造分析を行い、放射線照射による構造変化の有無を確認した

3. 結果・考察　$LaNdSr_6Cs_2(PO_4)_6(OH)_2$ の各照射条件における試料の XRD 結果を図 1 に示す。0kGy と表記されているアパタイトセラミックス合成後放射線未照射試料の XRD パターンと各照射線量における XRD を比較しても、アパタイト由来のピークを維持しつつ新たに不純物のピークが現れることはなかった。このことから、本試験条件において合成したアパタイトセラミックスの構造は保たれており放射線による構造分解は起こっていないと考えられる。同様の結果は、既往研究において、人歯および牛歯に対して中性子線を照射した試料の XRD においても同様の結果が得られていることが確認されている[1]。

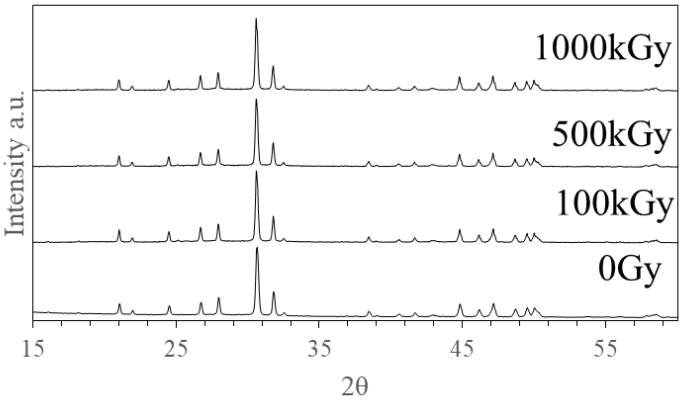


図 1. $LaNdSr_6Cs_2(PO_4)_6(OH)_2$ の
各 γ 線照射量に対する XRD 結果

※本研究結果は、東京工業大学東京工業大学放射線総合センターコバルト照射実験施設を用いて得られた結果である。

参考文献 [1] 木村　博、 寺岡　文雄、 斉藤　隆裕, “人歯・牛歯の放射線劣化に関する研究,” 歯科材料・器械, 1, 2, 124, 1982.

---

*Shun Kanagawa[1]，ZhiLi Dong[2]，Tim White[2]，Kenji Takeshita[1]

[1.] Tokyo Institute of Technology、[2.] Nanyang Technological University

放射性アルミニウム廃棄物の安定化処理方法の検討
(2) 安定化処理工程における不純物除去特性

Examination of stabilization treatment method of radioactive aluminum waste
(2) Removal properties of impurities in the stabilization treatment process

*関　美沙紀[1]、石川　幸治[1]、藤原　靖幸[2]、佐野　忠史[3]、永田　寛[1]、
大塚　薫[1]、大森　崇純[1]、井手　広史[1]、堀 順一[2]、土谷　邦彦[1]
[1]JAEA、[2]京大複合研、[3]近大原研

京都大学研究用原子炉(KUR)の圧気輸送管(Pn-2)にて Al 合金を中性子照射し、Ge 半導体検出器による放射能測定にて、安定化処理工程における不純物元素の除去特性を明らかにした。

キーワード： ＪＭＴＲ、廃止措置、放射性廃棄物、アルミニウム、安定化処理、化学分離

1. 緒　言

金属 Al は化学的性質上アルカリ性物質と接触すると水素が発生し、保管施設等の安全な管理や廃棄体の健全性に影響をおよぼすことから、安定化処理が必要不可欠である。前報[1]において、金属 Al の安定化処理の基本工程を確立した。本研究では、放射化した Al 試験片を用いて、安定化処理工程における不純物除去特性を調べた。

2. 実　験

供試材である Al 試料は、JMTR で主に使用されている A6061(表 1 参照)を選定し、図 1 に示す基本プロセスに則り実験を行った。まず、KUR の Pn-2（熱中性子束密度 2.8×10^{13} n/cm^2 s^{-1}）にて 10～20 分間の中性子照射し、96 時間の冷却期間を経て 6M-NaOH にて試験片を溶解した。約 24 時間後、不溶残渣を減圧ろ過器にて除去した。なお、ろ紙は孔径 1μm を用いた。次に 2M 及び 0.5M-HCl を用いて、pH＝7 になるよう調整し $Al(OH)_3$ を生成させ、約 24 時間液中養生を行った。これらの工程で得られた試料は、Ge 半導体検出器にて放射能測定を行った。照射時間が異なる場合には試験片の放射能量も異なるが、照射直後の放射能を基準とし、各工程後の放射能測定結果から核種毎の除去割合を求めた。

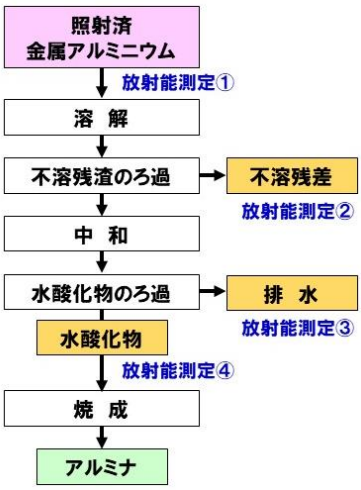


図 1　安定化処理の基本工程

3. 結　果

表 1 に示す元素から放射化した Cr-51、Fe-59 及び Na-24 が検出された。Na-24 については、Al-27(n, α)反応によって生成される半減期 15.02h の短半減期核種である。従って、半減期補正により生じる誤差が他核種よりも大きくなると考えられる。上記工程で得られた試料中核種の放射能割合を表 2 に示す。この結果、ほとんどの放射性不純物核種は NaOH に不溶のため、不溶残差として溶液から 85%以上の分離が可能であることが分かった。これは、確立した安定化処理工程で容易に廃棄物中放射能の低レベル化が可能であることが示唆される。

今後、放射能測定時の測定試料の形状の違いによる精度向上、安定化処理における廃液処理方法の検討を進め、システム開発を行う。

表 1　供試材(A6061)の化学組成(wt%)

Al	Si	Fe	Cu	Mn	Mg	Cr	Zn	Ti
Bal.	0.61	0.42	0.28	0.02	0.99	0.24	0.01	0.04

表 2　安定化処理工程における放射能割合

項　目	照射済金属Al中に含まれる放射能量との割合 (%)		
核　種	不溶残差	排　水	水酸化物
Cr-51	86.8	0.4	0.2
Fe-59	90.9	0.0	0.0
Na-24	106.7	0.4	4.3

n=8の平均値

参考文献

[1] 関他、日本原子力学会 2019 年秋の年会、1A03、2019 年

謝辞　本発表は平成 30 年度及び令和元年度京都大学複合原子力科学研究所共同利用研究の成果の一部である。また、本研究を進めるにあたり、ご協力いただきました（株）化研 鈴木祐未様、田仲睦様、川上智彦様に御礼申し上げます。

*Misaki Seki[1], Koji Ishikawa[1], Yasuyuki Fujihara[2], Tadafumi Sano[3], Hiroshi Nagata[1], Kaoru Ohtsuka[1], Takazumi Ohmori[1], Hiroshi Ide[1], Hori, Junichi[2] and Kunihiko Tsuchiya[1]
[1]JAEA., [2]Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto University, [3]Kindai University Atomic Energy Research Institute,

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

[2B04-07] Geopolymer 1

Chair:Yogarajah Elakneswaran(Hokkaido Univ.)

Tue. Mar 17, 2020 10:50 AM - 11:55 AM Room B (Lecture Bildg. L 1F L-3)

[2B04] A geopolymer for solidification material of radioactive waste

*Eiki ADACHI[1], Nobuyuki SEKINE[1], Hirotaka SUDA[1], Hisashi MIKAMI[1], Marcela Blazsekova[2], Maros Juraska[2], Milena Prazska[2] (1. Fuji electric, 2. Wood Nuclear Slovakia)

10:50 AM - 11:05 AM

[2B05] A geopolymer for solidification material of radioactive waste

*Masaki YASUDA[1], Hirotaka SUDA[1], Eiki ADACHI[1], Nobuyuki SEKINE[1], Hisashi MIKAMI [1], Maros Juraska[2], Marcela Blazsekova[2], Milena Prazska[2] (1. Fuji Electric, 2. Wood Nuclear Slovakia)

11:05 AM - 11:20 AM

[2B06] A geopolymer for solidification material of radioactive waste

*Nobuyuki SEKINE[1], Hirotaka SUDA[1], Kimihiro ONOZAKI[1], Hisashi MIKAMI[1], Maros Juraska[2], Marcela Blazsekova[2], Milena Prazska[2], Toshiyuki TAKEDA[3], Masaki IIDA[3], Hirotaka OHURA[3] (1. Fuji Electric, 2. Wood Nuclear Slovakia, 3. JAPC)

11:20 AM - 11:35 AM

[2B07] Effect of dehydration on Mechanical Properties of Metakaolin-based Geopolymer

*Yaru Yang[1], isamu kodou[2], Mai Dung Do[1], Duyen Chau Le Thi[1], Hisayuki Suematsu[1] (1. Extreme Energy-Density Research Institute, Nagaoka University of Technology , 2. Advan Engineering Co.Ltd. Manufacturing Department DEvelopment Group Policy)

11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

放射性廃棄物固化材としてのジオポリマー
(1)　SIAL 固化体とその他ｼﾞｵﾎﾟﾘﾏｰの性能比較

A geopolymer for solidification of radioactive waste
(1) Comparison of characteristics of SIAL-solidified-body and other geopolymers

*足立 栄希[1]、関根伸行[1]、須田裕貴[1]、見上 寿[1]、Marcela Blazsekova[2], Maros Juraska[2], Milena Prazska[2]
[1]富士電機、[2]Wood Nuclear Slovakia

主要成分の組成が同様である 4 種のﾒﾀｶｵﾘﾝを SIAL 固化体と同じ配合でｼﾞｵﾎﾟﾘﾏｰ化しそれらの間の性能を比較するとともにｾﾒﾝﾄの性能とも比較した。それらの性能と細孔構造の相関を分析した所、性能と相関を持つ細孔容積のｻｲｽﾞがある事が示唆された。

キーワード：SIAL、ｼﾞｵﾎﾟﾘﾏｰ、G 値、溶出、溶脱、細孔構造

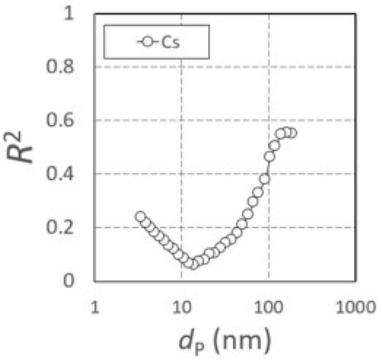
1. 緒言

SIAL 技術による放射性廃棄物固化は、ｽﾛﾊﾞｷｱやﾁｪｺ等で原子力ﾌﾟﾗﾝﾄのｽﾗｯｼﾞ、樹脂、汚染土壌等の廃棄物の処理に 15 年以上前から適用されている。今回、ｼﾞｵﾎﾟﾘﾏｰである SIAL 固化体とその他のｼﾞｵﾎﾟﾘﾏｰの性能を比較した。主成分が同等で産地の異なるﾒﾀｶｵﾘﾝ 4 種を選定、同一の配合でｼﾞｵﾎﾟﾘﾏｰを作成し、Cs 溶出率、溶脱、含水率、G 値を評価した。また標準ｾﾒﾝﾄとも比較した。性能の差異はｼﾞｵﾎﾟﾘﾏｰへの物質の出入りや保持量で決まると考え、ｼﾞｵﾎﾟﾘﾏｰの細孔容積と性能を統計標本として単回帰分析を行った。ここでは Cs 溶出率の結果を示す。

2. 結果

SIAL 固化体を含むｼﾞｵﾎﾟﾘﾏｰ群の Cs ﾄﾞｰﾌﾟ量に対する平均溶出率は 0.10±0.04%であった。標準ｾﾒﾝﾄから Cs はすべて溶出した。SIAL 固化体の溶出率はｼﾞｵﾎﾟﾘﾏｰ群の平均値であった（図左）。ｼﾞｵﾎﾟﾘﾏｰの開細孔構造から各ｼﾞｵﾎﾟﾘﾏｰのある細孔径（d_P）までの積算細孔容積（ΣV_P）と溶出率を組としたﾃﾞｰﾀの単回帰分析を行ったところ、決定係数（R^2）は、d_P >20 nm で d_P に比例し 100 nm 以上で一定となる傾向が得られた（図右）。

ｶﾃｺﾞﾘ	試料名	Cs溶出率(%)
SIAL	SIAL	0.10
非SIAL系	SO	0.08
	PO	0.17
	NZ	0.06
	KO	0.09
ｾﾒﾝﾄ	401J(W/C=0.35)	100



図．SIAL 固化体とその他のｼﾞｵﾎﾟﾘﾏｰの Cs 溶出率（左）。各ｼﾞｵﾎﾟﾘﾏｰの細孔容積と溶出率を統計標本とした時の決定係数（R^2）と細孔ｻｲｽﾞ（d_P）の関係（右）。回帰分析には SIAL 系ｼﾞｵﾎﾟﾘﾏｰ 3 種を加えた合計 8 種のﾃﾞｰﾀを用いた。

3. 結論

今回作成した SIAL 固化体を含むｼﾞｵﾎﾟﾘﾏｰ群の Cs 溶出率は作成したｾﾒﾝﾄに比べ非常に小さかった。ｼﾞｵﾎﾟﾘﾏｰ群の溶出率と細孔容積を統計標本とした回帰分析での決定係数が細孔径に比例していることから、溶出率は大きな開空隙体積に比例すると考えられる。その他の性能と細孔容積の間にも相関関係がみられ、これらについては当日報告する。

*Eiki Adachi[1], Nobuyuki Sekine[1], Hirotaka Suda[1], Hisashi Mikami[1], Marcela Blazsekova[2], Maros Juraska[2], Milena Prazska[2]
[1]Fuji Electric, [2]Wood Nuclear Slovakia

放射性廃棄物固化材としてのジオポリマー

(2) SIAL®による固化阻害物質の影響評価

A geopolymer for solidification material of radioactive waste

(2) Impact assessment of SIAL against solidification inhibitors

*安田 昌樹[1]、須田 裕貴[1]、足立 栄希[1]、関根 伸行[1]、見上 寿[1]、
Marcela Blazsekova[2], Maros Juraska[2], Milena Prazska[2]
[1]富士電機、[2]Wood Nuclear Slovakia

セメント固化に影響するホウ酸塩、炭酸塩、硫酸塩および塩化ナトリウム等を含有する放射性廃棄物への SIAL（ジオポリマーによる固化術）の適用性を検討した。本報告では、混練時の粘度の経時変化および固化体圧縮強度の評価結果を報告する。

キーワード: ジオポリマー、固化影響物質、粘度、圧縮強度、放射性廃棄物

1. 緒言

セメント固化において、凝結遅延を引き起こすホウ酸塩、凝結促進を引き起こす炭酸塩、長期的な劣化を引き起こす硫酸塩等は固化プロセスや固化体性能に悪影響を及ぼす物質として懸念されている。本研究では、ジオポリマーである SIAL の流動性や圧縮強度に対する、メタホウ酸ナトリウム、炭酸ナトリウム、硫酸ナトリウムおよび塩化ナトリウムの影響評価を行った。

2. 試験

SIAL 固化体原料に固化に影響する物質（固体）を 10～40wt%添加し、混練後の粘度の経時変化、および固化体の圧縮強度を評価した。養生は 20℃、28 日間とした。なお、粘度計の仕様により粘度の上限値は 120Pa･s である。

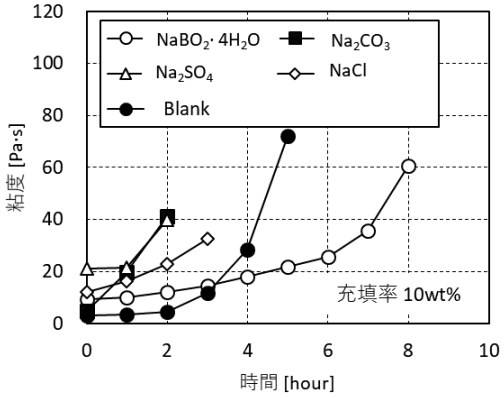


図 1. 固化に影響する物質添加時の粘度の経時変化

3. 結果

一例として、固化に影響する物質の充填率 10wt%における粘度の経時変化を図1に示す。粘度変化は、メタホウ酸塩は凝結遅延、塩化ナトリウム、炭酸塩、硫酸塩は凝結促進による粘度変化が確認された。さらに、充填率が高くなると粘度上昇が早くなる傾向を示し、固化に影響する物質が混錬時の流動性に影響することを確認した。また、固化に影響する物質の充填率における圧縮強度の変化を図 2 に示す。塩化ナトリウムは充填率による圧縮強度への影響は少なく、充填率 40wt%で 40MPa 以上が得られた。一方、炭酸塩、ホウ酸塩および硫酸塩では高充填化による圧縮強度の低下が顕著であったが、充填率 40 wt%でも廃棄体要求仕様の圧縮強度 1.5 MPa 以上が得られた。

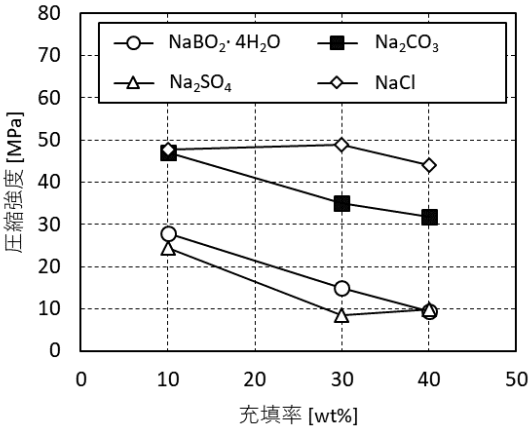


図 2. 固化に影響する物質添加時の圧縮強度の変化

3. 結論

SIAL 固化体原料の流動性に対する固化影響物質を把握するとともに、固化影響物質を充填しても良好な圧縮強度が得られ、固化に影響する物質を含有する放射性廃棄物の固化へも適用可能なことを確認した。

*Masaki Yasuda[1], Hirotaka Suda[1], Eiki Adachi, Nobuyuki Sekine[1], Hisashi Mikami[1], Marcela Blazsekova[2], Maros Juraska[2], Milena Prazska[2]
[1]Fuji Electric, [2]Wood Nuclear Slovakia

放射性廃棄物固化材としてのジオポリマー

(3) 模擬フィルタスラッジおよびイオン交換樹脂の SIAL®の固化試験

A geopolymer for solidification material of radioactive waste

(3) Application of SIAL solidification technology for imitated sludge and resin

*関根伸行[1]、須田裕貴[1]、小野崎 公宏[1]、見上 寿[1]、Marcela Blazsekova[2], Maros Juraska[2], Milena Prazska[2]、武田敏之[3]、飯田雅樹[3]、大浦廣貴[3]

[1]富士電機、[2]Wood Nuclear Slovakia、[3]原電

原子力発電所の通常運転で発生する放射性廃棄物の固化処理への SIAL(ジオポリマーによる固化技術)適用に向けて、フィルタスラッジおよびイオン交換樹脂の模擬廃棄物を充填した固化体の性能評価を行った。固化体の圧縮強度、溶出特性の評価結果について報告する。

キーワード: ジオポリマー、模擬廃棄物、圧縮強度、溶出特性

1. 緒言

放射性廃棄物処理で海外実績がある SIAL の国内適用に向けて、固化体の性能評価を進めている。前報[1]では、Co、Ni、Sr、Cs の元素を対象にした分配係数を評価し、セメントに対する SIAL の優位性を確認した。そこで、フィルタスラッジおよびイオン交換樹脂の放射性廃棄物を用いたホット試験実施に向けて、模擬試料を充填した固化体の性能評価を行った。

2. 試験

フィルタスラッジおよびイオン交換樹脂の模擬廃棄物は各元素濃度が 0.1wt%となるように作製した。対象元素は Co、Ni、Sr、Nb、Cs である。模擬廃棄物の充填率 40wt%の固化体に対し、圧縮強度、環境省告示第 13 号に基づく溶出試験(試験時間 6 時間)および海外基準の ANSI/ANS-16.1 に基づく浸出試験を行った。なお、養生は室温、28 日間とした。



図1. SIAL 固化体の断面写真
(左:フィルタスラッジ、右:イオン交換樹脂))

3. 結果

模擬廃棄物を充填した固化体の断面写真を図1に示す。模擬廃棄物が均一に分散していることを確認した。固化体の圧縮強度、分配係数(Kd)および Leaching Index の評価結果を表1に示す。圧縮強度は5MPa 以上が得られた。また各元素の Kd は 0.09~66 m^3/kg、Leaching Index は 8.5~12.0 であった。

表 1. 固化体の評価結果

対象物	充填率	圧縮強度	Kd[m^3/kg] ※試験時間 6 時間					Leaching Index				
			Co	Ni	Sr	Nb	Cs	Co	Ni	Sr	Nb	Cs
フィルタスラッジ	40wt%	6.6MPa	62	12	6.2	0.089	0.24	12.0	11.7	10.7	8.5	8.9
イオン交換樹脂		5.6MPa	58	66	30	2.1	1.4	11.6	11.7	11.7	11.1	9.9

4. 結論

フィルタスラッジおよびイオン交換樹脂の模擬廃棄物の固化処理に SIAL を適用し、固化体の性能評価を行った。固化体は模擬廃棄物を高充填化しても圧縮強度 5MPa 以上、Kd 0.09~66 m^3/kg、Leaching Index 8.5~12.0 を示し、SIAL が放射性廃棄物処理に適用できる見通しを得た。次回、放射性廃棄物を用いたホット試験について報告する予定である。

参考文献

[1] 須田裕貴 他、放射性廃棄物処理固化材としてのジオポリマー (2)固化体機能評価、日本原子力学会「2018 年 春の大会」O15

*Masaki Yasuda[1], Hirotaka Suda[1], Eiki Adachi[1], Nobuyuki Sekine[1], Hisashi Mikami[1], Marcela Blazsekova[2], Maros Juraska[2], Milena Prazska[2], Toshiyuki Takeda[3], Masaki Iida[3], Hirotaka Ohura[3]

[1]Fuji Electric, [2]Wood Nuclear Slovakia, [3]JAPC

Effect of Dehydration on Mechanical Properties of Metakaolin-base Geopolymer

*Yang Yaru[1], Thi-Chau-Duyen Le[1], Isamu Kudo[2.3], Thi-Mai-Dung Do[1], Koichi Niihara[1], Hisayuki Suematsu[1]
[1]Extreme Energy-Density Research Institute, Nagaoka University of Technology
[2]Technology Development Center, Nagaoka University of Technology
[3]ADVAN ENG. Co., ltd.

Key words: geopolymer; metakaolin; dehydration; temperatures

Introduction

As catalyst supports in the nuclear waste containers in Fukushima Daiichi Nuclear Power Station, geopolymer is required to show high strength, low porosity, and durability. Geopolymer with a high-water content [1] may form larger pores and larger pore volumes, which degrade the mechanical strength. Thus, geopolymer with a lower water content results in a dense product with smaller pores and a better mechanical strength [2]. In the present work, dehydration of geopolymer was carried out.

Experimental

Geopolymer samples were made of AFACO silica, potassium hydroxide, potassium silicate solution, and two types of metakaolin powders, with molar ratios of Al: Si: K: H_2O =1:2:1:8. After mixing the raw materials, the mixture was poured in molds with caps. The samples were initially cured at 60ºC for 4 days and then kept at RT. Then, one sample was completely demolded, while the other sample was left in the mold without the cap to change the water release rate. Then, the same experiments were carried at the latter curing temperature of 60ºC and 80ºC. From comparing the mechanical properties and result of dehydration of geopolymer at different latter curing temperatures to analysis the effect of dehydration on geopolymer.

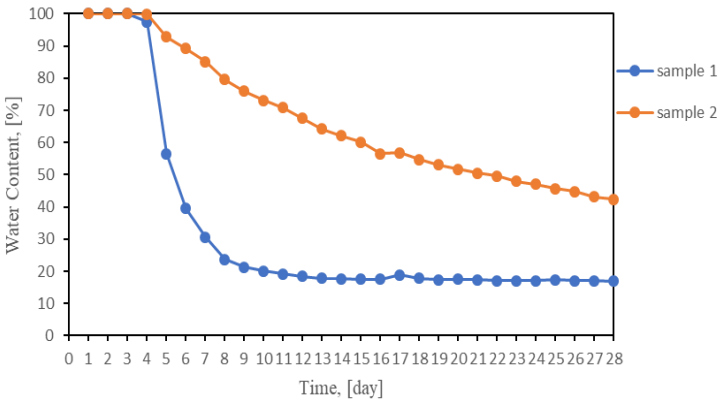


Figure.1 Water content change during curing

Results

Water content in the samples change during curing is shown in Fig.1. In the demolded samples, the water content quickly decreased to less than 30% within 7 days, while, in the open cap sample, more than 50% of water remained after 28 days. Pore size distributions for the samples are shown in Fig 2. The average pore size was 1.53x10^2 µm and 1.51 x10^2 µm for the molded and the open cap sample, respectively.

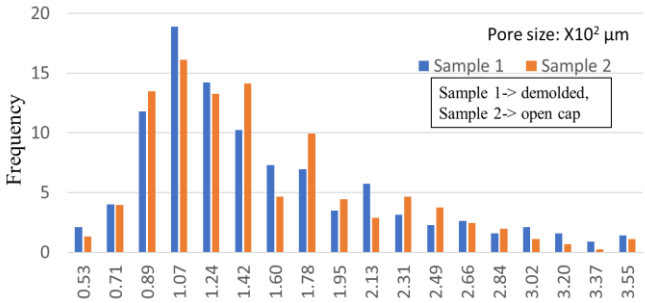


Figure.2 Pore size distribution from SEM images

Discussion

In liquid, pressure in a pore is inversely proportional to the radius and proportional to the surface tension which may relate to the viscosity. In the present sample it is expected the dehydration can increase the viscosity [1]. From Fig 2, the average pore sizes are almost the same for the demolded (fast dehydration) and the open cap (slow dehydration) sample. This implies that the pores were formed at a certain viscosity and a single chemical reaction (dehydration) was the origin of the pore formation.

Reference

[1] T. Utsumi, T. Terasawa, I. Kudo, T. Suzuki, T. Nakayama, H. Suematsu, and T. Ogawa. J. Ceram. Soc. Jpn 128 (2020) 1-5.
[2] M. X. Xu, Y. He, C. Q. Wang, X. F. He, X. Q. He, J. Liu, and X. M. Cui, Appl. Clay Sci. 115 (2015) 254–259.

*Yang Yaru[1], Thi-Chau-Duyen Le[1], Isamu Kudo[2.3], Thi-Mai-Dung Do[1]Koichi Niihara[1], and Hisayuki Suematsu[1]
[1] Nagaoka University of Technology, [2]Extreme Energy-Density Research Institute

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

[2B08-11] Geopolymer 2 and Alkali Activated Material

Chair:Kazuyuki Takase(Nagaoka Univ. of Tech.)

Tue. Mar 17, 2020 2:45 PM - 3:50 PM Room B (Lecture Bildg. L 1F L-3)

[2B08] Encapsulation of Cs and Sr in spent adsorbents by alkali activated materials

*Tsutomu Sato[1], Natatsawas Soonthornwiphat[1], Chaerun Raudhatul Islam[1], Yutaro Kobayashi[1], Kazuma Kuroda[1], Kanako Toda[1], Tsubasa Otake[1], Yogarajah Elakneswaran[1], John L. Provis[2] (1. Hokkaido Univ., 2. The University of Sheffield)

2:45 PM - 3:00 PM

[2B09] Cs^{+}, Sr^{2+} and Co^{2+} uptake in metakaolin-based geopolymer

*Yogarajah Elakneswaran[1], Xiaobo Niu[1], Yuka Morinaga[1], John Provis[2], Tsutomu Sato[1] (1. Hokkaido University, 2. The University of Sheffield)

3:00 PM - 3:15 PM

[2B10] Development of compressing method for geopolymer solidification

*Kanae Matsuyama[1], Masaru Yuhara[1], Fumi Takahashi[1] (1. TOSHIBA ESS)

3:15 PM - 3:30 PM

[2B11] Scale-up study of waste solidification process using geopolymer

*Keisuke Tanizawa[1], Hayato Maruyama[1], Isamu Kudou[1], Tsutomu Sato[2] (1. ADVAN ENG.co.,ltd., 2. Faculty of Engineering, Hokkaido University)

3:30 PM - 3:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

アルカリ活性固化材料による廃吸着材中の Cs および Sr の浸出抑制

Encapsulation of Cs and Sr in spent adsorbents by alkali activated materials

*佐藤 努[1]，Soonthornwiphat Natatsawas[1]，Islam Chaerun[1]，小林 佑太朗[1]，黒田 知眞[1]，戸田 賀奈子[1]，大竹 翼[1]，Elakneswaran Yogarajah[1]，Provis John[2]

[1]北大，[2]シェフィールド―ルド大学

Cs および Sr を吸着させたゼオライトおよびチタン酸塩に対して、アルカリ活性固化材料によって固化した模擬固化体の浸出実験を行った結果、K 型アルカリ活性固化材料により Cs および Sr の浸出は大きく遅延できることが明らかとなった。

キーワード：廃吸着材，処理，処分，アルカリ活性固化材料，固化廃棄物

1. 緒言

福島第一原子力発電所の汚染水処理二次廃棄物として発生する放射性廃棄物の安定化処理方法として、アルカリ活性固化材料（AAM）による固化技術が検討されている。これらの検討では、放射性核種の浸出挙動に関する検討は不十分である。そこで、本研究では、廃吸着材の中でも Cs や Sr に対応したゼオライトとチタン酸塩吸着材を含む AAM で固化した試験体の浸出特性を調べた結果を報告する。

2. 試料と実験

AAM の原料には、水酸化カリウム、ケイ酸カリウム水溶液、メタカオリンを選択し、Cs および Sr を吸着させたゼオライトとチタン酸塩吸着材を 30wt%含有させた試験体を作製した。これら試験体をイオン交換水中に浸潤させ、米国原子力学会の標準試験法（ANSI/ANS-16.1-2003）により浸出特性を調べた。なお、本研究では浸出期間を 360 日まで延長し､浸出期間の異なる試験体を 2 分割した研磨試料を作成し､SEM/EDX や TEM、同位体顕微鏡を用いて含有元素の挙動を調べた。

3. 結果と考察

AAM で作製した試験体では、Sr の浸出率が Cs のそれよりも低かった。Sr を吸着させたチタン酸塩を含む AAM を同位体顕微鏡で観察すると、360 日間浸出させた後でも Sr がチタン酸塩中に残存していることを確認することができた。高濃度の Sr を吸着させたチタン酸塩では $SrCO_3$ の生成により浸出が抑制されることが知られているが[1]、本検討のような低濃度の試験体では $SrCO_3$ の生成は認められず、チタン酸塩と AAM の反応も認められなかった。Sr を吸着させたチタン酸塩を含む AAM では、AAM の高アルカリ環境かつ K よりも高い Sr の吸着選択性のため、Sr がチタン酸塩中に残存していたものと考えられる。また、Cs を吸着させたゼオライトを含む AAM では、試験体作成中に高アルカリである AAM とゼオライトの反応し、その新しく生成された相に Cs が保持されていることが TEM により観察された。さらに、Cs と Sr の浸出率は、OPC で作製した試験体のそれらよりもかなり低かった。これは､、AAM の間隙水中の pH が OPC よりも高く、AAM 中の K よりも吸着材中の Cs や Sr の吸着選択性が高い（OPC 中の Ca よりも低い）ためと考えられる。以上の検討から、AAM は核種の浸出抑制の観点から、OPC よりも優れた固化マトリックスであることが明らかとなった。

本研究の一部は､「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「汚染水処理で発生する合成ゼオライトとチタン酸塩のセメント固化体の核種封じ込め性能の理解とモデル化およびその処分システムの提案」の成果である

参考文献

[1] Ke, S. A. Bernal, T. Sato, and J. L. Provis. (2019) Dalton Transactions **48**(32): 12116–26.

---

*Tsutomu Sato[1], Soonthornwiphat Natatsawas[1], Islam Chaerun [1], Yutaro Kobayashi [1], Kazuma Kuroda [1], Kanako Toda[1], Tsubasa Otake[1], Elakneswaran Yogarajah[1] and John L. Provis[2]

[1]Hokkaido Univ., [2]The Univ. of Sheffield

Cs^+, Sr^{2+} and Co^{2+} uptake in metakaolin-based geopolymer

*Yogarajah Elakneswaran[1], Xiaobo Niu[1], Yuka Morinaga[1], John Provis[2], Tsutomu Sato[1]
[1]Hokkaido University, [2]The University of Sheffield

Abstract (approx. 55words)
In this study, the interaction of Cs^+, Sr^{2+} and Co^{2+} with Na/K-geopolymer is investigated. The geopolymer samples with the composition of SiO_2/K_2O: Al_2O_3/K_2O: H_2O/K_2O = 1:1:11 (where K: Na or K) were synthesized, and the surface electrostatic characteristics of the geopolymer is examined by zeta potential measurement. The dominant mechanism for ionic uptake is identified.
Keywords: Adsorption, ionic exchange, zeta potential, geochemical model

1. Introduction

The geopolymers are amorphous inorganic gel formed from the tetrahedrally coordinated aluminium and silicon atoms bridging with oxygen. The geopolymers have been considered for encapsulation of radionuclide and for waste repositories. In this study, metakaolin-based geopolymer was examined for incorporation of Cs^+, Sr^{2+} and Co^{2+}. Na- and K-geopolymers and their binding ability was analyzed using zeta potential measurement and binding experiments as well as ionic-exchange in geochemical model.

2. Methodology

The prepared geopolymer was powdered for less than 150 μm and used for NMR, zeta potential, and binding experiments. The ion-exchange model is developed in a geochemical code PHREEQC. The solution of $CsNO_3$, $Sr(NO_3)_2$ and $Co(NO_3)_2$ were used in the experiments.

3. Results and discussion

The zeta potential of the geopolymer is negative and independent of Cs^+ concentration, indicating the negligible surface adsorption of CS^+. The binding experimental results show that an equal amount of Na or K is released as the uptake of Cs (Fig. 1(A)), which suggests the ion exchange between Na/K and Cs. Based on the leached amount of alkalis, the equilibrium constant for the ionic exchange was derived and used to predict the Cs binding in the geopolymer. The model prediction agrees satisfactory with experimental data (Fig. 1(B)). Similar experiments were adopted for Sr^{2+} and Co^{2+} to understand adsorption behavior and propose the immobilization mechanism in geopolymer.

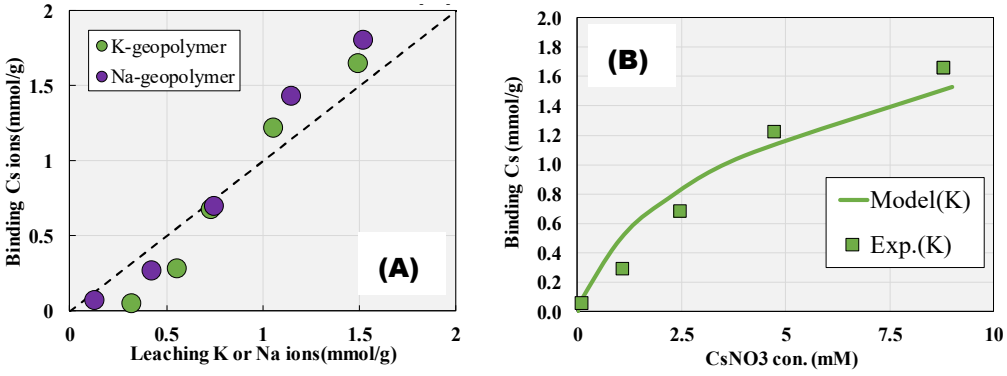


Fig. 1 (A) Relationship between bound Cs and leached K or N; (B) Predicted Cs isotherm compared with experimental data for potassium geopolymer.

乾式ジオポリマー固化方法の開発
（1）固化体の物性向上に関する基礎的研究

Development of compressing method for geopolymer solidification

(1) Basic research for improvement of physical properties

*松山 加苗[1]，湯原 勝[1]，高橋 芙美[1]

[1]東芝エネルギーシステムズ株式会社

混練水を多く配合する従来の固化方法と異なり、液体の水を添加せず、加熱により原料中の水和物を融解して硬化反応に利用する乾式ジオポリマー固化方法の基礎的研究を行った。

キーワード：ジオポリマー，固化，圧縮，減容

1. 緒言　高濃度の放射性物質と水が共存すると、水の放射線分解で水素が発生する。そこで、高濃度の放射性物質を含む廃棄物を、硬化物に水を含まないジオポリマーで固化することにより廃棄体中の水素濃度上昇のリスク低減を検討している。これまで混練水を必要とする従来のジオポリマー固化方法(以下、従来法)について、炭酸塩スラリー等の水処理二次廃棄物への適用性評価[1]や、混練時の粘度制御に取り組んできた[2]。一方、乾式ジオポリマー固化方法(以下、乾式法)は混練水を配合する必要がないため、混練時の粘度制御が不要になるだけでなく、廃棄物充てん率の向上、乾燥処理工程の負担軽減が期待できる。ただし、配合する水が少ないため硬化反応が進まない懸念があった。そこで、乾式法で作製した硬化体の一軸圧縮強度と原料の混合時間等との関係を評価して、ジオポリマーの硬化反応の進み方を調査した。

2. 実験方法　反応開始に必要な水とアルカリの供給源として水和物を含むアルカリ化合物(メタけい酸ナトリウム 9 水和物：水和物の融解温度 48℃) を用いた。このアルカリ化合物とメタカオリンを原料として混合後、圧縮成型した成型体を 48℃以上で加熱養生し、水和物を融解させジオポリマーの硬化反応を開始させた。混合時間(混合機の回転速度一定)をパラメータとして、混合後の温度を測定した原料 20g を 10MPa～20MPa で加圧し、直径 30mm、高さ 20~40mm の円柱状に圧縮成型した後、60°C の恒温槽で 7 日間封かん養生した。混合後の原料を一部分取して粉末 X 線回折(XRD)を、養生後の硬化体の一軸圧縮強度を測定した。

3. 結果　図 1 に混合後の原料温度に対する硬化体の一軸圧縮強度の測定結果を示す。混合時間の増加に伴い、原料温度が上昇した。原料温度 39.1℃までは機械的強度が発現せず、水和物の融解温度(赤破線)付近の 47.0℃では一軸圧縮強度が 33MPa となり従来法と同等になった。図 2 に混合前後の原料や養生後の硬化体の XRD スペクトルを示す。混合後 39.1℃では、混合前の原料中の水和物のピークが観察されたが、47.0℃では養生後と同様で水和物のピークが消失し、水和物は融解していた。一方、冷却ジャケットを付けた混合機で、原料を 15℃以下に保持して同条件で混合したところ、硬化体の強度は 5.5MPa となり、混合時の温度が、硬化反応進行の重要因子であることが判明した。

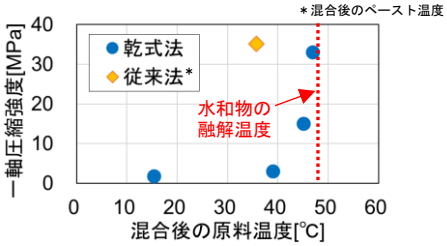


図 1 硬化体の一軸圧縮強度

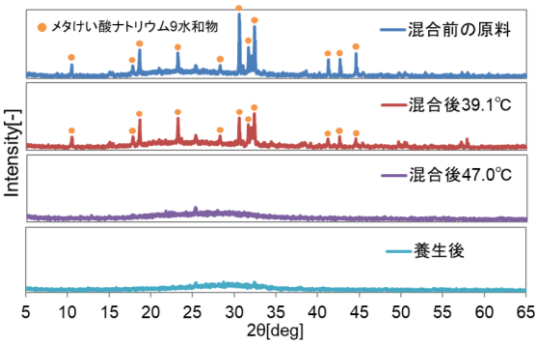


図 2 原料や硬化体の XRD スペクトル

4. 結論　乾式法で従来法と同等の硬化が可能なことを確認し、水素や粘度対策として検討している乾式法の技術的成立に目処を付けた。今後は模擬廃棄物を用いた固化試験を計画している。

参考文献　[1] 松山他，日本原子力学会 2016 年秋予稿集 2F09　[2] 湯原他，日本原子力学会 2017 年秋予稿集 3A11

* Kanae Matsuyama[1], Masaru Yuhara[1] and Fumi Takahashi[1]

[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

ジオポリマーによる廃棄物固化プロセスのスケールアップ検討

Scale-up study of waste solidification process using geopolymer

*谷澤 圭佐[1]、丸山 隼人[1]、工藤 勇[1]、佐藤 努[2]
[1]アドバンエンジ、[2]北海道大学大学院工学研究院

福島第一原子力発電所で発生する放射性廃棄物の安定化処理を目的とした、ジオポリマーによる固化技術の実用化に向けて、スケールアップの検討を行った。混練試作装置を用いて 20L サイズのジオポリマー固化体を作製し、その特性を評価した。

キーワード：ジオポリマー、固化技術、スケールアップ、放射性廃棄物

1. 緒言

福島第一原子力発電所で汚染水処理二次廃棄物として発生する様々な性状を持った放射性廃棄物の安定化処理方法としてジオポリマーによる固化技術が開発されている。これまで、これら二次廃棄物の内、鉄共沈スラリー（IS）と炭酸塩スラリー（CS）を対象としたジオポリマー固化体の作製と評価を行っている。本研究ではジオポリマー固化技術の実用化に向けて、200L ドラム缶の 1/10 スケールで原料の混練が可能な試作装置を製作し、試料作製条件の検討と一軸圧縮強度の評価を行った。

2. 実験

20L の原料が撹拌可能な混練試作装置を設計・製作し、パイロットスケールのジオポリマー試料を作製した（図 1）。原料には水酸化カリウム、ケイ酸カリウム水溶液、シリカフュームとメタカオリンを選択し、撹拌羽根の形状、原料の投入順等、最適な作製プロセスの検討を行った。続いて混練後の養生温度、養生期間をパラメータとして作製した試料に対し一軸圧縮強度試験を行い、ラボスケール試料（φ50×100mm）の結果と比較した。

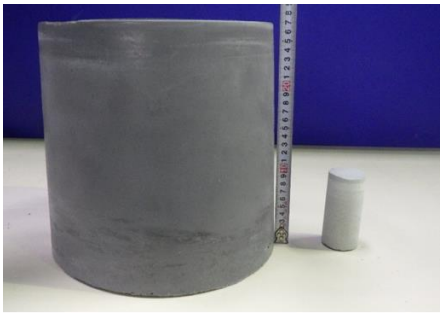


図 1. ジオポリマー試料の外観

3. 結果

図 2 に作製した試料の一軸圧縮強度試験の結果を示す。常温で養生したパイロットスケールの試料は、材齢 14 日時点では、コア抜きを行うのに十分な強度が得られず、ラボスケールとの比較ができなかった。材齢 28 日まで常温養生した試料の圧縮強度はラボスケールで 43MPa、パイロットスケールでは 27MPa であった。混練後から 60℃で 4 日間加温養生を行った試料の材齢 14 日での圧縮強度は、ラボスケールで 42MPa、パイロットスケールで 39MPa を示した。ここから加温養生下では、パイロットスケールのジオポリマーもラボスケールと同じ養生期間で同程度の強度が発現することが確認された。今後は試作装置を用い模擬スラリーとジオポリマーの混練を行い、パイロットスケールの固化体の作製と評価を実施する予定である。

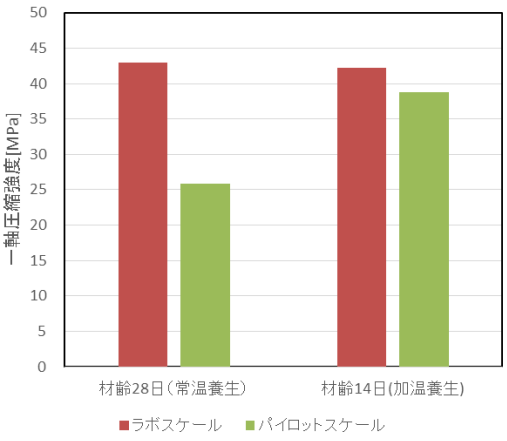


図 2. 一軸圧縮強度試験の結果

本研究の一部は、「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「高い流動性および陰イオン各種保持性を有するアルカリ刺激材料の探索と様々な放射性廃棄物の安全で効果的な固化」の成果である。

参考文献

[1] 谷澤, 工藤, 丸山, 末松、日本原子力学会 2019 年秋の大会（富山大学）、1B06

*Keisuke Tanizawa[1], Hayato Maruyama[1], Isamu Kudo [1], Tsutomu Sato[2]
[1]ADVAN ENG, [2]Faculty of Engineering, Hokkaido University

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

[2B12-15] Debris Treatment

Chair:Tsutomu Sato(Hokkaido Univ.)

Tue. Mar 17, 2020 3:50 PM - 4:55 PM Room B (Lecture Bildg. L 1F L-3)

[2B12] Research on the stability of fuel debris consisting of oxides and alloys

*Daisuke Akiyama[1], Akira Kirishima[1], Nobuaki Sato[1], Takayuki Sasaki[2], Masayuki Watanabe[3], Yuta Kumagai[3], Ryoji Kusaka[3] (1. Tohoku univ., 2. Kyoto univ., 3. JAEA)

3:50 PM - 4:05 PM

[2B13] Research on the stability of fuel debris consisting of oxides and alloys

*Yuta Kumagai[1], Masayuki Watanabe[1], Ryoji Kusaka[1], Masami Nakada[1], Daisuke Akiyama[2], Akira Kirishima[2], Nobuaki Sato[2], Takayuki Sasaki[3] (1. JAEA, 2. Tohoku Univ., 3. Kyoto Univ.)

4:05 PM - 4:20 PM

[2B14] Research on the stability of fuel debris consisting of oxides and alloys

*TAKAYUKI SASAKI[1], Yuji Kodama[1], Taishi Kobayashi[1], Daisuke Akiyama[2], Akira Kirishima[2], Nobuaki Sato[2], Masayuki Watanabe[3], Yuta Kumagai[3], Ryoji Kusaka[3] (1. Kyoto Univ., 2. Tohoku Univ., 3. JAEA)

4:20 PM - 4:35 PM

[2B15] Basic research for reducing hydrogen concentration in radioactive waste long-term storage containers

*KAZUYUKI TAKASE[1], KOHEI UETA[1], GENYA KAWASAKI[1], Ky Tri Vu[1] (1. Nagaoka University of Technology)

4:35 PM - 4:50 PM

©Atomic Energy Society of Japan

合金相を含む燃料デブリの安定性評価のための基盤研究
（3）ウラン-ステンレス鋼系模擬デブリの合成と構造解析

Research on the stability of fuel debris consisting of oxides and alloys

(3) Synthesis and structure analysis of simulated fuel debris in the UO_2-SS system

*秋山 大輔[1]，桐島 陽[1]，佐藤 修彰[1]，佐々木 隆之[2]，渡邉 雅之[3]，熊谷 友多[3]，日下 良二[3]

[1]東北大，[2]京大，[3]JAEA

抄録：１F 事故では、構造材と溶融した燃料が高温で反応し合金相を含む燃料デブリが形成されたとみられる。本研究では、ウラン-ステンレス鋼系模擬デブリを雰囲気を変えて、高温で合成し、XRD 及び SEM-EDX により構造解析を行う。本発表では、ウラン-ステンレス鋼模擬デブリに加え、ウランとステンレス鋼の主成分である鉄、クロムを含む模擬デブリの構造について報告する。

キーワード：燃料デブリ，福島第一原子力発電所事故，合金デブリ

1. 緒言

東京電力福島第一原子力発電所（1F）事故では溶融した燃料がステンレス等の鉄を主成分とした合金と高温で反応し、燃料デブリを生成したと考えられている。今後、取出しや処理、処分に際して、生じた燃料デブリの性状を予測することが重要となる。そこで、本研究ではステンレス鋼の構成元素を含む模擬燃料デブリを調製し、XRD 及び SEM-EDX を用いてその構造解析を行った。

2. 実験方法

UO_2 粉末を SUS304 ステンレス鋼粉末、金属 Fe 粉末、金属 Cr 粉末とそれぞれ混合し、Ar 気流下、もしくは Ar+2%O_2 気流下で 1200-1700℃で加熱して模擬デブリを調製した。得られた試料を XRD 及び SEM-EDX を用いて構造解析及び組成分析を行い、加熱温度、加熱時間、雰囲気の依存性を評価した。さらに、調製した模擬デブリの安定性を評価するために、これを純水及び海水に 30 日間浸漬させ、固相分析を行った。

3. 結果と議論

加熱実験の結果、UO_2-SUS 系模擬デブリは Ar 雰囲気では加熱前後の相関係に変化は見られなかった。一方、Ar+2%O_2 雰囲気では UO_2-SUS 系、UO_2-Fe 系、UO_2-Cr 系で UO_2 は低温では U_3O_8 に、1600℃以上では UO_{2+x} を生成し、SUS304、Fe、Cr は Fe_3O_4、Fe_2O_3、Cr_2O_3 に酸化された。また、UO_2-SUS 系(図)及び UO_2-Cr 系ではそれぞれ $UFeO_4$ 及び $UCrO_4$ 相の生成が確認された。UO_2-Fe 系では $UFeO_4$ 相は確認されなかったことから、酸化雰囲気においてはクロムの存在により、ウランと鉄、クロムの複合酸化物が生成すると考えられる[1]。また、30 日間の純水及び海水浸漬後の模擬デブリの XRD パターンは、浸漬前と比較して大きな変化は無く、マクロの固相状態に明確な変化は確認されなかった。

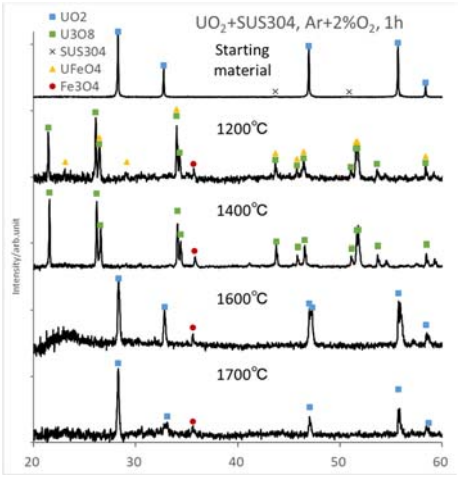


図. UO_2-SUS 系模擬デブリの XRD 分析結果
(温度 : 1200-1700℃、時間: 1h 雰囲気:Ar+2%O_2)

【謝辞】本研究は、日本原子力研究開発機構・廃炉国際共同研究センターの「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」の一部として実施した。

参考文献： [1] D. Akiyama, H. Akiyama, A. Uehara, A. Kirishima, N. Sato, J. Nucl. Mater., 520 (2019) 27-33.

* Daisuke Akiyama[1], Akira Kirishima[1], Nobuaki Sato[1], Takayuki Sasaki[2], Yuta Kumagai[3], Masayuki Watanabe[3] and Ryoji Kusaka[3]

[1]Tohoku Univ., [2]Kyoto Univ., [3]Japan Atomic Energy Agency

合金相を含む燃料デブリの安定性評価のための基盤研究
（4）模擬デブリの水中での安定性評価に向けた分光分析

Research on the stability of fuel debris consisting of oxides and alloys

(4) Spectroscopic analysis for evaluation of the stability of simulated fuel debris in water

*熊谷 友多[1]，渡邉 雅之[1]，日下 良二[1]，中田 正美[1]，
秋山 大輔[2]，桐島 陽[2]，佐藤 修彰[2]，佐々木 隆之[3]
[1]原子力機構，[2]東北大学，[3]京都大学

抄録：1F 事故で形成された燃料デブリは炉内環境において経年変化を起こす可能性がある。本研究では、ウラン-ステンレス鋼系模擬デブリの安定性を調べるため、水への浸漬試験を行い、顕微ラマン分光法等を用いて化学状態の変化を分析した。

キーワード：燃料デブリ，ラマン分光法，メスバウアー分光法

1. 緒言

東京電力福島第一原子力発電所（1F）事故で生じた燃料デブリは水と接触した状況にあり、今後、取出しに際して、大気流入等の環境変化が予想される。このような条件では、使用済燃料等に関する知見から[1]、燃料デブリが経年変化を起こす可能性がある。そこで、本研究ではステンレス鋼の構成元素を含む模擬燃料デブリを調製し、水中での安定性を調べた。

2. 実験方法

UO_2 粉末と SUS304 ステンレス鋼粉末の混合物を 2% O_2 を含む Ar 気流下で 1200℃もしくは 1600℃で 1 時間加熱して模擬デブリを調製した[2]。得られた試料を純水中に 30 日間浸漬し、浸漬の前後に顕微ラマン分光、メスバウアー分光により化学状態を分析した。また、浸漬液に溶出した U、Fe、Cr、Ni の濃度を測定した。

3. 結果と議論

浸漬液分析の結果、浸漬により模擬デブリ試料から溶出する U 濃度は、U_3O_8 と比較すると顕著に低いことが分かった。また Fe、Cr、Ni の溶出濃度は定量下限値未満であった。顕微ラマン分光法を用いた表面分析では、模擬デブリ試料に浸漬の前後に有意な変化は観測されなかった（図）。これらの結果は、ステンレス鋼成分を含む模擬デブリは、ウラン酸化物と比べて、水に対する安定性が高いことを示す。

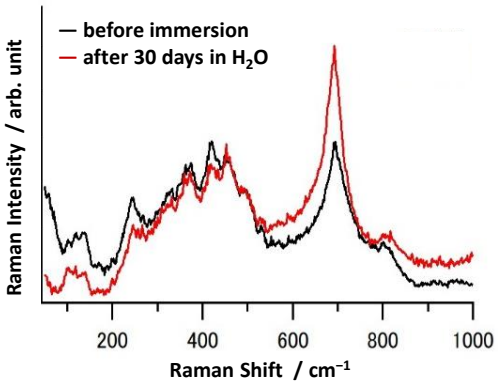


図　模擬デブリ（UO_2-SUS 系、Ar+2%O_2、1200℃調製）の浸漬前後のラマンスペクトル

【謝辞】本研究は、日本原子力研究開発機構・廃炉国際共同研究センターの「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」の一部として実施した。

参考文献：[1] T.E. Eriksen, D. W. Shoesmith, M. Jonsson, J. Nucl. Mater., 420 (2012) 409-423. [2] D. Akiyama, H. Akiyama, A. Uehara, A. Kirishima, N. Sato, J. Nucl. Mater., 520 (2019) 27-33.

*Yuta Kumagai[1], Masayuki Watanabe[1], Ryoji Kusaka[1], Masami Nakada[1], Daisuke Akiyama[2], Akira Kirishima[2], Nobuaki Sato[2] and Takayuki Sasaki[3]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Tohoku Univ., [3]Kyoto Univ.

合金相を含む燃料デブリの安定性評価のための基盤研究
(5) ウラン-ステンレス鋼系模擬燃料デブリからの核種溶出挙動評価－照射法と添加法

Research on the stability of fuel debris consisting of oxides and alloys
(5) Leaching behavior of nuclides from simulated fuel debris in the UO_2-SS system - Irradiation or addition method

*佐々木隆之[1], 児玉 雄二[1], 小林 大志[1], 秋山 大輔[2], 桐島 陽[2], 佐藤 修彰[2],
渡邉 雅之[3], 熊谷 友多[3], 日下 良二[3]
[1]京大院・工, [2]東北大多元研, [3]JAEA

抄録：ウラン–ステンレス鋼系模擬燃料デブリを調製した。試料中の FP は、熱中性子照射による U 核分裂または非放射性元素の添加により導入し、人工海水や純水に浸漬した。照射法と添加法により導入した FP のインベントリに対する溶出率を評価し、その溶解挙動の解釈を試みた。

キーワード：合金デブリ，核分裂生成物，溶出挙動，照射法，添加法

1. 緒言　東京電力福島第一原子力発電所（1F）事故で生じた燃料デブリは水と接触した状況にあり、デブリ表面での固液反応に伴う核種の溶出が進行している。またその取出しまでに時間を要することから、性状の経年変化を見通すための基礎知見の蓄積が不可欠であるが、特に合金相を含むデブリに関する知見は殆どない。本研究では同デブリからの水への溶出挙動について検討するため、二つの方法により合金系模擬デブリ試料を調製し、既往研究[1]と同様に FP 核種の溶出挙動について検討した；1）照射法：模擬デブリを熱中性子照射し FP を導入、2）添加法：試料に予め FP を模擬した非放射性元素(Cold FP)を添加、する方法である。FP と U の溶出を関連付けて溶出挙動を比較・評価し、浸漬液性や相状態に基づいてその挙動の解釈を試みた。

2. 実験　UO_2 と SUS304 ステンレス鋼（SUS）等の粉末混合物を酸化的雰囲気下で加熱（2% O_2 + 98% Ar, 1200℃, 4h）して模擬デブリを調製し、粉末 X 線回折法により固相を同定した（表１）。主な FP は、^{137}Cs, ^{131}I, ^{140}Ba, ^{147}Nd, ^{103}Ru, ^{95}Zr（照射法）、Cs, Sr, Eu（添加法）であり、液相（0.1M $NaClO_4$, 純水, 人工海水）浸漬前後の核種濃度をγ線スペクトロメトリおよび ICP-MS で定量することで、核種 M の溶出率 r_M（試料中の初期量に対する溶出量）を r_U で除したウラン規格化溶出率 R_M で評価した。

表１　調製した主な固相試料

試料#	初期組成	加熱後のU主固相
X0	UO_2	U_3O_8
Z0	UO_2+ZrO_2 (U:Zr=1:1)	U_3O_8, $U_{1-y}Zr_yO_{2+x}$
S0	UO_2+SUS (U:Fe=1:1)	U_3O_8, UCr(Fe)O_4
F0	UO_2+Fe (U:Fe=1:1)	U_3O_8
C0	UO_2+Cr (U:Cr=1:1)	U_3O_8, $UCrO_4$

3. 結果と考察

試料#X0, #Z0 および #S0 では、照射法、添加法ともに浸漬直後は Cs が U より優先的に溶出（R_{Cs}≒10^3）し、その後 R_{Cs} 値は時間とともに低下した。固相表面にある易溶性核種は浸漬後直ちに溶出するが、その後は U 溶解が律速反応となることが示唆された。2 価の Ba, Sr は Cs と同様に U より優先的に溶出する一方で、3 価 Nd, Eu は U との調和溶解の傾向が強いことが分かった。またその時 r_U は純水≪過塩素酸 Na 溶液＜海水の順であり、浸漬液に含まれる陰イオンの錯生成などの影響が見られた。このとき R_{Cs} や R_{Sr} は純水≫過塩素酸 Na 溶液＞海水である一方、R_{Eu} は純水＜過塩素酸 Na, 海水、とイオンの価数により異なる傾向を示した。発表では、照射法および添加法で得られた固相試料からの核種の溶出挙動について、固相中での存在状態や、液相における化学状態と関連付けて報告する予定である。

【謝辞】本研究は、日本原子力研究開発機構・廃炉国際共同研究センターの「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」の一部として実施した。

References：[1] 坂本, 佐々木ら, 1O04, 原子力学会 2018 年春の年会.

*Takayuki Sasaki[1], Yuji Kodama[1], Taishi Kobayashi[1], Daisuke Akiyama[2], Akira Kirishima[2], Nobuaki Sato[2], Masayuki Watanabe[3], Yuta Kumagai[3], Ryoji Kusaka[3]; [1] Kyoto Univ., [2]Tohoku Univ., [3]Japan Atomic Energy Agency.

放射性廃棄物長期保管容器を対象にした水素濃度低減のための基礎研究
(5) 支配因子の探索

Basic research for reducing hydrogen concentration in radioactive waste long-term storage containers
(5) Search for controlling factors

*高瀬 和之[1]、植田 航平[1]、川﨑 元椰[1]、ヴィ リー キー[1]
[1]長岡技術科学大学

新たに開発した水素再結合触媒を使って、燃料デブリ保管容器内の水素濃度低減に及ぼす支配因子の影響を実験的に調べた。また、保管容器内の水素挙動を予測する評価手法の開発を進めた。

キーワード：燃料デブリ、保管容器、水素濃度低減、再結合触媒、支配因子

1. 緒言

福島第一原子力発電所の廃炉に向けて、燃料デブリなどの含水性放射性廃棄物を長期に亘って貯蔵・保管する際、水の放射線分解によって水素が発生し、保管容器内に蓄積する。水素の燃焼・爆発に対する予防安全性向上の観点から、容器内に発生する水素の濃度を低減する技術の開発が必要である。そこで、水素再結合触媒を使って容器内の水素濃度を低減できることを示した[1]。本報では、新たに開発した球状触媒の水素濃度低減性能について報告する。

2. 主な実験結果

開発した球状触媒はアルミナ球を母材とし、その周囲を貴金属粒子で担持したもので、母材サイズや貴金属担持量を変えることで任意の性能を有する触媒の製造が可能である。

実験方法は前報[1]に示した通りである。図 1 と図 2 に平均直径 20㎜、貴金属担持量 1 重量%の球状触媒を使用した結果を示す。図 1 は容器内に球状触媒を設置した場合としない場合の結果である。球状触媒がない条件では容器内の水素濃度は一様に増加するが、球状触媒がある条件では水素濃度は 2%ほどで維持される。次に、3 通りの触媒数条件に対する水素濃度の時間変化を図 2 に示す。水素濃度の上昇傾向は触媒数に依存して変化する。本実験では触媒数が最も少ない 3 個の条件でも水素濃度の最大値は 1.5%未満であり、水素爆発下限界である 4%濃度を大きく下回ることがわかった。このほか、発生水素量、触媒設置位置等が水素濃度変化に及ぼす影響を実験的に確認している。また、実験結果を予測評価できる解析手法の開発を進めている。

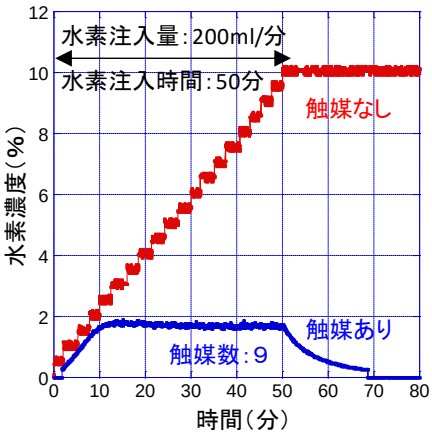


図 1　容器内に球状触媒がある場合とない場合の水素濃度の時間変化の比較

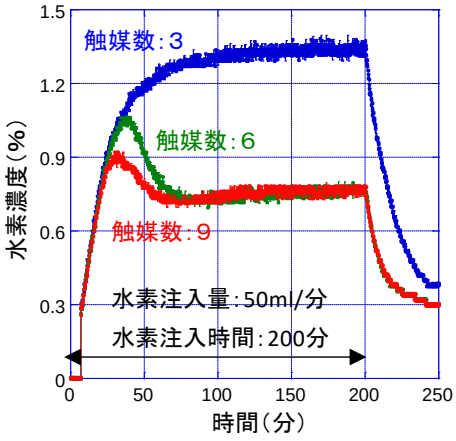


図 2　容器内に設置した球状触媒の数量が水素濃度の変化に及ぼす影響

3. まとめ

開発した球状触媒によって放射性廃棄物保管容器内の水素濃度を低減できる見通しが得られた。また、触媒数、発生水素量などの支配因子が水素濃度低減に及ぼす影響を明らかにした。

参考文献

[1]高瀬，平木，高瀬，工藤，平，谷澤，日本原子力学会 2018 年秋の大会（岡山大学）、3G10（2018）.

*Kazuyuki Takase[1], Kohei Ueta[1], Genya Kawasaki[1] and Ky Tri Vu[1]
[1]Nagaoka University of Technology

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

[2C01-08] Decommissioning Technology for Fukushima 1

Chair:Hideharu Takahashi(Tokyo Tech)

Tue. Mar 17, 2020 10:00 AM - 12:10 PM Room C (Lecture Bildg. L 1F L-2)

[2C01] Radiation resistance of gel for debris coating

*Hiroaki Muta[1], Kohki Hibino[1], Yuji Ohishi[1], Yoko Akiyama[1] (1. Osaka Univ.)

10:00 AM - 10:15 AM

[2C02] Study on Applicability of Grouting Materials for Retrieval of Fuel Debris

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

10:15 AM - 10:30 AM

[2C03] Piping system, risk management based on wall thinning monitoring and prediction - PYRAMID -

*Ryota Nakagawa[1], Hiroshi Abe[1], Yutaka Watanabe[1] (1. Tohoku Univ)

10:30 AM - 10:45 AM

[2C04] Piping system, risk management based on wall thinning monitoring and prediction - PYRAMID -

*Shinji Ebara[1] (1. Tohoku Univ.)

10:45 AM - 11:00 AM

[2C05] Piping system, risk management based on wall thinning monitoring and prediction - PYRAMID -

*Shun Watanabe[1], Ryo Morita[1] (1. CRIEPI)

11:00 AM - 11:15 AM

[2C06] Piping system, risk management based on wall thinning monitoring and prediction - PYRAMID -

*Tetsuya Uchimoto[1], Toshiyuki Takagi[1], Hongjun Sun[1], Ryoichi Urayama[1], Akitoshi Tezuka[1] (1. Tohoku Univ.)

11:15 AM - 11:30 AM

[2C07] Piping system, risk management based on wall thinning monitoring and prediction - PYRAMID -

*Hiroyuki Nakamoto[1,3], Philippe Guy[2], Toshiyuki Takagi[3,4], Tetsuya Uchimoto[3,4] (1. Kobe Univ., 2. INSA de Lyon, 3. Tohoku Univ., 4. ELyTMaX UMI 3757)

11:30 AM - 11:45 AM

[2C08] Piping system, risk management based on wall thinning monitoring and prediction - PYRAMID -

*Atsushi Iwasaki[1], Shouta Sekizuka[1] (1. Gunma Univ.)

11:45 AM - 12:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

デブリ塗布用ゲルの放射線耐性

Radiation resistance of gel for debris coating

*牟田 浩明[1]，日比野 航己[1]，大石 佑治[1]，秋山 庸子[1]
[1]大阪大学

燃料デブリにゲル状物質を塗布することで、切削時におけるα線核種を含むダストの拡散抑制を検討している。本研究では粘土鉱物ゲルを主体とした複合ゲルにγ線を照射し、その透視度、水への溶出挙動などに与える影響を評価した。

キーワード：粘土鉱物ハイドロゲル，燃料デブリ

1. 緒言

福島第一原子力発電所の炉内に生じた燃料デブリはα線核種を含んでおり、作業者の被ばく量低減のため、デブリ取り出し作業時には放射性ダストの拡散を強く抑制する必要がある。このため冠水させてからデブリの切削等を行うことが望ましいが、現在圧力容器は閉じ込め機能を喪失しており、補修が難しい状況にある。そこで燃料デブリ上に留まりダストの飛散を抑えながら切削等の作業を妨げない、ゲル状物質を塗布することを検討している。本研究ではこの塗布用ゲルの各物性に対する照射影響を評価した。

2. 実験方法

放射線耐性が高い無機系であり透視度が高いゲル状物質として、層状粘土鉱物ハイドロゲル（スメクトンST、クニミネ工業製）を選定した。これを基材として、粘土鉱物のみでは水に溶出してしまうため有機高分子化合物などを添加した複合ゲルを作製した。作製したゲルに ^{60}Co 線源を用いたγ線照射試験を行い、各種基礎物性として、γ線照射前後における試料の粘度、透視度、熱的安定性、熱伝導率、また静置した状態での水への溶出試験を行った。

3. 結果

照射前の粘土鉱物ゲルの粘度のせん断率および温度依存性を図 1 に示す。せん断率が上がるほど低粘度となるチキソトロピー性を示し、切削時にドリルに触れる部分では見かけ粘度が減少し、作業を妨げないことが期待できる。また温度の増加とともにわずかに粘度が減少する傾向が見られた。照射前後で評価したところ、この粘度や熱伝導率などに対しては照射の影響は小さいことが確かめられた。水への溶出を防ぐためポリアクリル酸を複合したゲルの照射後の外観を図 2 に示す。照射によりわずかに黄色く変化している。水への溶出試験を行ったところ、未照射材は溶出しなかったのに対し、1 MGy 以上の照射を行った試料はいずれも溶出した。粘土鉱物の層を繋ぎとめる高分子鎖が照射により切断されたためと考えられる。

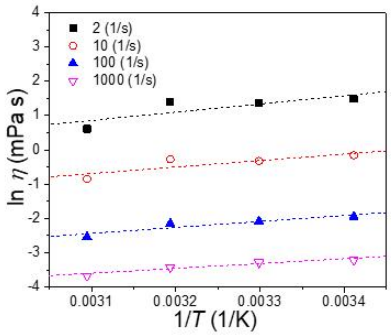


図 1 2wt%スメクトン ST ゲルの粘度

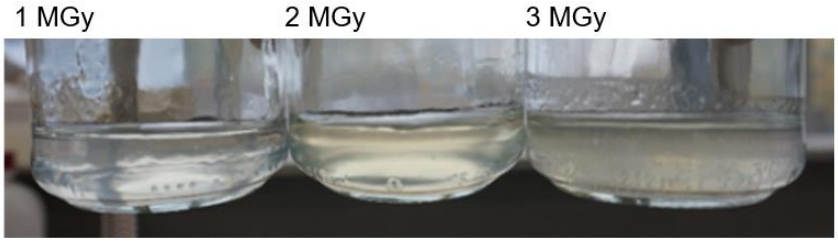


図 2 照射後のスメクトン ST-ポリアクリル酸複合ゲルの外観

謝辞 本研究発表は、英知を結集した原子力科学技術・人材育成事業「燃料デブリ取り出しを容易にするゲル状充填材の開発」の成果の一部を含む。

* Hiroaki Muta[1], Kohki Hibino[1], Yuji Ohishi[1], and Yoko Akiyama[1]
[1]Osaka Univ.

燃料デブリ大規模取り出しに向けた被覆材の適用可能性に関する研究

Study on Application of Grouting Materials for Retrieval of Fuel Debris

*黒澤 克則[1]，鈴木 俊一[1]

[1]東京大学

燃料デブリ取り出し代替案として、ジオポリマー（以下、GP と略す）と沈降型超重泥水（以下、超重泥水と略す）を活用した大規模取り出し工法が提案されている。GP は燃料デブリの被覆材として用いるため、本研究では、熱伝達特性と材料強度特性および廃棄体として重要な水素発生特性について評価を行った。また超重泥水については、放射線および高温環境における沈降挙動を評価し、炉内環境でも施工が可能であることを確認した。さらに、上記被覆材を適用した際の放射線遮蔽性能を評価し、本工法の適用可能性を総合的に評価した。

キーワード：福島第一原子力発電所，燃料デブリ，ジオポリマー, 沈降型超重泥水

1. 序論　現在、気中工法を重点に置いた燃料デブリ取り出し案が検討されているが、炉内構造物の損傷や切削時の放射性核種の飛散などの対策に課題がある。これに対し、Suzuki らは GP と超重泥水を活用した代替工法を提案している[1]。炉内残存デブリを GP で被覆することで準安定化し、超重泥水を GP 表面に打設することで形成する沈降層切が削時の放射性核種を含む粉塵飛散を防止する役割を担うが、実際の炉内環境を想定した適用可能性評価が必要である。本研究では、取り出し作業時と廃棄物保管時に上記被覆材を適用した際に考えられる課題に対し、実験を通じて本工法の技術的成立性を評価した。

2. 被覆材評価試験　GP と添加剤を加えた改良材について、取り出し作業時の課題として考えられる格納容器下部の補強材としての圧縮強度試験、崩壊熱の蓄積による格納容器下部コンクリートの MCCI 反応の促進防止のための熱伝導率測定、および廃棄物保管時の課題として考えられる、放射線分解による水素発生特性評価と GP 内水素拡散試験を実施した。また超重泥水について、炉内環境を想定して放射線および高温環境下における施工可能性を評価するため、超重泥水の沈降挙動試験を実施した。その結果、照射および砂の添加により強度を増すこと、熱伝導率は低く添加剤を加えても大幅な向上はしないため別の除熱システムが必要であること、発生水素は Pd の添加および加熱乾燥でその量を低減できること、水素拡散挙動は温度と水分量に依存することなどの知見を得た。超重泥水は無機系の組成配合であれば照射および高温環境であっても数日程度で沈降が安定し、その挙動に大きな差異は見られなかったことから適用可能性のある材料であることが示唆された。また上記 2 つの被覆材を併用し、さらに GP に添加剤を加えるなどの改良を施すことで作業に十分な放射線遮蔽性能を担保することを確認した。

3. 結論と今後の課題　金属粉末や砂などの添加剤を加えた GP は補強・遮蔽・保管の観点から、超重泥水は炉内環境における施工性の観点から燃料デブリ被覆材として適用可能であり、本工法が技術的に成立する可能性が示唆された。今後の課題として、GP 内の水分量が熱伝導率や水素発生/拡散挙動に大きな影響を与えうる可能性があるため GP の水分量を条件として特性を評価すること、GP の熱伝達性能が低いためヒートパイプなどの除熱システムと組み合わせた取り出し工法を検討すること、超重泥水は流体のため配管や亀裂等から流出しないかなど更なる施工可能性調査を行うこと、などが挙げられる。

なお、本研究は CLADS 英知事業課題解決型廃炉研究プログラムの一環として実施した。

参考文献 [1] 俯瞰的アプローチによる燃料デブリ取り出し代替工法の提案, 鈴木俊一, 保全学 Volume 17 Num.4 (H31.1.)

*Katsunori Kurozawa[1], Shunichi Suzuki[1]

[1]The Univ. of Tokyo

廃炉措置における配管減肉の予測とモニタリングに基づく配管システムのリスク管理
（1）固液混相流条件下における物質移動係数と腐食速度の評価

Piping system, risk management based on wall thinning monitoring and prediction -PYRAMID-
(1) Evaluation of mass transfer coefficient and corrosion rate under solid-liquid multiphase flow

*中河 良太[1]，阿部 博志[1]，渡邉 豊[1]
[1]東北大学

固液混相流条件下における炭素鋼の腐食速度を予測するため、物質移動係数が腐食速度に及ぼす影響を評価した結果を述べる。

キーワード： Fukushima-Daiichi nuclear power plant, decommissioning, solid-liquid multiphase flow, mass transfer coefficient, slurry flow corrosion, carbon steel

1. 緒言

福島第一原子力発電所の燃料デブリ取り出し作業中に、デブリ由来の微細な固体粒子等が冷却水に混入して固液混相流が形成されて、炭素鋼製冷却水配管の腐食速度が増大する可能性がある。そのため本研究では、固液混相流環境下における炭素鋼腐食速度を評価するとともに、鉄イオンの物質移動係数の観点から考察した。

2. 実験手法

2-1. 固液混相流の再現

流動の発生には、回転円筒電極を用いた。溶液中で円筒形試験片を最高回転速度 10000 rpm で回転させることで、試験片表面近傍に強制対流を生じさせる手法である。この流動セル中に直径おおよそ 100 μm 前後の粒子を混入させることで、固液混相流を作り出した。

2-2. 物質移動係数の測定

2-1 で述べた固液混相流条件において、物質移動係数を測定した。物質移動係数は、拡散係数を濃度境界層厚さで割った指標であり、物質流束は物質移動係数に比例する。そこで、本研究では電気化学的手法によって物質拡散流束(拡散限界電流密度)を測定することで物質移動係数を算出した。

2-3. 腐食速度の測定

2-2 で物質移動係数を測定した固液混相流条件において、炭素鋼試験片(STPT410)の腐食試験を実施した。溶液は 30 ℃の高純度水を用い、イオン交換水に通すことで電気伝導度を低く保った。

3. 実験結果

物質移動係数測定の結果、直径 100 μm 前後の固体粒子が混入することによって物質移動係数が 2 倍程度増大することが分かった。腐食試験の結果、脱気液単相流環境における腐食速度は鉄イオンの物質移動係数に比例することが分かった。固体粒子が混入すると腐食速度は物質移動係数が増大した効果よりも大きく増加し、液単相流条件で得られた物質移動係数と腐食速度の関係と一致しなかった。

4. 結論

固液混相流において物質移動係数が 2 倍程度に増大することが分かった。脱気単相流下において腐食速度は鉄イオンの物質移動係数に比例することが分かったが、固体粒子が混入した場合、単相流で得られた傾向より大きな腐食速度を示したことから、固体粒子の衝突による皮膜の破壊等が生じている可能性が示された。

謝辞

本研究は文部科学省 英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業(日仏)「配管減肉のモニタリングと予測に基づく配管システムのリスク管理」の成果である。

*Ryota Nakagawa[1], Hiroshi Abe[1] and Yutaka Watanabe[1]
[1]Tohoku Univ.

廃炉措置における配管減肉の予測とモニタリングに基づく配管システムのリスク管理
（2）可視化実験によるエルボ内固液混相流への固体粒子特性の影響評価

Piping system, risk management based on wall thinning monitoring and prediction - PYRAMID -

(2) Experimental investigation of influence of solid particle properties upon a solid-liquid two-phase flow by flow visualization

*江原 真司[1]

[1]東北大学

事故を起こした原子力発電所においてデブリ粉塵を含む固液二相流の原子炉冷却循環システムにおいては，腐食による配管減肉現象が明らかとなっていない。本研究ではエルボ流れに着目し，種々の固体粒子を用いた固液二相流について流れの可視化実験を行い，固体粒子特性の流れ場への影響を評価した。

キーワード：固液二相流，配管減肉，可視化実験

1. 緒言

福島第一原子力発電所における廃止措置に向けたデブリ取り出し作業においては，デブリの切り出しに伴うデブリ粉塵ならびに金属切り粉を含む固液混相流が原子炉冷却水循環システムを流れる可能性がある。循環システム配管内においては，粉塵の管壁近傍における流れによる溶出鉄イオンの濃度境界層攪拌により配管減肉の促進が予想される。本研究ではエルボ配管体系に着目し，配管内流れ中への固体微粒子の添加により流れ場（時間平均場・流れの変動等）がどのように変化するのかについて，またその変化が粒子の質量密度・大きさ・流速などへのパラメータ依存を明らかにすることを目的とし，実験を行った。

2. 実験方法および結果

本実験に用いた水流動試験装置の概略を図 1 に示す。試験部であるエルボ，その上流に設置している助走区間および試験部下流の円管は内径 56 ㎜（D）の円形流路となっている。固体粒子としてガラスビーズ（粒径 63-75 μm）を用い，粒子数速度を 5.54×10^{6} /s（Case1），2.77×10^{7} /s（Case2），5.54×10^{7} /s（Case3），軸方向平均流速を 1.5 m/s として実験を行った。図 2 に，エルボ出口における時間平均速度速度分布（曲り面内）を示す。横軸が無次元距離，x=0 がエルボ背側，x=D が腹側壁面である。今回の粒子条件では，時間平均速度については粒子無しの単相流との違いがほとんど出ていないことが分かる。

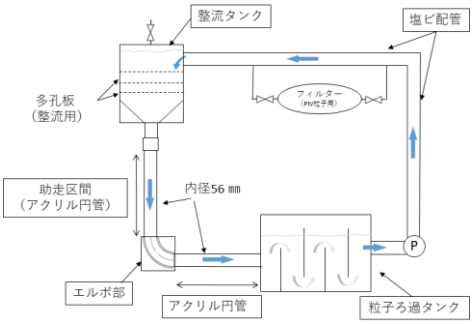


図 1 実験装置概略

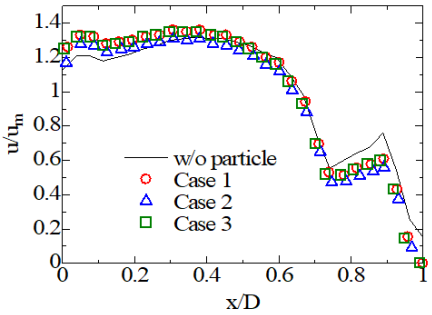


図 2 エルボ出口における速度分布

3. 結言

固液二相流のエルボ流れについて，粒子数速度を変えて実験を行った。発表時には他の粒子条件についても報告を行う。

*Shinji Ebara[1]

[1]Tohoku Univ.

廃炉措置における配管減肉の予測とモニタリングに基づく配管システムのリスク管理
（3）流れ加速型腐食による減肉に及ぼす固体粒子特性の影響評価

Piping system, risk management based on wall thinning monitoring and prediction - PYRAMID -

(3) Evaluation of Solid Particle Characteristic on Pipe Wall Thinning by Flow Accelerated Corrosion

*渡辺 瞬[1]，森田 良[1]

[1]電力中央研究所

流動解析手法を用いて、固液混相流条件の減肉評価を行ったところ、エルボ部の腹側と側面に局所的な減肉領域が見られ、この傾向は固体粒子の体積割合の増加に伴って顕著になることが分かった。

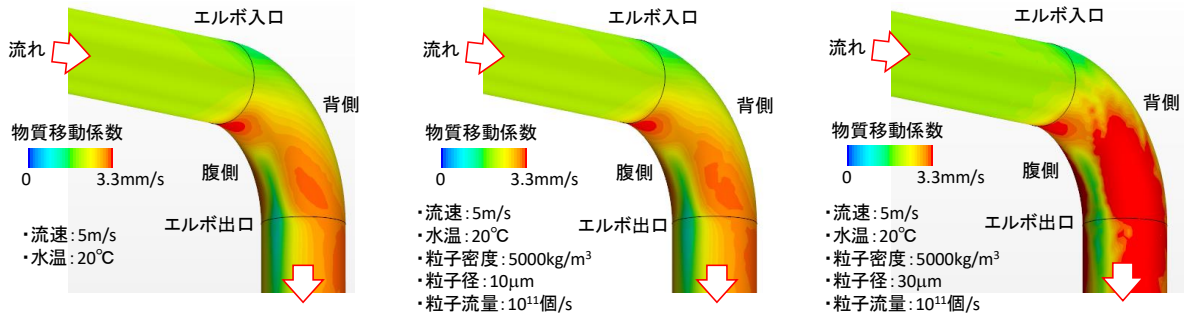
キーワード：廃止措置、配管減肉、固液混相流、物質移動係数

1. 緒言

本研究では、デブリ粉塵を含む固液混相流による配管減肉モデルを構築することを目的としている。本報では、流動解析手法を用いて、固液混相流条件の減肉傾向に与える固体粒子特性の影響評価を行った。

2. 固液混相流条件における減肉評価

流れ加速型腐食（FAC）による減肉の評価モデル[1]を用いて、FAC の流動因子である物質移動係数を評価した（図 1）。固相については、固体の粒子群を取り扱うパーセルモデル[2]によって表現した。本評価により、エルボ部の腹側と側面に顕著な減肉領域が発生することを確認した。また、固体粒子の体積割合が増加すると、減肉傾向が顕著になることが分かり、固体粒子の存在が減肉に対して優位に影響することが示唆された。



(a) 液単相流　(b) 混相流（粒子体積割合：0.53%）　(c) 混相流（粒子体積割合 14.4%）

図 1　流動解析による固液混相流条件下の減肉評価（配管表面における物質移動係数）

3. 結論

流動解析手法を用いて、固液混相流条件の減肉評価を行ったところ、エルボ部の腹側と側面に顕著な減肉領域が発生した。本体系の減肉評価では、固体粒子の体積割合が重要なパラメータになることが示唆された。

参考文献

[1] 米田 他、「流れ加速型腐食に対する影響因子の定量的な評価（その 4）」、電中研研究報告 L09006、(2010)

[2] 渡邊 他、「乱流混合層中の粒子挙動に及ぼす代表粒子モデルの影響」、J. Soc. Powder Technol., Japan, 51, 846-855 (2014)

*Shun Watanabe[1] and Ryo Morita[1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry.

廃炉措置における配管減肉の予測とモニタリングに基づく配管システムのリスク管理
(4) 電磁超音波試験法による配管減肉測定の高信頼化

Piping system, risk management based on wall thinning monitoring and prediction - PYRAMID -

(4) Improvement of reliability of pipe wall thickness measuremnt

by electromagnetic acoustic transducers

手塚 晃[1]，浦山 良一[1]，孫 宏君[1]，高木 敏行[1,2]，*内一 哲哉[1,2]

[1]東北大学，[2]ELyTMaX UMI 3757

本研究では、一様減肉から局所減肉などの様々な減肉形態に対応できる収束ビーム型電磁超音波探触子を開発し、ビームの収束や肉厚評価の精度について確認した。

キーワード：電磁超音波試験、配管減肉

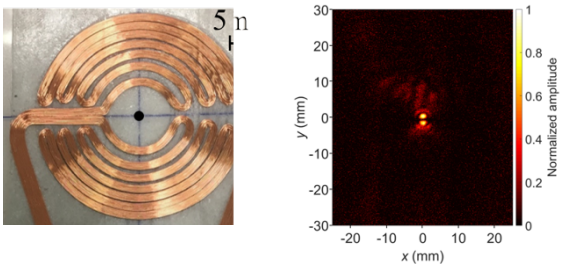
1. 緒言

福島第一原子力発電所のデブリ取出し作業においては、デブリ粉塵を含む固液混相流が流れる配管システムの適切な管理が求められており、過酷環境における配管減肉モニタリング手法の確立も課題の１つとして挙げられている。本研究では、耐放射線性と評価信頼性に優れた電磁超音波探触子(EMAT)を用いた配管肉厚測定の減肉モニタリングへの適用性について検討を行う。

2. 焦点型 EMAT の試作と評価

デブリ粉塵を含む固液混相流による配管の減肉現象を予測することが困難であるため、単一のプローブにより一様減肉から局所減肉などの様々な減肉形態に対応することが必要である。本研究では超音波ビームを収束させることが可能な焦点型 EMAT を適用する。

図 1 に示すミアンダコイルを用いた焦点型 EMAT[1]を試作した。炭素鋼において SV (Shear vertical)波が深さ 20mm において収束するよう設計した。



(a) (b)

図 1 試作プローブ(a)と、試験片裏面での超音波振幅分布（b）

試作したプローブによるビームの収束特性を評価するために、超音波可視化装置((一財)発電設備技術検査協会)[2]を使用し測定を実施した。厚さ 20.3 mm の炭素鋼平板に EMAT を設置し、その裏面において縦波探触子を用いて音場の分布を 0.2 mm ピッチで計測した。図 1(b)に示す音場の測定結果から、超音波ビームは収束しており、6dB ドロップ指示範囲で評価した有効ビーム径は 6.8 mm であることを確認した。当日は、減肉模擬試験の測定結果についても、報告する予定である。

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(日仏)」により実施された「配管減肉のモニタリングと予測に基づく配管システムのリスク管理」の成果である。

参考文献

[1] T. Takishita, and H. Ogi et al., “Development of shear-vertical-wave point-focusing electromagnetic acoustic transducer,” Japanese Journal of Applied Physics **54**, (2015) 07HC04.

[2] 山本敏弘他 “EMAT が発生する超音波の可視化,” 溶接・非破壊検査技術センター技術レビュー **9**, (2013) 17-21.

Akitoshi Tezuka[1], Ryoichi Urayama[1], Hongjun Sun[1], Toshiyuki Takag[1,2], *Tetsuya Uchimoto[1,2]

[1]Tohoku Univ., [2]ELyTMaX UMI 3757, CNRS – Université de Lyon – Tohoku University, International Joint Unit

廃炉措置における配管減肉の予測とモニタリングに基づく配管システムのリスク管理
（5）粗面で反射した超音波とその周波数分析による粗さ評価

Piping system, risk management based on wall thinning monitoring and prediction - PYRAMID -
(5) Roughness measurement based on frequency analysis of ultrasonic wave reflected on rough surface

*中本 裕之[1,3]，Guy Philippe[2]，高木 敏行[3,4]，内一 哲哉[3,4]
[1]神戸大学，[2]INSA de Lyon，[3]東北大学，
[4]ELyTMaX UMI 3757, CNRS–Université de Lyon–Tohoku University, International Joint Unit

本研究は配管内面の粗面の粗さの計測を目的とし，超音波の反射波の減衰から粗さを推定する方法を提案する．減衰と粗面の粗さの関係を周波数ごとに解析し推定の有効性について考察した結果を報告する．

キーワード：非破壊計測，超音波，減衰，腐食

1. 緒言

配管中の流体は配管内面に腐食を発生させ，この腐食は減肉を伴いつつ粗面を形成する．一般に配管検査では肉の程度を調べるため配管の厚さを計測するが，粗面の粗さも配管の健全性評価の要因となり得る．そこで，本研究では配管検査技術の高度化のため，粗面の粗さを計測する方法を検討した．

2. 方法と実験

超音波の減衰にもとづき粗さを評価する．粗さ以外の要因を無くすため，超音波を入射後 2 回目の反射波までを計測する．計測データから 1 回目と 2 回目の反射波の部分を切り出し周波数毎の振幅を算出し，粗面における散乱による超音波の減衰を評価する．

周期的な傷もつ試験体の計測データから周波数解析により特定の周波数における振幅を求め，傷の無い試験体の振幅との比率を算出した．プローブ固有の周波数よりも低い周波数における比率は理論的な減衰の比率[1]と比較して低感度である傾向がみられた．一方，高い周波数では逆に粗さに対して高感度に減衰が大きくなる結果が得られた．これらの結果は，周波数毎に算出した減衰を用いることで詳細な粗面の情報を推定できる可能性があることを示唆している．

3. 結論

粗面で反射した超音波の周波数毎の振幅の減衰を確認した．今後は粗さの推定式の導出を検討する．

謝辞

This work was realized in the framework of the PYRAMID project (Piping sYstem, Risk management based on wAll thinning MonItoring and preDiction) which is supported by the French National Agency of Research. (ANR-17-CE08-0046) and carried out under the Center of World Intelligence Project for Nuclear S&T and Human Resource Development by the Ministry of Education, Culture, Sports, Science and Technology of Japan. Part of the work was carried out under the Collaborative Research Project of the Institute of Fluid Science, Tohoku University.

参考文献

[1] PB. Nagy and L Adler, J. Acoust. Soc. Am. 82 (1987)

---

*Hiroyuki Nakamoto[1,3], Philippe Guy[2], Toshiyuki Takagi[3,4] and Tetsuya Uchimoto[3,4]
[1]Kobe Univ., [2]INSA de Lyon, [3]Tohoku Univ., [4]ELyTMaX UMI 3757, CNRS–Université de Lyon–Tohoku Univ., Int. Joint Unit

廃炉措置における配管減肉の予測とモニタリングに基づく配管システムのリスク管理
（6）多点配管内面モニタリングによるベイズ法を用いた破損確率評価

Piping system, risk management based on wall thinning monitoring and prediction - PYRAMID -
(6) Evaluation of Probability of Failure using Bayesian Method
with multi-point piping inner surface monitoring

*岩崎 篤[1]，関塚 渉太[1]
[1]群馬大学

本研究は，誤差を有する減肉量検査データより配管内面の減肉進行及び減肉量分布をベイズ法により推定し，将来の破損確率(PoF)の定量評価を行う手法に関するものである．本稿では，冷却水循環システムの配管設備を対象とし，エルボ部の多点モニタリングから減肉進行および将来の破損確率，リスク評価を行う手法の提案及び有効性の検証を行った．

キーワード：モニタリング，信頼性，破損確率，配管減肉，工学リスク，リスク評価，ベイズ推定

1. 緒言

原子力発電所の原子炉冷却水循環システムの配管設備に破損が生じた場合，原子炉は冷却機能を失い放射性物質が外部へ放出されるリスクが懸念される．特に，福島第一原子力発電所の排水プラントは応急的に作られたものであり，外力の作用，内部流体の状態など不明なパラメータが多く存在しており，減肉進行状態や寿命消費性能に不確実性を有する．そのため適切な肉厚の管理が重要となるが，作業環境を考慮し，遠隔モニタリングによる管理が望ましい．しかし，センサによる減肉量の検査データは誤差を有し，コスト等の観点から計測箇所数は限定される．そこで本研究では，ベイズ推定を用い，複数箇所の減肉モニタリングデータより，配管系の破損確率および影響度を考慮した工学リスクを定量評価する手法の提案を行う．

2. 工学リスク評価手法

提案手法では，工学リスク評価を 1)計測箇所単点での減肉進行予測および将来の減肉量評価，2)危険部位の減肉量分布予測，3)限界状態関数法による破損確率評価，4)影響度を考慮した工学リスク評価の流れで実施する．適用対象は内部状態に不確実性が高く，結果減肉進行モデルの確定が困難である．そこで提案手法では，複数の減肉進行モデルの候補を設定し，ベイズ推定により，モニタリングデータから各進行モデルの確信度を評価する手法で進行予測を行う．また PYRAMID プロジェクトでは，環境に対する頑健性を有するセンサを用いる予定であり，使用予定センサの評価特性を考慮した進行予測モデルの検討を行った．提案手法にて設定した配管系のリスクマトリクス評価を行い，提案手法の有効性の検証を行った．

3. 結論

提案手法の有効性及び評価に必要なセンサ数，計測精度の検討を行い，提案手法の有効性，プロジェクトに用いるセンサが有効な評価精度を有すること，6 点程度の計測点数で評価精度が安定することを示した．

---

*Atsushi Iwasaki and Shota Sekizuka[1]
[1]Gunma Univ.

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

[2C09-13] Decommissioning Technology for Fukushima 2

Chair:Ken-Ichi Tanaka(IAE)

Tue. Mar 17, 2020 2:45 PM - 4:05 PM Room C (Lecture Bildg. L 1F L-2)

[2C09] Assembling Analysis system for behavior of water-containing fuel debris

*Toru Ogawa[1] (1. JEAE)

2:45 PM - 3:00 PM

[2C10] Development status of hydrogen dispersion and combustion simulation in a storage container for fuel debris

*Atsuhiko Terada[1], Thwe Thwe Aung[1], Ryutaro Hino[1], Ryuji Nagaishi[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

3:00 PM - 3:15 PM

[2C11] On-site Fukushima fuel debris U/Pu-contents analysis by Portable X-ray/Neutron Sources

*Mitsuru Uesaka[1], Jian Yang[2], Tomooki Shiba[3] (1. University of Tokyo, Nuclear Professional School, 2. University of Tokyo, Department of Nuclear Engineering and Management, 3. Japan Atomic Energy Agency)

3:15 PM - 3:30 PM

[2C12] Comprehensive prediction on the PCV fuel debris characteristics considering accident scenarios

*Ryo Yokoyama[1], Shunichi Suzuki[1], Koji Okamoto[1], Masaru Harada[2] (1. Univ. of Tokyo, 2. TEPCO HD)

3:30 PM - 3:45 PM

[2C13] Study on site remediation scenarios and site reuse at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Masanori Nakano[1], Daisuke Kawasaki[1], Satoshi Yanagihara[1] (1. Univ. of Fukui)

3:45 PM - 4:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

含水燃料デブリの挙動評価システムの構成

Assembling Analysis System for Behavior of Water-Containing Fuel Debris

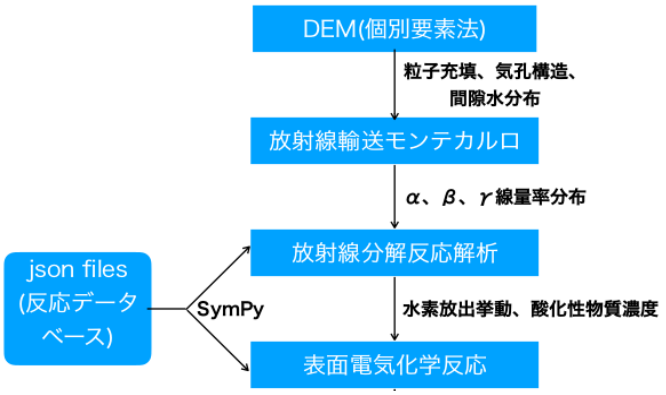
* 小川徹
原子力機構

燃料デブリは、事故進展過程に依存した多様な性状を有し、また、回収法によって物理状態も変化する。含水粒子充填状態を模擬したうえで、間隙水、カバー水へのエネルギー吸収を予測するシステムを構成した。さらに、水の放射線分解反応とデブリ表面反応解析により、水素発生やデブリ経年変化挙動を評価する方法を検討した。

キーワード: 燃料デブリ、個別要素法、放射線輸送、モンテカルロ、放射線分解、水素、電気化学

1. 緒言

燃料デブリは事故進展過程によって多様な性状を有し、また、回収によって物理状態も変化する。デブリの経年変化も懸念される。任意の粒径分布を持った含水粒子充填状態を模擬したうえで水へのエネルギー吸収を予測し、さらに、水の放射線分解応解析とデブリ表面反応解析により、水素発生やデブリ経年変化挙動を評価する方法を検討した。



json ファイル	内容
水の物性	密度、熱力学的性質
水素、酸素の純水への溶解、拡散	二重境膜モデル適用のための溶解度、水/空気分配係数、水中・空気中拡散係数、境界層厚さ
g 値	温度依存性(α 線は常温のみ)
化学反応速度式	Sympyで処理して ODE に渡す
同、速度定数	温度依存性、pH 依存性
デブリ表面反応1	UO_2 表面での電気化学反応(混成電位解析)
デブリ表面反応2	固体酸化物表面での H_2O_2 分解の触媒反応他

2. 解析システム

2-1. 構成概要

解析システム （図）の概要は次のとおりである。(1) 粒径、密度等の不均質な粒子の充填状態と気孔内の水の分布状態を個別要素法 (DEM: Discrete Element Analysis) によって把握する。(2) 放射線輸送モンテカルロ(MC)解析によって粒子から放出されるα、β、γ線の間隙水、上層水へのエネルギー付与を評価する。実体系、また、実験室系のそれぞれに応じた解析を可能とする。MC に Geant4[1] を用いた。DEM の結果に基づき、系の幾何と各部材質を定義する DetectorConstruction と線源分布指定のためのマクロを、 Python スクリプトを介して生成できるようにした。 (3) 放射線分解反応の連立常微分方程式(ODE)を自動生成し、化学組成の時間変化を捉えられるようにした。また、デブリ表面の電気化学反応・触媒反応について既存の知見の範囲内で予備的に評価できるようにした。

2-3. 反応解析データファイル

必要な物性、化学反応速度定数等のデータベースは一連の jsonファイル （図）に収めた。 jsonファイルを必要に応じて改定、増補すれば、反応解析に必要なODEも自動的に改訂、増補されるようにした。

参考文献

[1] S.Agostinelli et al., Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A 506 (2003) 250-303.

*Toru Ogawa
Japan Atomic Energy Agency

燃料デブリ等保管容器中での水素拡散・燃焼解析の取り組み

Development status of hydrogen dispersion and combustion simulation in a storage container for fuel debris

*寺田敦彦[1], トエ トエ アウン[1], 日野 竜太郎[1], 永石 隆二[1]
[1]原子力機構

福島第一原子力発電所廃炉時に発生する燃料デブリ等の放射性廃棄物の長期保管時の水素安全管理技術に資するため、水素の拡散・燃焼挙動を解析する数値流体力学（CFD）コードの整備を、保管容器中で想定される水蒸気等の不活性ガス雰囲気を考慮しながら進めている。本報では、水蒸気が及ぼす水素拡散や燃焼特性への影響を考慮した水素拡散及び燃焼の試解析結果を報告する。

キーワード：放射性廃棄物、燃料デブリ、長期保管、保管容器、数値流体力学（CFD）、水素拡散、水素燃焼

１．緒言 燃料デブリ、含水廃棄物等の保管時に放射線分解によって発生する水素挙動の把握に向けて、水素濃度、温度、圧力の分布状況や燃焼時の保管容器への影響を定量的に予測可能するために、CFD 技術の活用を進めている。工学的な CFD 評価では、複雑な実物理体系を数値モデル化する必要があるが、本報では、崩壊熱によって発生する水蒸気が混在することを踏まえ、水蒸気の容器壁面での凝縮、及び水蒸気雰囲気中で燃焼速度に係るモデル化を行い、水蒸気が及ぼす水素拡散や燃焼特性への影響について試計算を行った。

２．水素拡散試解析 水蒸気雰囲気中の保管容器内で発生した高温の水蒸気、水素の混合ガスが底部から上方に拡散し一部の水蒸気が壁面で凝縮する状況について、OECD/NEA ISP47[1]の TOSQAN 試験条件に沿って、容器内部の圧力や温度、組成等の経時変化を計算した。解析には、ANSYS/FLUENT に壁面凝縮プロセスモデル[2]を組み込んだ。試験では、TOSQAN 試験装置（内容積約 60m^3）の円筒容器側壁面の一部を 101.3～107.8℃で温度制御しながら、容器内部に水蒸気（125～132℃）を 18000 秒間にわたって、流量（1.11g/s～12.27g/s）を変えながら導入した後、ステージ 4 で He ガス（1.03g/s）を 600 秒間導入した。容器内圧力の経時変化を図 1 に示す。蒸気流量の多いステージ 2 では、実験値をよく再現できているが、ステージ 4 の He ガスが壁面に介在して拡散が主体的と考えられる領域でモデルによる違いが生じることを確認した。

３．水素燃焼試解析 水蒸気雰囲気中の燃焼速度等の特性を素反応を基に整理した火炎伝播速度モデルを用いて、OECD/NEA ISP49[3]の HD22 試験条件に沿って、容器内圧力、温度、火炎挙動を計算した。試験では、THAI 試験装置（内容積約 90m^3）の円筒容器内に水素 10vol%、水蒸気 25vol%、空気 65vol%が均一に混合した状態を初期状態として、容器下部で着火して火炎が上方伝播した際の容器内の圧力や温度、火炎伝播速度等の経時変化を計測している。容器内圧力の経時変化を、水蒸気の無い結果とあわせて図 2 に示す。火炎による圧力上昇、輻射伝熱や熱容量の影響と考えられる圧力低下等について、概ね実験結果を再現している。

今後、さらに水蒸気や二酸化炭素雰囲気における球状燃焼試験データを基にモデル拡張を行うとともに、狭隘流路中での加速、消炎効果等の検証を進めていく予定である。

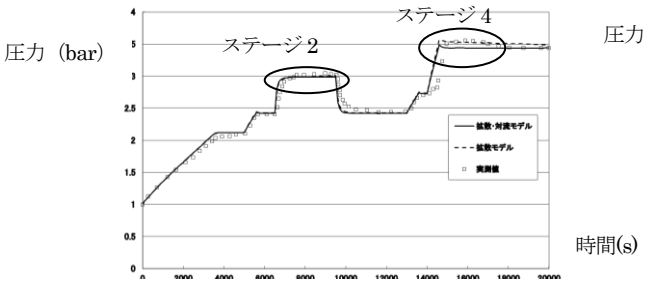


図 1 TOSQAN 容器内圧力の経時変化

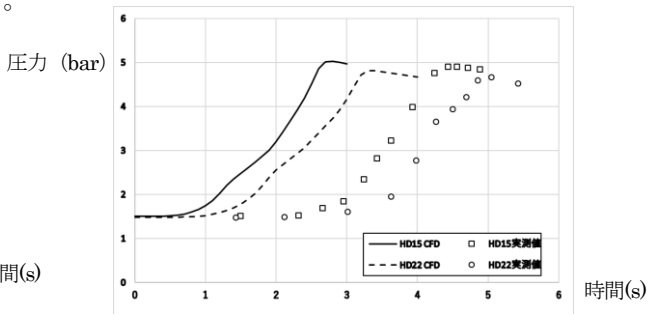


図 2 THAI 容器内圧力の経時変化

参考文献

[1] OECDNEA,ISP47 on containment thermal hydraulics final report,JT03231730,2007.
[2] J.malet,et.al.,"Filmwise condensation applied to containment studies:conclusions of the TOSQAN air-steam condensation tests ",NURETH-11,2005.10
[3] OECD/NEA,ISP49 on hydrogen combustion,NEA/CSNI/R(2011)9, 2012.

*Atsuhiko Terada[1], Thwe Thwe Aung[1], Ryutaro Hino[1] and Ryuji Nagaishi[1]
[1]JAEA

可搬型 X 線・中性子源による福島燃料デブリその場 U/Pu 濃度評価

On-site Fukushima fuel debris U/Pu-contents analysis by Portable X-ray/Neutron Sources

*上坂　充[1]，Yang Jian[2]，芝　知宙[3]
[1]東京大学大学院工学系研究科原子力専攻，[2]同原子力国際専攻，
[3]日本原子力研究開発機構

On-site inspection system to estimate Uranium (U)/Plutonium (Pu) mass density in nuclear fuel debris in TEPCO Fukushima Daiichi nuclear power plant is proposed by using the portable 950 keV / 3.95 MeV X-ray / neutron sources. The two portable X-ray / neutron sources have been already applied to on-site transmission inspection of real bridges in Japan. Two colored X-ray CT is applied to determine three dimensional (3D) atomic number distribution of the debris and nuclear resonance transmission absorption (NRTA) enables identification of U/Pu. Thus, we can estimate U/Pu mass density so that the criticality control is available for safe storage of the debris.

キーワード: 可搬型 3.95MeV 電子ライナック X 線・中性子源、福島燃料デブリ、その場 U/Pu 検出、臨界安全管理

1. 緒言

2021 年頃から始まる予定の燃料デブリの取り出しに備え、その場での迅速な性状分析、臨界安全管理のための U/Pu 濃度の評価法の開発を、文科省「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業廃炉加速化研究プログラム」(H29-R1) で実施中である。

2. 2 色 X 線 CT による元素識別の誤差評価

Co60(1.25MeV), Ir(370keV)の 2 色 X 線 CT で、元素識別の誤差を評価した。前者の FDK 再構成結果を図 1 に示す。Fe, Ag, Pb(U 模擬)単体、合体試料での X 線減弱係数取得から、Beam Hardening による誤差、低エネルギーX 線で誤差が大きいこと、SIR 再構成等手法による誤差を確認した。当日、950keV/3.95MeV 電子ライナック X 線を使った 2 色 X 線による、東大阿部研・JAEA 作成模擬デブリ、模擬デブリ入り 200mm 収納缶、100-200mmFe ブロックなどの分析結果を説明する。



図 1　Co60(1.25MeV)CT による元素識別結果

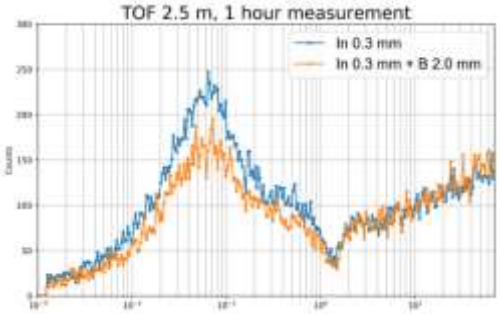


図 2　In(Pu 模擬)＋B 有無の試料の 2.5mTOF 中性子共鳴吸収結果

3. 中性子共鳴吸収による U/Pu の識別

In（Pu 模擬）に B シートを付け、B 中性子吸収の影響を調べた（図 2)。結果、中性子エネルギー1meV 以下で吸収の影響が見えたが、U/Pu の検出には支障がないことがわかった。Gd の影響も見る。

4. 今後の展開

2021 年から始まる燃料デブリの炉心からの取り出しに関して、個々に取り出す場合、200mm 収納缶に封入して出す場合を想定して、その場 2 色 X 線 CT・中性子共鳴吸収による、U/Pu 濃度・臨界安全評価の実用システムを提案する。

---

*Mitsuru Uesaka[1], Jian Yang[2], Tomooki Shiba[3]　[1,2]Univ. Tokyo, [3]JAEA.

事故進展を考慮した格納容器デブリ特性に関する包括的な予測

Comprehensive prediction on the PCV fuel debris characteristics considering accident scenarios

*横山　諒[1]，鈴木　俊一[1]，岡本　孝司[1]，原田　賢[2]

[1] 東京大学, [2] 東京電力 HD

福島第一原子力発電所(1F)の格納容器燃料デブリの取り出しのために，デブリ中での成分分布等を含めた包括的な予測が求められている。本稿では，複数の事故シナリオを基に，溶融金属拡散試験と高温アーク溶解試験を行い，事故シナリオの違いが燃料デブリに与える影響について報告する。

キーワード：廃止措置，燃料デブリ，デブリ分布，コリウム拡散

1. 緒言

1F 事故進展解析及び炉内調査結果等により，1F 各号機で事故シナリオが異なる可能性が示唆されている[1]。このような事故シナリオの違いが燃料デブリの特性に与える影響を検討することは，デブリ取り出し工法の最適化や取り出し時に派生する種々のマネジメント方法を検討するにあたり極めて重要である。本研究では，各号機で発生する可能性のある事故シナリオを選定し，そのシナリオに基づいて熱流動的視点の溶融金属拡散試験と材料的視点の高温アーク溶解試験を行った。

2. 研究方法

溶融金属拡散試験の実験体系を図 1 に示す。模擬材には燃料成分と構造材成分間で比重比の似ている低融点合金を用いる。拡散の様子をカメラで捉え，モデル式の作成及び無次元数評価を行うことによって溶融金属の拡散と凝固に関する支配的なパラメータの検討を行う。またアーク溶解試験の試験体系を図 2 に示す。Hf, Zr からなる燃料由来模擬材と SUS316L の構造材模擬材を下部に穴の空いた黒鉛坩堝の中に入れ，アーク溶解させる。黒鉛坩堝の穴から流出した模擬燃料デブリ試料を SEM-EDX 等で分析し，評価する。

3. 試験結果及び結論

試験結果を表 1 に示す。二つの試験結果をまとめたところ，シナリオによらない共通事項とシナリオ特有の結果が得られた。事故シナリオの違いにより，燃料デブリの性状が異なる可能性が示唆された。

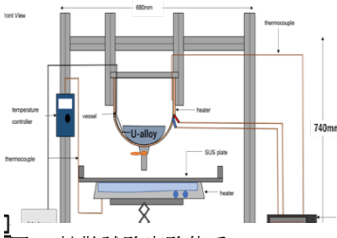


図 1 拡散試験実験体系

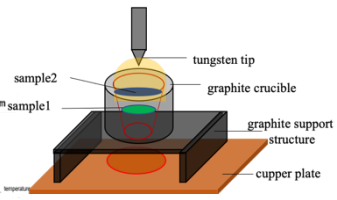


図 2　高温試験実験体系

表 1　試験結果一覧

	熱流動的視点		材料的視点	
	共通事項	号機特有の事象	共通事項	号機特有の事象
1号機	• 融点の違いが拡散の違いに大きな違いを与えない。 • 融液の温度が高い方がより拡散する。 • 端部の方が凝固時間が早く、中心付近ほど緩やかに凝固する。（中心の方が、結晶が大きい） • 層分離した方が初期においてより拡散する。（密度差に起因する圧力差が原因） • 全溶融金属のうち、約60~70%流出したのち、拡散が緩やかになる。 • 停止に関しては、表面張力、慣性力及び粘性のカのバランスが重要なパラメータとなる。	• 均質な場合が、最も拡散しない。（1） • 上層の高密度物質が優先的に流出し、端部に高密度物質が堆積する可能性がある。これは、浮力と慣性力または、浮力と粘性力のバランスで決定する。（2） • 初期により拡散する傾向がある。（2,3）	• 堆積したデブリの上面の方が結晶が荒く、仮面は細かい。 • 上部では、HfとSUSやZrとのの化合物が多いが、株では、Zr-SUSの構造物が圧倒的に多くなる。	• 上部に燃料成分が多く、下部に構造材成分が多い（融点、拡散係数の影響）（1） • 微視的な結晶粒や粒界で、成分の分離は確認されない（1）
2号機				• 上面の方が若干、燃料成分が多い。（2） • 上面はHf-rich層と混合物層で分離し、下面はZr-rich層と混合物層で分離している（結晶粒,粒界間）（2）
3号機		下層の高密度物質が優先的に流出し、端部に高密度流体が多数堆積する可能性がある（3）		

4. 謝辞

本研究は社会連携講座「統合廃炉工学」の燃料デブリ組成の推定に係る三菱重工委託研究の一部として実施したものである。研究の遂行にあたり有益な助言をいただき，感謝の意を表します。

参考文献

[1] Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Unit 2 Primary Containment Vessel Internal Investigation Results, Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. February 1,2018

---

*Ryo Yokoyama[1], Shunichi Suzuki[1], Koji Okamoto[1] and Masaru Harada[2]

[1]Univ. of Tokyo, [2]TEPCO HD

福島第一原子力発電所におけるサイト修復シナリオと跡地利用形態の検討

Study on site remediation scenarios and site reuse for Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*中野雅紀[1]，川崎大介[1]，柳原敏[1]
[1]福井大学

福島第一原子力発電所構内の土壌中の Cs-137 濃度に注目して跡地利用における線量評価を行った．サイト修復として除染やスチュワードシップを想定し，跡地利用するために必要な作業や条件を整理した．

キーワード：福島第一原子力発電所，サイト修復，線量評価，跡地利用

1. 緒言

福島第一原子力発電所（以下 1F という）のような事故炉におけるサイト修復は汚染が広範囲に及ぶという特徴がある．能動的なサイト修復では放射性廃棄物や汚染土壌の撤去作業が行われるが，海外ではスチュワードシップ（能動的な除染を行わず，監視，保守，情報管理を行いながら長期的な管理を行うことで被ばく線量低下を待つこと）など時間をかけてサイト修復を行う事例がある．本研究では 1F 構内におけるサイト解放後の跡地利用のための除染の必要性やスチュワードシップに必要な期間を明らかにすることを目的とした．

2. 検討方法

1F 構内の土壌中の Cs 濃度測定結果[1]を調査した．サイト修復シナリオにおいては除染（汚染土壌の除去）やスチュワードシップを検討した．汚染土壌の除去量に応じて，残存する汚染土壌の厚さを設定し，スチュワードシップ期間中の放射性崩壊による減衰と雨水による核種の移行を考慮した土壌中の放射能濃度の時間変化を計算した．跡地利用形態として公園とオフィス利用を想定し，放射能濃度に基づき，それぞれ公園管理者とオフィスワーカーの被ばく線量を RESRAD[2]を用いて評価した．公園管理者は土壌がむき出しの屋外で作業し，オフィス利用では地面にアスファルト舗装などの被覆があり，オフィスワーカーが屋内で被ばくすることを想定した．被ばく形態としては外部被ばくと吸入被ばくを考慮した．跡地利用開始の条件として被ばく線量率の基準値を 0.3mSv/yr とし，1F 構内の各地点で被ばく線量率が基準値以下となるまでに必要なスチュワードシップの期間を算出した．港湾エリアと 1～4 号機周辺は跡地利用対象の領域から除外した．

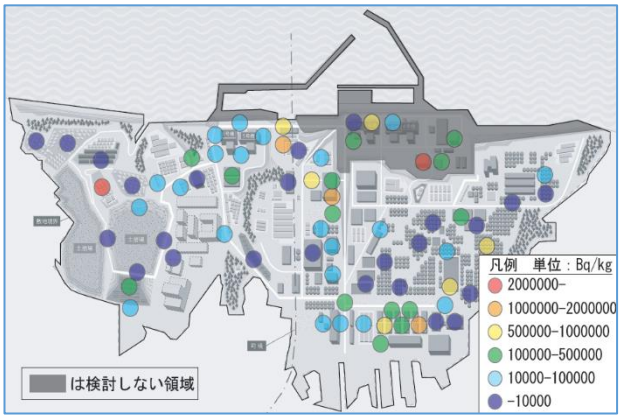


図 1　1F 構内の土壌中 Cs-137 濃度分布(2018 年度)

3. 結果

図 1 に 1F 構内における土壌中の Cs-137 濃度分布を示す．図 2 に汚染土壌を除去しない場合の 1F 構内 65 地点のスチュワードシップ必要期間の累積分布を示す．Cs-137 濃度が最も高い地点を代表地点とすると，利用形態が公園の場合は 300 年，オフィス利用の場合は 180 年必要である．局所的には，すぐにオフィス利用可能な地点が約 60%存在する．

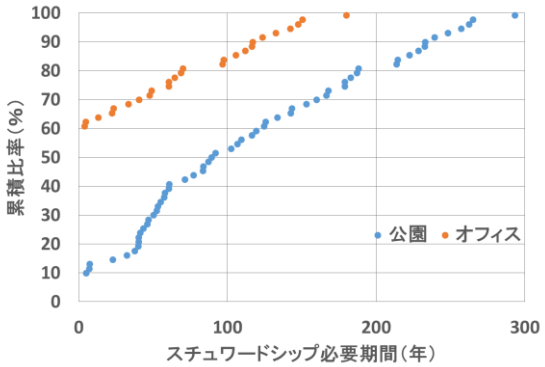


図 2　1F 構内 65 地点のスチュワードシップ必要期間の累積分布

4. 結論

スチュワードシップを行う場合，土壌廃棄物の物量は少ないが長期にわたるサイト修復となる．構内の Cs 濃度は様々であり，Cs 濃度に応じてサイト修復シナリオを検討することが有用と示唆された．

参考文献

[1] 福島第一原子力発電所における日々の放射性物質の分析結果，東京電力ホールディングス，http://www.tepco.co.jp/decommission/data/daily_analysis/soil/index-j.html．（参照 2019 年 12 月）

[2] C.Yu et al.(2001).User's Manual for RESRAD Version 6 . Environmental Assessment Division Argonne National Laboratory.

*Masanori Nakano[1], Daisuke Kawasaki[1] and Satoshi Yanagihara[1], [1]University of Fukui.

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

[2C14-18] Dismantling and Decontamination Technology

Chair:Toru Ogawa(JEAE)

Tue. Mar 17, 2020 4:05 PM - 5:25 PM Room C (Lecture Bildg. L 1F L-2)

[2C14] Fundamental Study on Mechanism of Blasting Decontamination Device for Small Diameter Pipe

*Hideharu Takahashi[1], Sota Yamamoto[1], Hayato Taniguchi[2], Akihiko Kawashima[2], Hiroshi Takahashi[3], Hiroshige Kikura[1] (1. Tokyo Institute of Technology, 2. Shintokogio, Ltd., 3. Fuji Furukawa Engineering &Construction Co.,Ltd.)

4:05 PM - 4:20 PM

[2C15] High speed laser decommissioning technology for combined materials of concrete and iron

*Eisuke John Minehara[1], Mitsuhiro Sato[2], Kazuya Kikawada[2], Hisashi Imai[2], Tetsuo Uno[2], Shuichi Yamaguchi[2], Takashi Hasegawa[1] (1. LDD, 2. HAZAMA ANDO CORPORATION)

4:20 PM - 4:35 PM

[2C16] Clearance measurement operation and challenges for the future in Fugen.

*Kosuke Yamamoto[1], shinji Kawagoe[1], Daisuke Tsuchida[1], Naoto Mori[1] (1. JAEA)

4:35 PM - 4:50 PM

[2C17] Study on Thermal Decomposition Behaviors of Sodium Hydride with TG-DTA

*Munemichi Kawaguchi[1] (1. JAEA)

4:50 PM - 5:05 PM

[2C18] Analysis of technical problems on decommissioning work-site activities

*Kazuhiro Tanabe[1,9], Satoshi Yanagihara[2,9], Yukihiro Iguchi[3,9], Hiroaki Takiya[3,9], Isao Narikawa[4,9], Hiroaki Kobashi[5,9], Yoshiharu Aoyama[6,9], Keiichi Iida[7,9], Akihiro Yanagida[9,7], Kazunari Murayama[8,9] (1. Kanden Plant Corporetion, 2. Fukui University, 3. Japan Atomic Energy Agency, 4. TOKYO ENERGY &SYSTEMS INC., 5. IHI Corporation, 6. KOKEN LTD., 7. Nissin Kiko Co.,LTD., 8. MACOHO CO.,LTD., 9. Association for Nuclear Decommissioning Study)

5:05 PM - 5:20 PM

©Atomic Energy Society of Japan

小口径配管のブラスト除染装置の メカニズムに関する基礎研究

Fundamental Study on Mechanism of Blasting Decontamination Device for Small Diameter Pipe

*高橋 秀治[1]，山本 創太[1]，谷口 隼人[2]，川島 彰彦[2]，高橋 浩[3]，木倉 宏成[1]
[1]東京工業大学，[2]新東工業株式会社，[3]富士古河 E&C 株式会社

小口径配管の乾式ブラスト除染装置の開発において，ブラスト研磨とバレル研磨の独立稼働によって，それぞれの模擬試料への効果を評価することで，最適な除染方法の選定や除染メカニズムの解明に資する基礎実験を行ったのでこれを報告する．

キーワード：廃止措置，小口径配管，ブラスト研磨，バレル研磨，除染

1. はじめに

新型転換炉「ふげん」の廃止措置において，解体した小口径配管に乾式除染装置を使用することにより，輪切り切断の状態で線量低下が確認されている[1]．本報では具体的なメカニズムを検証し，最適な除染法を模索するための基礎研究として，乾式除染装置のブラスト研磨とバレル研磨に着目し，金属試料（平板試料）の質量変化量を比較した．

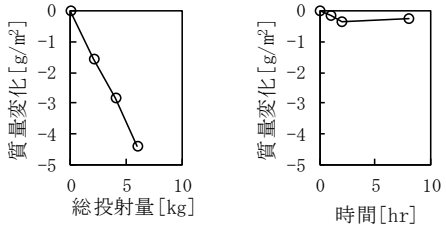



（a）ブラスト研磨機　　（b）バレル研磨機

図１　各研磨装置

2. 研磨試験および結果と考察

研磨試験装置を図 1 に示す. 投射材は球形高炭素鋼粒子（φ 0.355～0.710 mm），試料は SS400 平板試料（25×25×5 mm）を用いた．試験結果を図 2 に示す．指標として，除染面積当たりの質量減少量を用いた．結果から，平板試料においては除染効果の主要効果はブラスト研磨であることが考えられる。小口径配管の場合にはバレル研磨とブラスト研磨の共同効果の影響も考えられ引き続き検討が必要である。



（a）ブラスト研磨　　（b）バレル研磨

図２　試験結果

3. まとめ

乾式除染装置のメカニズム解明に向けて，バレル研磨とブラスト研磨を単独で稼働し，金属試料の質量変化量を測定することで，除染の効果を評価・検討した．その結果，平板試料においてはブラスト研磨の効果が高いと考えられることがわかった．今後，小口径配管を用いた試験，表面形状測定機による表面形状への影響の評価，ハイスピードカメラを用いたブラスト研磨とバレル研磨の粒子挙動の把握，模擬放射性汚染試料を用いて，さらに検討・評価を行う予定である．

参考文献

[1] 土田大輔，高橋浩，『小口径配管廃棄物の内面除染方法の開発』，日本原子力学会 2016 年秋の大会 2C15，2016.

---

*Hideharu Takahashi[1], Sota Yamamoto[1], Hayato Taniguchi[2], Akihiko Kawashima[2], Hiroshi Takahashi[3] and Hiroshige Kikura[1]
[1]Tokyo Institute of Technology, [2]Shintokogio Ltd, [3]Fuji Furukawa Engineering & Construction Corp.

鉄コンクリート複合材のレーザー切断技術

Laser cutting technology for composite materials of concrete and steel

*峰原 英介[1]、佐藤 光浩[2]、木川田 一弥[2]、今井 久[2]、宇野 哲生[2]、 山口 修一[2]、長谷川 崇[1]

[1]LDD、[2]安藤ハザマ

Abstract: We have developed the laser cutting technology for composite materials of concrete and steel to be applicable to thermal power or nuclear power facilities. We plan to report the laboratory-scale to full-scale tests and their current status.

Keywords: Power plant dismantling, Composite materials of concrete and steel, Laser technological development, Cutting technology.

1. 緒言

我々は、火力及び原子力発電所の廃止措置での適用を目指して、鋼とコンクリートから成る複合材をレーザーで切断解体する技術を開発している。講演では実験室規模から実用規模の試験とその現状を報告する。

2. レーザー廃止措置技術開発

2-1. 技術開発の内容と目的

ここでは、火力及び原子力の煙突／排気塔に使用されている鋼板とコンクリートで構成される複合材を、高出力レーザーを用いて一度に切断する技術をレーザー廃止措置技術と定義し、紹介する。この技術の実用化により高速で、高効率で、低騒音の、レーザー切断技術の実現を目的としている。



図　実験室規模の切断実験

2-2. 実験室規模の技術開発

最初に図のような規模の実験室規模の技術開発を行った。初めに水平に設置した鋼板コンクリート複合材にレーザーを垂直に照射する実験を行い、次に垂直に設置した複合材にレーザーを水平に照射する実験を行った。レーザーは１０ｋＷのファイバーレーザーを用いた。照射方向を鋼板からコンクリートとする場合とその逆にコンクリートから鋼板とする場合の実験を行った。ガスの種類、圧力と流量、レーザー出力、レーザースポット径、スタンドオフ距離、仰角、後退角或いは前進角の依存性を計測した。垂直照射のほうが水平照射と比較して高速であった。

2-3. 実用規模の技術開発

次に実用規模の技術開発を行った。外径４ｍ高さ１.５ｍ、鋼板厚９mm コンクリート厚７５mm の円筒状試験体を製作して、切断速度と具体的な切断状況を確認した。レーザーは２０ｋＷと１２ｋＷのファイバーレーザーを使用した。実用距離で１００ｍｍ毎分、ごく短距離では１２０ｍｍ毎分の切断速度が得られている。

3. 結論

現在までにレーザー廃止措置技術として実用規模の試験体にて実用的な切断速度が得られた。条件付きではあるが開放空間で使用可能なレーザーヘッド、ロボットアーム、アシストガス、ビームダンプなどの必要最小限の周辺技術も得られた。

謝辞：この技術開発において以下の組織の方々に有償無償の多大なる協力を頂きました。ここにお礼申し上げます。

日本原子力研究開発機構、若狭湾エネルギー研究センター、松本機械株式会社、IPG フォトニクスジャパン株式会社、

株式会社レーザックス、Wuhan Raycus Fiber Laser Technologies Co., Ltd.

---

*Eisuke John Minehara[1], Mitsuhiro Sato[2], Kazuya Kikawada[2], Hisashi Imai[2], Tetsuo Uno[2], Shuichi Yamaguchi[2], and Takashi Hasegawa[1], [1]LDD Corporation., [2]HAZAMA ANDO CORPORATION

ふげんにおけるクリアランス測定作業と今後の課題

Clearance measurement operation and challenges for the future in Fugen.

*山本 耕輔[1]，川越 慎司[1]，土田 大輔[1]，毛利 直人[1]

[1]JAEA

新型転換炉原型炉ふげん(以下「ふげん」という。)は、2008 年 2 月に認可を受けた廃止措置計画に基づき、廃止措置作業を進めており、クリアランス制度を適用し、廃止措置によって発生する低レベル放射性廃棄物の低減を図るとともに、クリアランス物は再利用することとしている。廃止措置計画の認可以降からクリアランス制度適用に向けた準備を進めており、2015 年 2 月にクリアランス申請を行い、2018 年 8 月に認可され、2018 年 12 月 10 日よりタービン建屋内の一部設備を対象にクリアランスにおける測定及び評価を開始した。現在までにおける当該作業及び今後の課題について報告する。

キーワード：ふげん，廃止措置，クリアランス

1. 緒言

ふげんではクリアランス対象物の物量を約 40,000 トン(金属：約 4,000 トン、コンクリート：約 36,000 トン)と算定しており、2033 年度の廃止措置完了までに搬出する計画としている。このため、解体撤去物の除染及び測定に係わる設備等を順次導入し、除染作業を 2012 年 5 月より開始した。また、クリアランス測定に係わる申請については、廃止措置認可以降に解体を実施してきたタービン建屋の一部設備の約 1100 トンの解体撤去物について、2015 年 2 月にクリアランスの測定及び評価に係わる認可申請を行い、2018 年 8 月に原子力規制委員会から認可を受け、同年 12 月 10 日よりクリアランス測定及び評価を開始し、2018 年度に測定した約 49 トンについて 2019 年 11 月 12 日にクリアランス物としての確認証が交付された。

2. クリアランスに係わる作業

クリアランス業務として、分別・細断(必要に応じて)、除染、測定及びそれら前後の保管管理等がある(図 1,2,3,4 参照)。これら一連のフローを安定的に継続することが廃止措置の計画的な進展には有効である。そのためには、対象物の測定条件(表 1 参照)を満たすこと及び各作業における処理量を均一化しつつ全体的な処理量を増加させることが廃止措置を計画的に進める上で重要となる。これまでのクリアランス作業を検証及び評価し、今後の課題を抽出した。

表 1. ふげんにおけるクリアランス対象物の主な測定条件

材質	金属（炭素鋼及びステンレス鋼）
形状	単純形状のもの（平板，半割配管，配管等の表面汚染密度測定が可能なもの）
寸法	78cm×78cm 以下，高さ 40cm 以下
重量	30～100kg


図 1.細断作業


図 2.除染作業

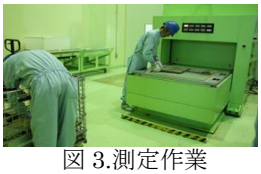

図 3.測定作業


図 4.保管管理(屋外倉庫)

3. 今後の課題

クリアランス対象物の中には重量が軽く寸法が大きいものが一定の割合で存在することから、寸法条件以内で重量下限値である 30kg を満たさない測定単位がある。現在は追加の細断を実施することとしているが、今後の細断する際の寸法及び重量について見直す必要がある。また、作業量を加速化する上で作業方法の見直しや効率化を図る工夫が必要である。

4. 結論

廃止措置計画完了までにふげんからクリアランス物として搬出するために、各作業の負担軽減措置や作業体制の変更等の改善を行うことで全体的な処理量の増加が見込めることから今後取り入れていく予定である。

*Kosuke Yamamoto[1], Shinji Kawagoe[1], Daisuke Tsuchida[1] and Naoto Mori[1]　[1]JAEA.

TG-DTA を用いた水素化ナトリウムの熱分解挙動の研究

A Study on Thermal Decomposition Behavior of Sodium Hydride with TG-DTA

*河口 宗道[1]

[1]日本原子力研究開発機構

ナトリウム冷却高速炉の廃止措置における作業員の被ばく低減のために、コールドトラップ（C/T）の解体手法を高度化する必要がある。本研究は、C/T に堆積している水素化ナトリウム（NaH）の加熱分解処理の基礎研究として、TG-DTA による NaH の熱分解温度／速度を測定したので報告する。

キーワード：高速炉，廃止措置，コールドトラップ，水素化ナトリウム，TG-DTA，熱分解

1. 緒言

C/T は冷却材のナトリウムを純化する設備であり、その内部には燃料の核分裂反応によって発生する放射性物質のトリチウムや蒸気発生器等から拡散した水素がナトリウム化合物となって捕獲される。この捕獲された化合物を解体前に加熱分解処理によりガス化／分離させる技術を確立することで作業員の被ばく低減化が達成できると考えている。本研究は C/T の加熱分解処理の基礎研究として、TG-DTA による NaH の熱分解温度／速度を測定した。

2. 実験

2-1. 測定条件　TG-DTA 装置（ネッチジャパン社製 STA2500）により Sigma-Aldrich 社 から購入した NaH 試薬（純度 95.3%）の熱分解挙動を測定した。測定には Al_2O_3 パン内に NaH 試薬 12 mg を分量し、高純度 Ar ガス雰囲気下で 4 種類の加熱速度 β =2.0, 5.0, 10.0, 20.0 K/min の条件下で測定した。さらに温度を一定にした熱分解曲線から各温度の熱分解速度を測定した。

2-2. 測定結果　500－800K における NaH の TG-DTA 曲線を図 1 に示す。β =2.0 K/min で熱分解温度 T_m は 590K であった。これは、文献[1]の 701K より 111K 低い結果である。また熱分解に伴う重量減少は 10 K/min で 3.96 wt.%であり、NaH（分子量: 24 g/mol）中の H の量である 4.17wt.%より 0.21wt.%だけ小さかった。使用した NaH 試薬の純度は 95.3%であることを考慮すると、熱分解に伴う重量減少量は 3.97wt.%となるため、熱分解温度 T_m において NaH の水素が全量放出したものと考えられる。

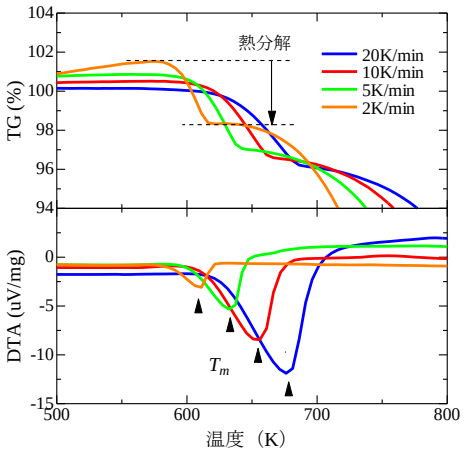


図 1. NaH の TG-DTA 曲線

2-3. 熱分解速度　本実験で得られた TG-DTA 曲線からキッシンジャープロットを作成し、近似曲線から活性化エネルギーE_a=63.7 kJ/mol を求めた。また、熱分解温度 T_m=590K における熱分解速度は 0.68 μg/s であった。得られた熱分解速度と一定温度における熱分解曲線の実験結果と比較した。

3. 結論

C/T の解体手法の高度化の研究の一環として、TG-DTA により NaH の熱分解挙動を測定した。β =2.0 K/min で熱分解温度 T_m は 590K であり、重量減少量から全量の水素が放出したことが分かった。またキッシンジャープロットから熱分解速度式を得て、一定温度における熱分解曲線と比較した。これらの結果より、C/T 内のナトリウム化合物からトリチウムをガス化／分離させる加熱分解処理は有効と考えられる。

参考文献

[1] A. San-Martin, F. D. Manchester, Bulletin of Alloy Phase Diagrams, 11[3], pp 287–294, 1990.

*Munemichi Kawaguchi[1], [1]Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

廃止措置の作業現場における課題の分析

Analysis of technical problems on decommissioning work-site activities

*田邉一裕[1,9]，柳原　敏[2,9]，井口幸弘[3,9]，瀧谷啓晃[3,9]，成川　薫[4,9]，小橋宏昭[5,9]，
青山善春[6,9]，飯田桂一[7,9]，栁田顕宏[7,9]，村山一成[8,9]，小栗第一郎[9]
[1]関電プラント，[2]福井大学，[3]JAEA，[4]東京エネシス，[5]ＩＨＩ，[6]興研，[7]日進機工，
[8]マコー，[9]原子力デコミッショニング研究会

廃止措置工事の経験を有する幾つかの会社へのアンケート調査により、作業現場における様々な課題を抽出するとともにその内容を分析した。この結果、サイト環境に係る懸念、知識・技術の継承などの課題が明らかになった。本格化する廃止措置工事を安全･効率的に実施する上で抽出された課題の解決は重要である。

キーワード：廃止措置、現場の課題、技術伝承、解体、除染、廃棄物処理

1. 緒言

わが国では 26 基の原子力発電所において廃止措置工事または準備が進められている。廃止措置工事では作業員が工具を用いて解体や除染に従事する作業が多くを占めるため、これまでの現場経験や知見を有効に生かすことが重要であり、そのためには作業現場か抱える課題や作業者の「声」を整理・分析することが必須ある。そこで、廃止措置工事の経験を有する会社の現場に対してアンケート調査し、課題を分析した。

2. 方法

「原子力施設に必要な物、技術について」と題してアンケート調査を実施した。その内容は、「現地工事にて困ったこと」とそれに対する「現場に必要な物、技術」について記載を依頼するものである。また、回答があった内容を、現場作業の経験を有する「現場の課題タスクチーム」により分析し、原因と要因の関係を整理した。

3. 結果と考察

調査の結果 176 件の回答が得られた。その内容を分析し、課題を「技術」、「サイト環境（ルール、作業環境など）」、「知識・技量の伝承」の３つに大分類した。図 1 にアンケート調査の集計結果を示す。「サイト環境」に起因する課題が最も多く 46%、「技術」が 36%、「知識・技量の伝承」が 18%結果であった。

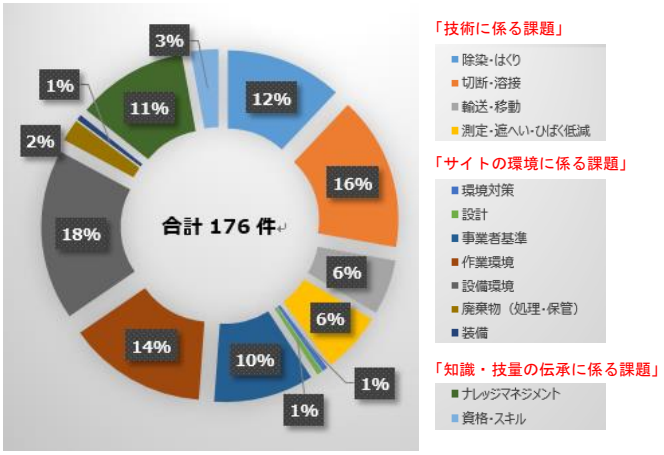


図 1.アンケート調査集計結果

例えば、「サイト環境」については、発電所毎に放射線管理のルールが異なること、「技術」については、使用した工具を別のエリアに移動させる場合ふき取りによる除染が困難で時間のロスがあること、さらに、切断工法については、熱的切断は速度が速いものの火災対策のため利用できず作業が非効率になる、などの意見があった。「知識・技量の伝承」については、熟練技術者の多くが定年により一斉退職する時期を迎えており人材不足が懸念されるとの回答があった。

現場からの回答を総合的に分析すると、廃止措置工事を進める上で、作業者のマインドチェンジ、合理性の確保、推進文化の醸成が現場でも求められていることが明らかになった。

4. 結言

廃止措置工事の作業現場において、困ったこと、改善が必要なこと、事業者や国のルールに係る課題、人材の確保など様々な課題が存在することが明らかになった。今後、さらに分析を進め、懸案事項、課題、対応策の具体的な内容を洗い出すとともに、規制当局、事業者、施工者で情報共有し、安全で効率的な廃止措置工事を実現するために、現場で直面する問題の解決に向けた検討を進める。

---

*Kazuhiro Tanabe1,9, Satoshi Yanagihara2,9, Yukihiro Iguchi3,9, Hiroaki Takiya3,9, Isao Narikawa4,9, Hiroaki Kobashi5,9, Yoshiharu Aoyama6,9, Keiichi Iida7,9, Akihiro Yanagida9,7, Kazunari Murayama8,9, Daiichiro Oguri9 (1.Kanden Plant Corporetion, 2.Fukui University, 3.Japan Atomic Energy Agency, 4.TOKYO ENERGY & SYSTEMS INC., 5.IHI Corporation, 6. KOKEN LTD., 7.Nissin Kiko Co.,LTD., 8.MACOHO CO.,LTD., 9.Association for Nuclear Decommissioning Study)

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

[2D01-05] Waste 1

Chair:Taishi Kobayashi(Kyoto Univ.)

Tue. Mar 17, 2020 10:00 AM - 11:25 AM Room D (Lecture Bildg. L 1F L-1)

[2D01] Technical options of radioactive waste management for the second half of the 21st Century, in consideration of Pu utilization and less environmentally impacted geological disposal

*Go Chiba[1], Yu Kobayashi[1], Tomofumi Sakuragi[2], Hidekazu Asano[2] (1. Hokkaido Univ., 2. RWMC)

10:00 AM - 10:15 AM

[2D02] Technical options of radioactive waste management for the second half of the 21st Century, in consideration of Pu utilization and less environmentally impacted geological disposal

*Tomofumi Sakuragi[1], Hidekazu Asano[1,2], Eriko Minari[2], Tomohiro Okamura[2], Masahiko Nakase[2], Kenji Takeshita[2], Inagaki Yaohiro[3], Yuichi Niibori[4], Seichi Sato[5] (1. RWMC, 2. Tokyo Tech, 3. Kyushu Univ., 4. Tohoku Univ., 5. Hokkaido Univ.)

10:15 AM - 10:30 AM

[2D03] Technical options of radioactive waste management for the second half of the 21st Century, in consideration of Pu utilization and less environmentally impacted geological disposal

*Tomohiro Okamura[1], Eriko Minari[1], Kota Kawai[1], Masahiko Nakase[1], Hidekazu Asano[2], Kenji Takeshita[1] (1. Laboratory of Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology, 2. Radioactive Waste Management Funding and Research Center)

10:30 AM - 10:45 AM

[2D04] Technical options of radioactive waste management for the second half of the 21st Century, in consideration of Pu utilization and less environmentally impacted geological disposal

*Eriko Minari[1], Tomohiro Okamura[1], Masahiko Nakase[1], Hidekazu Asano[2], Kenji Takeshita[1] (1. Tokyo Tech, 2. RWMC)

10:45 AM - 11:00 AM

[2D05] Technical options of radioactive waste management for the second half of the 21st Century, in consideration of Pu utilization and less environmentally impacted geological disposal

*Hidekazu Asano[1,2], Tomofumi Sakuragi[1], Eriko Minari[2], Tomohiro Okamura[2], Masahiko Nakase[2], Kenji Takeshita[2], Yaohiro Inagaki[3], Yuichi Niibori[4], Seichi Sato[5] (1. RWMC, 2. Tokyo Tech, 3. Kyushu Univ., 4. Tohoku Univ., 5. Hokkaido Univ. Emeritus)

11:00 AM - 11:15 AM

©Atomic Energy Society of Japan

21 世紀後半に向けた廃棄物管理の選択肢：Pu 利用推進と環境負荷低減型地層処分に関する研究（12）高速炉サイクルから発生する TRU 廃棄物の特性評価

Technical options of radioactive waste management for the second half of the 21st Century, in consideration of Pu utilization and less environmentally impacted geological disposal, (12) Evaluation of property of TRU wastes from fast reactor fuel cycle

*千葉 豪[1]，小林 優[1]，桜木 智史[2]，朝野 英一[2]
[1]北大，[2]原環センター

高速炉サイクルから発生する TRU 廃棄物のうち，ハルが含まれる廃棄体の発熱率を評価した．

キーワード：高速炉サイクル，使用済み燃料再処理，TRU 廃棄物，MOX 燃料高速炉

1. 背景　核燃料サイクルの課題に対し，フロントエンド・バックエンドのいずれも含む横断的視点で向き合うことの重要性が指摘されている[1]．その観点から，これまでに，軽水炉使用済み燃料の再処理の際に発生する TRU 廃棄物の地層処分時の熱的影響に関する検討などが行われている[2]．MA 核種のリサイクルを図る高速炉システムにおいては，軽水炉サイクルとは異なり MA の大部分はリサイクルされるため，廃棄物の物量の低減が期待されるが，再処理の過程での TRU 廃棄物の発生は避けられない．その量は高レベル廃棄物処分場面積の 1%程度のスペースで対応できる程度とされているが[3]，高速炉サイクルにおける種々の前提条件（MA の回収率等）は今後も変わり得ることから，異なる前提条件に対して TRU 廃棄物の発生量を評価可能としておくことは重要である。本検討では，TRU 廃棄物のうちハルを含む廃棄体（HW）の特性評価を行った．

2. 評価方法　高速炉システムとして FS フェーズ II で構築された大型 Na 冷却 MOX 燃料高内部転換型代表炉心[4]に着目し，この高速炉サイクルから発生する HW の発熱率を計算対象とした．高速炉燃料の再処理における HW への FP・アクチニド付着率は軽水炉燃料再処理と同一の条件[5]とした．また，高速炉サイクルからの HW はドラム缶での処分が想定されているが，本検討では軽水炉サイクルと同様にキャニスタでの処分を仮定し，1 キャニスタあたり 480kg の廃棄物が充填されるものとした[5]．HW に充填される廃棄物のインベントリは，北海道大学で開発しているコードシステム CBZ を用いて，高速炉全炉心モデルでの核燃料の燃焼・冷却計算で得た．

3. 評価結果　HW の発熱率を図 1 に示す．ここでは，燃料ピンセル計算に基づく軽水炉再処理からの HW の結果も併せて示す（軽水炉 HW についてはエンドピースも含む）．冷却期間が 10 年程度までは，高速炉サイクルの HW の発熱率は Co-60 の寄与により軽水炉サイクルからの HW と比べて大きい．また，冷却期間が数 10 年以降において，軽水炉 MOX と同様に，高速炉では Pu-238，Am-241 といったアクチニド核種により発熱率が上昇するが，軽水炉 MOX と比較してその程度は抑制されている．

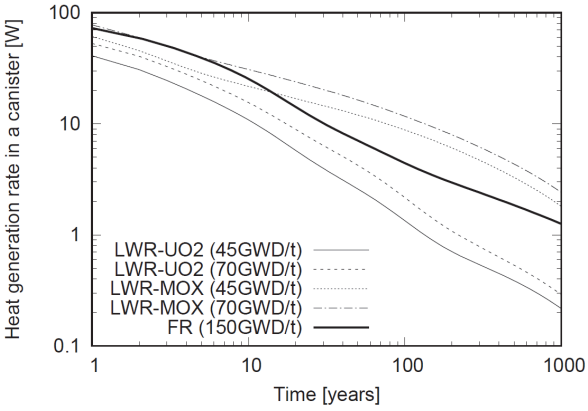


図 1 ハル（・エンドピース）廃棄体の発熱率

参考文献 [1] 佐藤正知、2012 年秋の大会・核燃料部会セッション. [2] F. Hirano, et al., JNST, **46**, 443-452 (2009). [3]河田東海夫、2019 年秋の大会・新型炉部会セッション. [4] JAEA-Research 2006-042 (2006). [5] JNC TY1400 2005-013 (2005).

*Go Chiba[1], Yu Kobayashi[1], Tomofumi Sakuragi[2], and Hidekazu Asano[2]
[1]Hokkaido Univ., [2]RWMC

21 世紀後半に向けた廃棄物管理の選択肢：Pu 利用推進と環境負荷低減型地層処分に関する研究（13）軽水炉による Pu 利用における廃棄物処理処分の課題

Technical options of radioactive waste management for the second half of the 21st Century, in consideration of Pu utilization and less environmentally impacted geological disposal
(13) Waste management issues arising from Pu burning in LWR

*桜木智史[1]，朝野英一[1,2]，岡村知拓[2]，三成映理子[2]，中瀬正彦[2]，竹下健二[2]，稲垣八穂広[3]，新堀雄一[4]，佐藤正知[5]
[1]原環センター，[2]東工大，[3]九大，[4]東北大，[5]北大名誉

プルトニウム利用の推進に当たっては，廃棄物対策も見据えた取り組みが求められる．使用済み MOX 燃料の発熱率は顕著であり，MA 核種の発熱特性に着目した地層処分への影響評価の先行例がある．効果的な廃棄物対策には燃料特性，再処理，地層処分の各条件を考慮することが重要である．MOX 燃料由来のガラス固化体の地層処分に対し，MA 分離を含めたサイクル条件の影響を検討するための課題を考察した．

キーワード：地層処分，核燃料サイクル，プルトニウム，MOX 燃料，ガラス固化体，発熱量

1. 緒言　我が国ではプルサーマルによって発生した使用済み MOX 燃料の再処理について具体的な事業計画は存在しない. 一方でプルサーマル燃料は 2016 年に施行された再処理等拠出金法[1]の対象であり, 将来, 再処理される方針と現時点では判断される．そのため，MOX 燃料の再処理に関わる多様なプロセス条件と再処理廃液のガラス固化体（MOX ガラス固化体）の廃棄物特性等についてあらかじめ検討することが，余剰プルトニウム対策を含めた核燃料サイクル路線の継続や将来の地層処分の負荷低減にとって重要と考えられる．ここでは先行研究での予察的な評価結果を参考に，具体的な評価や研究を進めるうえでの着目点や課題について検討する．

2. 先行研究の知見　軽水炉利用の MOX 燃料由来の廃棄物の処理処分に関する評価として，これまでに使用済み MOX 燃料や MOX ガラス固化体の発熱率の評価，さらに処分場への熱影響評価が試みられている[2-4]．UO_2 燃料と比較した使用済み MOX 燃料の特徴として，マイナーアクチナノイド（MA）の増加による発熱率の増加とその影響の長期化が挙げられる[2,3]．そのため，MOX ガラス固化体の地層処分を従来の概念[5]にそのまま適用すると，緩衝材の制限温度を上回るため，ガラス固化体の廃棄物含有率の低減や廃棄体専有面積の増加等の対策が必要となる[3,4]．また，使用済み燃料の再処理までの期間（冷却期間）が長期化することで Am-241 含有量が増加し，発熱量が UO_2 ガラス固化体と同等まで低下するのに（例えば 0.35 kW/体）数百年のガラス固化体貯蔵期間を要する試算結果となる[3]．冷却期間の長期化が進むなか，MA 核種の分離が有望な技術オプションとして挙げられ，その効果が報告されている[3,4].

3. 軽水炉 Pu 利用における廃棄物処理処分の課題　MOX ガラス固化体の地層処分の負荷低減評価では，発熱対策として MA 分離が期待されるが，燃料サイクル条件は多様であると共に，地層処分は潜在的に種々の柔軟性を有するため（例えば緩衝材の制限温度や定置方式），多角的な視点からの検討の継続が求められる．特に，MOX 燃料の燃焼条件，MA 分離割合，廃棄物含有率，冷却期間等の相関を現実性に留意して定量化，整理すると共に，低含有ガラス固化体や UO_2 燃料再処理廃液との混合ガラス固化体等の技術オプションの効果の検討[4]も重要である．一方で，UO_2 燃料由来の廃棄物との単純比較ではなく，独自の視点や評価指標を用いることで地層処分の負荷影響を合理的に評価できる可能性がある．より俯瞰的には，使用済み MOX 燃料の直接処分との比較検討もサイクル課題と位置づけられる．上記課題の一部に対してシリーズ発表(14)～(16)で定量的に評価，考察する．

参考文献

[1] 原子力発電における使用済燃料の再処理等の実施に関する法律．[2] Inagaki Y., et al., J. Nucl. Sci. Technol., 46 (7), 677-689, (2009). [3] Kawai K., et al., J. Nucl. Sci. Technol., 55 (10), 1130-1140, (2018). [4] 三成ら，日本原子力学会 2019 春の大会 1C19（茨城大学）．[5] 核燃料サイクル開発機構，地層処分研究開発第 2 次取りまとめ，平成 11 年.

*Tomofumi Sakuragi[1], Hidekazu Asano[1,2], Tomohiro Okamura[2], Eriko Minari[2], Masahiko Nakase[2], Kenji Takeshita[2], Yaohiro Inagaki[3], Yuichi Niibori[4], and Seichi Sato[5, 1]RWMC, [2]Tokyo Tech., [3]Kyushu Univ., [4]Tohoku Univ., [5]Professor Emeritus, Hokkaido Univ.

21 世紀後半に向けた廃棄物管理の選択肢：Pu 利用推進と環境負荷低減型地層処分に関する研究
(14) 使用済 MOX 燃料の発熱特性と地層処分場の温度特性への影響

Technical options of radioactive waste management for the second half of the 21st Century, in consideration of Pu utilization and less environmentally impacted geological disposal,
(14) Thermal property of spent MOX fuel and its effect on geological disposal

*岡村 知拓[1]，三成 映理子[1]，川合 康太[1]，中瀬 正彦[1]，朝野 英一[1,2]，竹下 健二[1]
[1]東京工業大学 先導原子力研究所，[2]原子力環境整備推進・資金管理センター

使用済 MOX 燃料の処分方法の選択肢の 1 つとして，直接処分に着目し，燃焼度と使用済燃料（SF）冷却期間が変化した場合の使用済 MOX 燃料の発熱特性について考察した．また，直接処分第 1 次取りまとめ[1]を参考に，使用済 MOX 燃料を直接処分した場合の地層処分場の熱解析を実施した．

キーワード：高レベル放射性廃棄物，地層処分，MOX 燃料，高燃焼度化，直接処分

1. 緒言 我が国の第 5 次エネルギー基本計画において，プルサーマル発電の推進が求められている．プルサーマル発電から生じる使用済 MOX 燃料の取扱いのオプションとして，軽水炉でのマルチリサイクル，高速炉サイクルでの利用，直接処分等が想定される．故に，多様な使用済 MOX 燃料利用に対応しうる SF 対策を先行的に評価，研究しておくことが必要である．既往の研究では使用済 MOX 燃料の燃焼度と SF 冷却期間に着目し，使用済 MOX 燃料の発熱特性に関する報告がある[2][3]．一方，多様な SF 対策のオプション研究の観点からは，SF 中の核種組成に留意した、長期の発熱特性を評価，把握しておくことが重要である．本研究では，様々な燃焼度の使用済 MOX 燃料を直接処分することを仮定し，使用済 MOX 燃料の長期（炉取出し～10^7 年）にわたる発熱特性について考察した．さらに，使用済 MOX 燃料の直接処分を想定した場合の地層処分場の熱解析を実施した．

2. 計算条件 MOX 燃料を加圧水型軽水炉（PWR）で燃焼度 28，45，55 GWd/tHM で燃焼することを仮定した．燃焼計算には ORIGEN2.2UPJ[4]を使用し，実行断面積ライブラリには ORLIBJ40[5]を用いた．使用済 MOX 燃料の地層処分は直接処分第 1 次取りまとめを参考に，COMSOL Multiphysics code[6]を用いて熱計算モデルを構成し，人工バリアの 1 つである緩衝材の温度を評価した．

3. 結果および考察 各燃焼度における使用済 MOX 燃料の発熱量と燃焼度 45 GWd/tHM における主要発熱核種の発熱量推移を図 1 に示す．使用済 MOX 燃料の発熱量は低燃焼度であっても，直接処分第 1 次取りまとめで示された使用済 UO_2 燃料の発熱量（図 1 赤色実線）よりも高くなる．主要発熱核種としては，炉取出しから比較的初期では Cs や Sr，MOX 燃料特有の Pu-238 や Cm-244 が高い発熱への寄与を有している．また，炉取出し後 100 年前後から Am-241 が発熱量の支配核種となり，その後は Pu-239 や Pu-240 が支配核種となる．また，使用済 MOX 燃料の直接処分を想定し，処分場の熱解析を行った結果，MOX 燃料特有の高い発熱量が処分場面積に影響を与えることが示唆された．使用済 MOX 燃料特有の発熱特性評価においては，標準となる条件組合せを設定し，SF 対策のシナリオを比較評価することが望ましい．

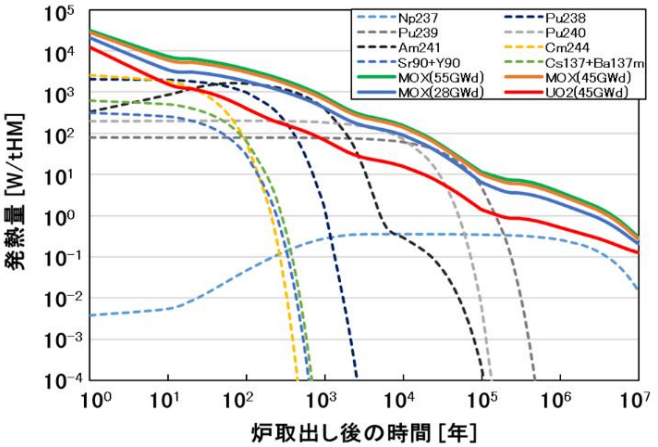


図 1 炉取出し後の使用済 MOX 燃料の発熱特性と発熱寄与核種

参考文献
[1] JAEA-Research 2015-016 [2] Y. Inagaki, et al., J. Nucl. Sci. Technol, 2009 [3] K. Kawai, et al., J. Nucl. Sci. Technol, 2018 [4] Transmittal memo of CCC-371/17, 2002 [5] JAEA-Data/Code 2012-032 [6] COMSOL, COMSOL Multiphysics 5.5, 2019

*T. Okamura[1], E. Minari[1], K. Kawai[1], M. Nakase[1], H. Asano[1,2], K. Takeshita[1], [1]Tokyo Tech., [2]RWMC.

21 世紀後半に向けた廃棄物管理の選択肢：Pu 利用推進と環境負荷低減型地層処分に関する研究　（15）MOX 使用済燃料由来ガラス固化体処分における MA 分離効果と発熱特性を考慮した標準ケースの検討

Technical options of radioactive waste management for the second half of the 21st Century, in consideration of Pu utilization and less environmentally impacted geological disposal (15) Study on setting a standard case of the MOX vitrified waste disposal and the effect of MA separation to the thermal property

*三成映理子[1]　岡村知拓[1]　中瀬正彦[1]　朝野英一[1,2]　竹下健二[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 [2]原子力環境整備促進・資金管理センター

軽水炉/MOX 使用済燃料由来ガラス固化体の地層処分を想定し，処分時における標準ケースを設定することを目的として，燃焼度，使用済燃料の冷却期間，核種分離割合およびガラス固化体廃棄物含有率といったサイクル条件を変えて感度解析を行うことによる発熱量低減効果を検討した．

キーワード：放射性廃棄物管理，核燃料サイクル，核種分離，ガラス固化，MOX 燃料，地層処分，MA 分離

1. 緒言　MOX 燃料由来のガラス固化体（MOX ガラス固化体）における MA 核種，その中でも ^{241}Am による発熱への寄与が顕著であることから，処分場負荷の削減には MA 分離が有効である[1]．一方，負荷評価を定量化するためには，発熱特性に関連する MA 分離を含むサイクル条件と処分場の設計条件を組合せた検討・評価が必要となる．本研究では MOX ガラス固化体について，廃棄物含有率，ガラス固化体 1 本当りの処分場専有面積，使用済燃料冷却期間，及び MA 分離割合に着目し，MOX 燃料特有の負荷傾向を発熱量の観点から分析し，評価における標準ケースを検討した．

2. 計算条件　MOX 燃料の中の核種生成，崩壊計算，再処理計算に ORIGEN2.2-UPJ[2]を用い，断面積ライブラリは JENDL4.0 を用いた．燃焼度は 45GWD/tHM として，①ガラス固化体の廃棄物含有率を 11～25wt%程度まで変化させ，②ガラス固化体 1 体当りの処分場専有面積を 44.4m^2 から 150m^2 程度まで拡大，③MOX 使用済燃料の冷却期間を 4 年から 100 年程度まで延長，④MA 分離割合の変化 0～99%，の様々な条件設定下で，埋設時の緩衝材の温度上昇の時間変化を比較検討した．熱計算には，COMSOL Multiphysics code[3]を用い，計算モデルは UO_2 燃料由来ガラス固化体と同様に硬岩系岩盤（深度 1,000 m）の竪置き方式とした．

3. 結果および考察　図 1 は使用済燃料冷却期間 4～100 年の場合における CAERA 指標（処分場単位面積当りの酸化物換算廃棄物重量）[4]による MA 分離の効果を示したものであり，緩衝材の温度と廃棄物含有率，MA 分離割合の関係を整理したものである． MA 分離割合を増加するほど，発熱量が低減され，CAERA 値が増加傾向にあることがわかる．MA70%分離の場合，100℃を下回る最大の CAERA 値は 0.36 kg/m^2 だが，MA90%分離では 0.99 kg/m^2，MA99%分離では，1.35 kg/m^2 という結果となった．このように， MA 分離により効果的に発熱量を低減できること，また廃棄物の高充填化により，処分場負荷が低減されることが示された．しかし，こうした効果を定量的に比較，評価するためには，MOX ガラス固化体の負荷特性の検討・評価を可能とする標準ケースを持つことが重要である．そこで本研究では，使用済燃料の冷却期間が長期化したとしても，MA 分離を適用せずに緩衝材温度を所定の値に維持できる含有率 12wt%，専有面積 60m^2 をひとつの標準ケースとして設定することで，処分負荷の傾向を分析し，MA 分離や廃棄物含有率の変化といった負荷特性と対応する技術オプションの影響検討が可能となることを提示した．

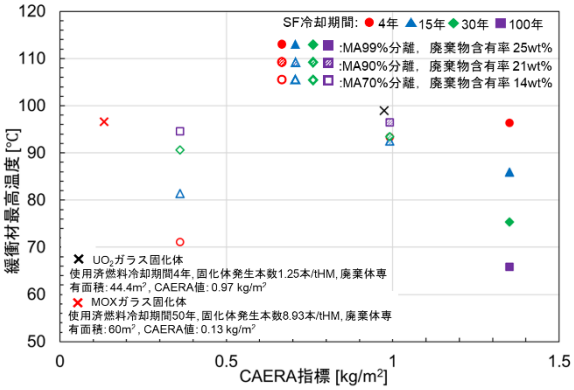


図 1 MOX ガラス固化体の地層処分における MA 分離効果：CAERA 指標の値と緩衝材最高温度の関係

参考文献　[1] 三成映理子等，日本原子力学会 2019 春の大会，放射性廃棄物処分と環境，1C19

[2] K. Suyama, J. Katakura, M. Ishikawa and Y. Ohkawachi, JAERI-Conf 98-003, 1998

[3] COMSOL 2016. *COMSOL Multiphysics 5.2a*, Heat Transfer Module. COMSOL AB, Stockholm

[4] 日本原子力学会 2018 年春の大会，放射性廃棄物処理，3O13～16

*Eriko Minari[1], Tomohiro Okamura[1], Masahiko Nakase[1], Hidekazu Asano[1,2], and Kenji Takeshita[1], [1]Tokyo Tech., [2]RWMC

21 世紀後半に向けた廃棄物管理の選択肢：Pu 利用推進と環境負荷低減型地層処分に関する研究（16）MOX 燃料を利用する原子力システムにおける廃棄物の負荷評価

Technical options of radioactive waste management for the second half of the 21st Century, in consideration of Pu utilization and less environmentally impacted geological disposal, (16) Load evaluation of geological disposal for MOX fuel-derived wastes

*朝野英一[1,2]，桜木智史[1]，三成映理子[2]，岡村知拓[2]，中瀬正彦[2]，竹下健二[2]，稲垣八穂広[3]，新堀雄一[4]，佐藤正知[5]

[1]原環センター，[2]東工大，[3]九大，[4]東北大，[5]北大名誉

軽水炉/MOX 由来の高レベル廃棄物処分に関して，燃料製造に始まる多様なサイクル条件の組合せが地層処分に及ぼす影響を廃棄体の発熱特性に着目し，燃料製造及び処分に至るプロセスの関連性に基づいて，処分場での負荷低減とサイクル条件最適化に関する評価手法を考察した．

キーワード：放射性廃棄物管理，MOX 燃料，再処理，核種分離，ガラス固化，地層処分

1. 緒言　MOX 燃料由来のガラス固化体(MOX ガラス固化体)は MA 核種，その中でも Am-241 による発熱への寄与が顕著となり，地層処分場の緩衝材の温度は，ガラス固化体埋設後数百年後に最高値に達する可能性がある．廃棄物の発熱量増加は処分場面積という物量の視点での負荷を増加させる．一方，負荷の定量的な評価には比較対象とする基準点を持つことが必要である．本研究では MOX ガラス固化体について，廃棄物含有率，ガラス固化体 1 本当りの処分場専有面積，及び使用済燃料冷却期間に着目し，発熱量に起因する MOX 燃料特有の熱負荷の分析から，評価における標準形の在り方について考察を行った．

2. 負荷の評価　MOX 燃料の燃焼度を 45GWd/tHM として，①ガラス固化体の廃棄物含有率を 21wt%から 11～12wt%程度まで低下，②ガラス固化体 1 体当り処分場専有面積を 44.4m^{2}から 150m^{2}まで拡大，③MOX 使用済燃料の冷却期間を 4 年から 100 年程度まで延長，の 3 つの条件設定の下で，前報(15)と同様の手法で計算を行い埋設時の緩衝材の温度上昇の時間変化を比較した．処分場概念は UO_2 燃料由来ガラス固化体と同様，地下 1,000m 花崗岩，竪置きとした．

3. 結果および考察　MOX ガラス固化体の製造条件を UO_2 ガラス固化体と同様の 1.25 本/tHM とした場合，MA 核種の発熱特性が顕著に現れ，埋設後数百年で緩衝材は最高温度に達するが，使用済燃料の冷却期間が短い方が最高温度は低くなる．緩衝材最高温度が 100℃を下回る条件に着目して，UO_2 ガラス固化体 1 本当りの専有面積と同様の 44.4m^{2}に埋設した場合を比較すると使用済燃料冷却期間が長期化しても所定の処分場に埋設可能であるが，ガラス固化体発生量が増加し廃棄物含有率が低下した．図 1 に筆者らが導入した CAERA 指標(処分場単位面積当りの酸化物換算廃棄物重量)[1][2]による UO_2 ガラス固化体との比較を示す．MOX ガラス固化体の埋設では，発熱特性に着目した負荷低減効果の評価が必要であり，サイクル条件を分野横断的に俯瞰した MOX ガラス固化体の標準形を設定することが望ましい．その為にはサイクル条件の考慮範囲とその値の組合せに関する検討が不可欠となる．その際，MA 核種の分離効果と MOX/UO_2 燃料由来高レベル廃液の混合の考慮[3]は MOX ガラス固化体の負荷評価における大きな特徴になると考えられる．

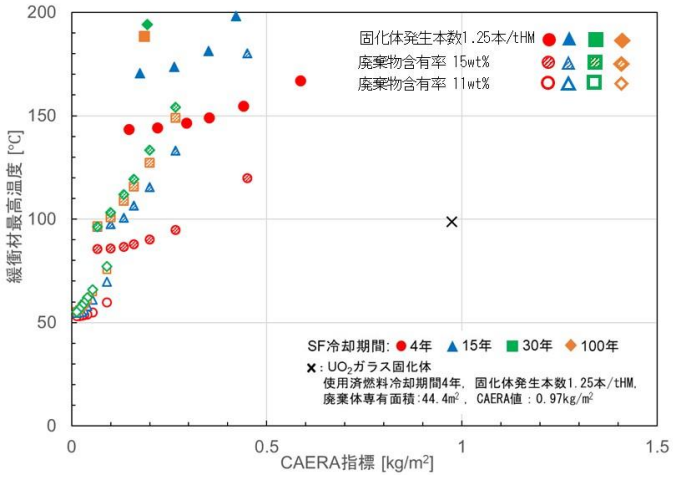


図 1　MOX ガラス固化体の地層処分における CAERA 指標の値と緩衝材最高温度の関係

参考文献

[1] 日本原子力学会 2018 年春の大会，放射性廃棄物処理，3O13～16，[2] 朝野英一，原子力バックエンド研究，Vol.25, No.2, Dec. 2018, [3] 三成映理子等，日本原子力学会 2019 春の大会，放射性廃棄物処分と環境，1C19

*Hidekazu Asano[1,2],Tomofumi Sakuragi[1],Eriko Minari[2],Tomohiro Okamura[2],Masahiko Nakase[2],Kenji Takeshita[2], Yaohiro Inagaki[3], Yuichi Niibori[4],and Seichi Sato[5], [1]RWMC, [2]Tokyo Tech.,[3]Kyushu Univ.,[4]Tohoku Univ.,[5]Professor Emeritus, Hokkaido Univ.

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

[2D06-09] Waste 2

Chair:Taiji Chida(Tohoku Univ.)

Tue. Mar 17, 2020 2:45 PM - 3:55 PM Room D (Lecture Bildg. L 1F L-1)

[2D06] Survey result of amount of radioactive wastes generated from research, industrial and medical facilities

*Toko Iwamura[1], Yoshiaki Sakamoto[1], Akihiro Sakai[1], Hisakazu Nakata[1] （1. JAEA ）

2:45 PM - 3:00 PM

[2D07] Applicability of original waste analysis method to incineration ash generated from nuclear power plants (II)

*mitsushi motoyama[1], yuuji matsunaga[2], kazuya joko[2], mitsuru iwasaki[3], kentaro aozuka[3], kouki ikedo[4] （1. JGC Corporation, 2. Kansai Electric Power Co.Inc, 3. Tohoku Electric Power Co.,Inc., 4. Chubu Electric Power Company,Incorporated）

3:00 PM - 3:15 PM

[2D08] Development of a decay heat estimation method for various fuel debris

*Masahiro Sakamoto[1], Kenichi Terashima[1], Taichi Matsumura[1], Manabu Fujita[2], Keisuke Okumura[1] （1. JAEA, 2. JPC）

3:15 PM - 3:30 PM

[2D09] Development of theoretical scaling factor method for ^{135}Cs caused by the Fukushima Daiichi NPP accident

*Kenichi Terashima[1], Masahiro Sakamoto[1], Taichi Matsumura[1], Manabu Fujita[2], Keisuke Okumura[1] （1. JAEA, 2. JPC）

3:30 PM - 3:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

研究施設等廃棄物の廃棄体物量調査結果

Survey result of amount of radioactive wastes generated from research, industrial and medical facilities.

*岩村 桐子[1]，坂本 義昭[1]，坂井 章浩[1]，仲田 久和[1]
[1]日本原子力研究開発機構

JAEA は研究施設等廃棄物の埋設事業の実施主体として今後の事業計画に資するため JAEA 以外の廃棄物発生者に対する廃棄体物量調査を行った。廃棄体物量を発生施設及び廃棄体の性状毎に整理し、JAEA 以外の発生者の廃棄体の特徴を整理した。

キーワード：研究施設等廃棄物，埋設事業，廃棄体物量調査，廃棄体性状

1. 緒言　JAEA は研究施設等廃棄物の埋設事業の実施主体として事業への取り組みを進めているところであるが、JAEA のバックエンドロードマップの公表や各社の廃止措置実施方針の公表等を踏まえて、埋設事業計画に資するため JAEA 以外の発生者の廃棄体物量を調査した。本調査結果に基づき、埋設事業の対象となる廃棄体について、廃棄体物量を発生施設及び性状毎に整理し、その特徴について整理した。

2. 調査方法　調査対象者は、原子炉施設設置者、核燃料物質使用者、加工業者及び RI 法の廃棄業者の合計 146 社であり、アンケート形式により調査を行った。主な調査項目は処分レベル区分毎の廃棄体物量、廃棄物の内容物等の性状、廃棄物の主な汚染源の種類(βγ・ウラン系・TRU・RI 法と炉規法の重複規制)である。廃棄物の内容物から廃棄体等（コンクリート等廃棄物も含む）を金属、コンクリート、雑固体等(可燃・難燃・不燃物等)、均一・均質固化体に分類し、廃棄体物量を発生施設及び性状毎に整理、集計した。

3. 調査結果　146 社のうち 125 社の回答があり、そのうち 104 社から有意な廃棄体物量の回答があった。内訳は、原子炉施設設置者 7 社(4 社は核燃料物質使用者と重複)、核燃料物質使用者及び加工事業者 99 社(照射後試験施設を含む)、RI 法の廃棄業者が 2 社であった。このうちウラン系廃棄物を有するとの回答があったのは 46 社であり、うち 33 社はウラン系廃棄物のみを有するとの回答であった。

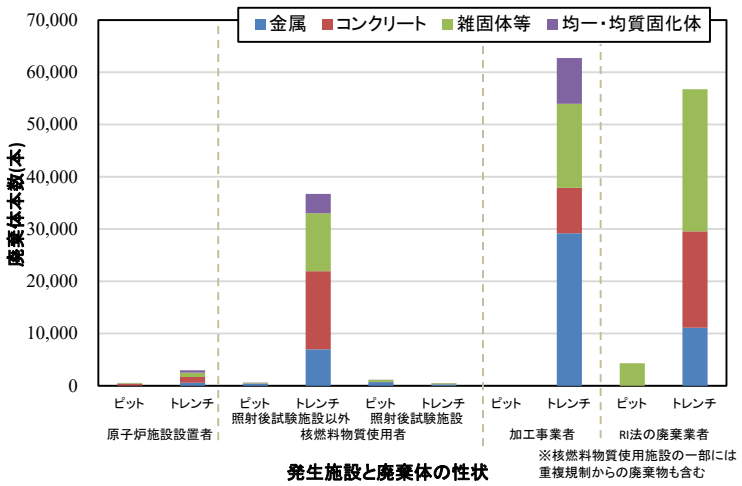


図 1　廃棄体物量

廃棄体物量(200L ドラム缶換算)はピット処分対象が約 6,800 本、トレンチ処分対象が約 162,800 本であった。このうち、廃棄物の種類では核燃料物質使用者及び加工業者から発生するウラン系廃棄物が全体の 53%、RI 法の廃棄業者から発生する RI 廃棄物が 37%と大部分を占めていることが分かった。廃棄体性状について整理した結果、トレンチ処分では金属・コンクリートが 57%、雑固体等が 35%であり、ピット処分では雑固体等が 75%、金属が 17%であった。したがって、JAEA 以外の発生者の廃棄体の特徴としてウラン系廃棄物と RI 廃棄物が大部分を占めていること、性状ではトレンチ処分において金属・コンクリート、ピット処分において雑固体等が半数を占めることが分かった。今後 JAEA ではこれらの特徴を踏まえた埋設事業を進める予定である。

---

*Iwamura Toko[1], Sakamoto Yoshiaki[1], Sakai Akihiro[1], Nakata Hisakazu [1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

原子力発電所から発生する焼却灰に対する原廃棄物分析法の適用性について（その２）

Applicability of original waste analysis method to incineration ash generated from nuclear power plants.

*本山 光志[1]，松永 勇二[2]，城古 和弥[2]
岩崎 満[3]，青塚 健太郎[3]，池戸 康樹[4]
[1]日揮(株)，[2]関西電力(株)，[3]東北電力(株)，[4]中部電力(株)

国内の原子力発電所にて，実際に発生している焼却灰を用いて，放射能濃度のばらつきの大きさを測定した。この結果から，廃棄体確認における焼却灰に対する原廃棄物分析法の適用性について検討した。

キーワード：焼却灰，廃棄体確認，放射能評価，原廃棄物分析法

１．緒言

原子力発電所から発生する焼却灰について、この廃棄体の放射能評価を行う際には、本発表（その１）で示したように、廃棄体化を行おうとする焼却灰全体を母集団とし、ここから採取した試料を用いた原廃棄物分析法を適用することが考えられる。この基本的な方法は、焼却灰を収納している全ての容器から少量の試料をランダムに採取し、これらを均一に混合して、難測定核種の放射能濃度を分析し、難測定核種とＫｅｙ核種との濃度比を求め、これに安全係数を乗じる。廃棄体確認時にはＫｅｙ核種濃度は非破壊検査装置で測定し、これに濃度比を乗じて、難測定核種の放射能濃度を求める。この適用方法を検討するため、国内のＰＷＲ及びＢＷＲにて、実際の焼却灰を用いて、（その１）に引き続き、放射能濃度のばらつきの大きさや粒径に応じた放射能分布を測定してきている。この結果から、本方法を適用する見通しが更に得られたことから、本発表を行うものである。

２．検討内容及び結果

発電所にて発生したドラムに収納されている焼却灰から、ドラム内の各部位から均等に試料を採取し、測定性及び検出性の観点から、Co-60 及び Ni-63 を代表核種として分析を行い、原廃棄物分析法を適用する上で必要な以下の検討結果を得た。

①放射能濃度及び濃度比の変動の大きさ（算術上の変動係数とした）は、炉型式、発生時期及び容器によらず、ほぼ一定の大きさとなること。

②容器内の焼却灰を混合することによる変動の大きさの低減効果は、少ないこと。これは、焼却灰自体の放射能濃度の変動の大きさが大きいためと考えられる。

③粒径分布に応じた放射能量の大きさから、粒径 10mm 以下の焼却灰が全体の大半を占めること

以上から、焼却灰の放射能濃度に関して、既に実施されている試験結果等も考慮し、Co-60 及び Ni-63 を含めた全ての難測定核種に、原廃棄物分析法を適用する方法を検討した。

３．原廃棄物分析法の適用方法例

焼却灰について、JIS K 0060 産業廃棄物のサンプリング方法を参考に、代表例として、以下のような原廃棄物分析法を適用することが考えられる。

・搬出したい焼却灰ドラムを一つの評価単位とする（例：50 本程度）
・全焼却灰ドラムから、粒径 10mm 以下の試料を少量ずつ採取し、これを混合して分析試料とする
・分析試料の難測定核種分析を行い、本評価単位共通の Co-60 との濃度比を、各難測定核種に対して算出する
・本検討で実施した検討から、全発電所共通で設定する安全係数を上記の濃度比に乗じる
・焼却灰を廃棄体化し、非破壊測定にて廃棄体単位で Co-60 濃度を測定し、上記で設定する安全係数を乗じた濃度比を用いて各難測定核種の放射能濃度を求める

謝辞

本検討に当たり，有識者としてご助言を頂きました，原子力安全研究協会 川上泰氏，東北大学 新堀雄一氏，明星大学 宮脇健太郎氏，国立環境研究所 肴倉宏史氏，原子力安全推進協会 北島英明氏の皆様に，感謝申し上げます。

*Mitsuhi Motoyama[1], Yuuji Matsunaga[2], Kazuya Jyoko[2], Mitsuru Iwasaki[3], Kentaro Aozuka[3] and Kouki Ikedo[4]
[1]JGC Co., [2]Kansai Electric Power Co., [3]Tohoku Electric Power Co., [4]Chubu Electric Power Company.

多種多様な燃料デブリの崩壊熱評価手法の開発

Development of a decay heat estimation method for various fuel debris

*坂本 雅洋[1]，寺島 顕一[1]，松村 太伊知[1]，藤田 学[2]，奥村 啓介[1]

[1]原子力機構，[2]JPC

福島第一原子力発電所（1F）事故により発生した燃料デブリの取出し時の冷却方法の検討や輸送・保管時の容器の除熱評価に向けてデブリの崩壊熱を簡易に評価できる手法を開発した。

キーワード：福島第一原子力発電所、燃料デブリ、崩壊熱、放射性廃棄物

1. 背景・目的 2021 年以降に予定されている燃料デブリの取出しに備え、事前にデブリがどの程度の崩壊熱を出すのかを予測し、冷却時の適切な注水量の設定など汚染水を過度に増やさないための措置を講ずる必要がある。しかしデブリの崩壊熱はデブリの重量、燃焼度、核種の放出割合、評価時期など多くのパラメータによって支配されるため、その評価をおこなうのは容易ではない。そこで、それらパラメータの変動を踏まえた多種多様なデブリの崩壊熱に適用できる計算手法を開発することを本研究の目的とする。

2. 計算手法 3 次元中性子輸送・燃焼計算コード MOSRA を用いた燃焼度・ボイド率分布を考慮したインベントリ計算の結果[1]から、デブリの崩壊熱に寄与する核種の燃焼度変化に対する核種組成を多項式フィッティング式として表現する。任意の燃焼度における事故時の寄与核種の組成をコードに頼らず簡単に求められるようにした。その関数を利用し、デブリの崩壊熱評価式を作成した。(1)に一例を示す。

$$Q[W] = \sum_i \left(1 - \frac{f_i}{100}\right) \times E_i \lambda_i \frac{W_i(B)}{M_i} \cdot \frac{W_d \cdot u}{10^8} \cdot N_A \cdot e^{-\lambda_i t} \times g_i \qquad (1)$$

式(1)中の各パラメータはQ:デブリの崩壊熱[W]、f_i:核種 i の放出割合[%]、E_i:核種 i の崩壊による平均発熱量[J/Bq]、λ_i:崩壊定数[s^{-1}]、W_i:多項式フィッティング式により算出した重量[g/tU]、M_i:原子量[-]、W_d:デブリの重量[g]、u:デブリ中のウランの重量割合[wt%]、N_A:アボガドロ数[mol^{-1}]、t:事故からの経過時間[s]、g_i:分析値等による補正係数[-]である。崩壊熱評価式を表計算ソフトに組み込み、ユーザーがデブリの重量・燃焼度・評価時期など任意のパラメータを設定することで即座にデブリの崩壊熱を計算できるツールも作成した。

3. 結果 作成したツールで求めた 1F2 号機の 2021 年 3 月時点での全炉心崩壊熱（保守評価で$f_i = 0$）とその寄与核種の内訳を図 1 に、崩壊熱の経時変化を図 2 にそれぞれ示す。寄与核種のうち ^{90}Sr-^{90}Y と ^{137}Cs-^{137m}Ba の放射平衡核種が取出し日から数十年までデブリ中の支配的な崩壊熱であることが予想される。発表ではツールを使用したパラメータの感度解析や分析値[2]と組み合わせた崩壊熱の評価についても報告する。

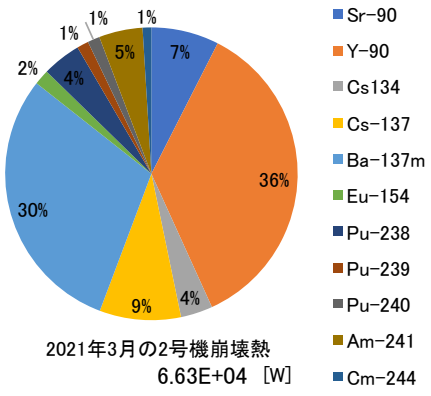


図 1 デブリ崩壊熱に寄与する核種.

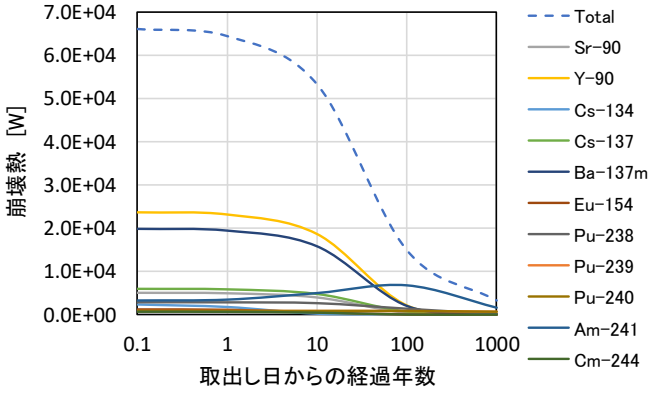


図 2 デブリ崩壊熱の経時変化.

参考文献 [1] K. Okumura, et al., JAEA-Conf 2013-002, pp.15-20(2013), [2] M. Asami, et al, JAEA-Data-Code-2017-001.

*Masahiro Sakamoto[1], Kenichi Terashima[1], Taichi Matsumura[1], Manabu Fujita[2], Keisuke Okumura[1]

[1]JAEA, [2]JPC

福島第一原子力発電所事故に起因する ^{135}Cs の理論的スケーリングファクタの開発

Development of theoretical scaling factor method for ^{135}Cs caused by the Fukushima Daiichi NPP accident

*寺島 顕一[1]，坂本 雅洋[1]，松村 太伊知[1]，奥村 啓介[1]，藤田 学[2]

[1]原子力機構，[2]JPC

福島第一原子力発電所(1F)の事故により発生した燃料デブリやその他の放射性廃棄物に含まれる難分析長寿命 FP 核種である ^{135}Cs 量を ^{137}Cs の放射能測定等から容易に評価することができる理論的スケーリングファクタ法を開発した。

キーワード：福島第一原子力発電所、^{135}Cs、理論的スケーリングファクタ法、燃料デブリ、放射性廃棄物

1. 背景・目的 ^{135}Cs は地層処分の安全性評価において、放射能インベントリ評価が重要視される難分析長寿命 FP 核種の 1 つであり、1F 事故に起因する燃料デブリや放射性廃棄物にも含まれている。従来の使用済み燃料や放射性廃棄物と大きく異なる点は、燃焼履歴が異なる広範囲な燃焼度の原子炉燃料が事故時に高温溶融するとともに Cs の多くが溶融燃料から揮発したと考えられることである。また、従来のスケーリングファクタ法のように、分析結果を蓄積して統計的に相関式を得る方法は、燃料デブリや高線量 Cs 汚染物の場合には時間と費用を要し得策ではない。この問題を解決するため、測定が比較的容易な ^{137}Cs 量から、揮発や混合を考慮した理論に基づき ^{135}Cs 量を精度よく評価するための理論的スケーリングファクタ法を提案する。

2. 理論 ^{137}Cs（半減期 30.08 年）と ^{135}Cs（半減期 2.3×10^6 年）は、^{235}U と ^{239}Pu の累積核分裂収率が大きくほぼ等しい、中性子吸収断面積が小さい、半減期が原子炉運転中の停止期間に比べて十分長い、といった特性を有するため、これら核種の炉内生成量は、いずれも燃焼度にほぼ比例する[1]。よって、燃料デブリや放射性廃棄物中の ^{135}Cs と ^{137}Cs の平均重量比（$\overline{W}_{135}/\overline{W}_{135}$）は、理論的に以下の式で表わすことができる。

$$\frac{\overline{W}_{135}}{\overline{W}_{137}}=\frac{\sum_i W_{135}(B_i)P_{135}(B_i)e^{-\lambda_{135}t}}{\sum_i W_{137}(B_i)P_{137}(B_i)e^{-\lambda_{137}t}}\approx\frac{C_{135}\sum_i B_iP_{135}(B_i)}{C_{137}e^{-\lambda_{137}t}\sum_i B_iP_{137}(B_i)}=\frac{C_{135}}{C_{137}}e^{\lambda_{137}t} \quad (1)$$

ここで、$W(B_i)$は燃焼度(B_i)の Cs 重量、$P(B_i)$は燃焼度がB_iである Cs が燃料デブリや放射性廃棄物中に存在する確率、λは崩壊定数、t は 1F 事故からの経過時間であり、添え数字は ^{135}Cs と ^{137}Cs の区別を示す。また、C_{135}とC_{137}は、炉内生成量の燃焼度に対する比例係数で、燃焼計算等により求めることができる。燃料デブリやオフサイトの汚染物質における$P(B_i)$は不明であるが、^{135}Cs と ^{137}Cs は化学的挙動が同じ同位体であり、事故時における燃料溶融混合、揮発、沈着等において、両各種の帯同性が期待できることから、(1)式の最後の項の導出において、$P_{135}(B_i)=P_{137}(B_i)$であることを利用している。

3. 分析値との比較 燃料デブリの分析値は未だ得られていないため、これまでにオフサイトで得られている 1F 事故起源の汚染物に対する ^{135}Cs と ^{137}Cs の分析値[2,3]、及び使用済み燃料の照射後試験データ[4]を、(1)式の理論的スケーリングファクタと比較した。図 1 は種々の汚染物(雨水, 食物)に対する ^{135}Cs と ^{137}Cs の分析値[2,3]を理論的スケーリングファクタ(直線)と比較したものであり、分析値による Cs 重量比は、(1)式による理論値と良く一致していることが確認できる。

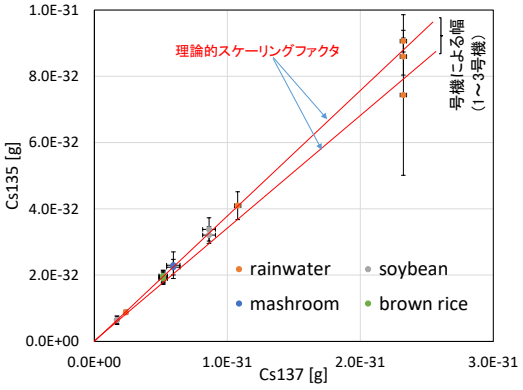


図 1 ^{135}Cs と ^{137}Cs 重量の相関(事故時換算)

【参考文献】[1] 奥村，岡本, JAEA-Data/Code 2011-020, [2] 大野，村松，地球科学 29, 239 (2015), [3] Mathew S. Snow, et al., Rapid Commun. Mass Spectrom, 30, 523 (2016). [4]OECD/NEA, SFCOMPO-2.0

*Masahiro Sakamoto[1], Kenichi Terashima[1], Taichi Matsumura[1], Manabu Fujita[2], Keisuke Okumura[1]

[1]JAEA, [2]JPC

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 504-3 Fuel Reprocessing

[2E01-03] Simulation and Risk Monitor

Chair:Masahiko Nakase(Tokyo Tech)

Tue. Mar 17, 2020 10:00 AM - 10:50 AM Room E (Lecture Bildg. M 1F M-1)

[2E01] Development of simulator using VR technology for mechanical facilities.

*Jun Yoshida[1], Masahiro Kawata[1] （1. Mitsubishi Heavy Industries,Ltd.）

10:00 AM - 10:15 AM

[2E02] Enhancement of accident analysis code for development of integrated risk monitor for Reprocessing Plant

*Yoshikazu Tamauchi[1], Takashi Kodama[1], Kazushi Oogaki[1], Koichi Hayashi[2] （1. Japan Nuclear Fuel Limited, 2. Aoyama Gakuin University）

10:15 AM - 10:30 AM

[2E03] Enhancement of accident analysis code for development of integrated risk monitor for Reprocessing Plant

*Daisuke Fujiwara[1], Hiroshi Shirai[1], Takumi Noujyu[1], Yoshikazu Tamauchi[2], Takashi Kodama[2], Hiroshi Kinuhata[2], Kazushi Oogaki[2] （1. TEPSYS, 2. JNFL）

10:30 AM - 10:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

VR 技術を適用したメカ設備向けシミュレータの開発
Development of simulator using VR technology for mechanical facilities.

*吉田　順　　川田　眞弘
三菱重工業株式会社　ICT ソリューション本部　電気計装技術部

核物質により汚染され、人が容易に近づくことができないメカ設備の運転訓練や設備理解を目的とした訓練シミュレータを開発。VR 技術の適用と実機メカ設備の設計/製作/運転に用いた 3D-CAD データや設備の運転画面、制御装置の S/W を活用してシミュレータを製作していることが特徴であり、運転画面の操作感や仮想空間内に表示した 3D モデルの動作が実機メカ設備と同レベルになるため、設備の運転訓練や動作の理解に対して高い効果を得られることが期待できる。

キーワード： VR, シミュレータ

1. シミュレータについて

実機/シミュレータの主要構成品は図 1 の通りであり、シミュレータを構成する各計算機の役割は以下の通りである。
・上位計算機：実機設備と同じ運転画面データを有し、設備の運転・操作機能を担う計算機
・下位計算機：制御装置のエミュレート機能を有し、実機 3D モデル動作に関する演算処理を行う計算機
この構成により仮想空間内で設備の 3D モデルを実機と同じ運転画面から動作させることが可能となる。



図 1　システム構成

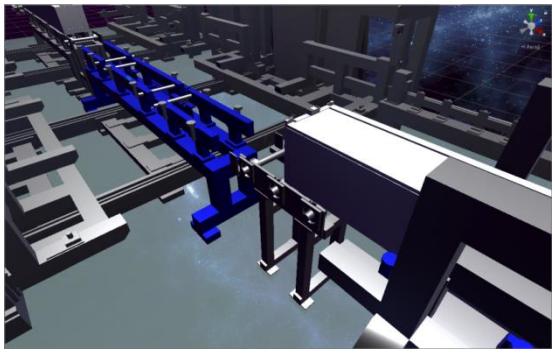


図 2　シミュレータイメージ

今回紹介するシミュレータを使用した場合の効果を表 1 にまとめた。実機の設計データを用いて仮想空間内に 3D モデルと運転画面を構築しており、実機を精巧に再現できるため実機を利用した場合と同等の運転訓練の実施と現場環境の詳細な確認が可能となる。今回紹介するシミュレータを活用することで運転技量の向上と現場作業時の被ばく低減が期待できる。

表 1　メカ設備の課題とシミュレータ適用の効果

課題	従来手法	問題点	シミュレータ（VR 技術・各種 S/W 活用）
運転技量の向上	実機を利用して訓練を実施	生産設備であるため実機を使った訓練機会が少ない	・いつでも訓練が可能 ・製作費/保管スペースがモックアップより小さい ・訓練効果が実機と同レベル
	モックアップを利用して訓練を実施	モックアップの製作費/保管スペースが大きい	
	設計図書/マニュアルを確認	所要時間が長い	
被ばく低減	現場で作業性を確認	被ばくの可能性が有る	・仮想空間内であるため被ばくの可能性が無い ・実動作を伴った詳細な確認が可能
	設計図書/CAD データを用いて作業性を確認	詳細な確認が難しい	

2. おわりに

本書では、VR 技術を適用したメカ設備向けシミュレータについて紹介した。現実では実機を用いた運転等の訓練が困難な設備に対して実機を精巧に再現したシミュレータを活用して訓練や作業確認を行えるようにすることで運転技量の向上と被ばく低減を達成することができ、プラントの安全・安定運転につながることが期待できる。

* Jun Yoshida , Masahiro Kawata

Mitsubishi Heavy Industries, LTD.

再処理工場における統合的リスクモニタの構築を目的とした事故進展解析コードの高度化
(1) 統合的リスクモニタ構築プロジェクトの概要及び水素爆発解析の高度化方針

Enhancement of Accident Analysis Code for Development of Integrated Risk Monitor for Reprocessing Plant

(1) Outline of the Development Project of Integrated Risk Monitor, and the Enhancement Policy of Hydrogen Explosion Analysis

*玉内 義一[1], 小玉 貴司[1], 大柿 一史[1], 林 光一[2]

[1] 日本原燃, [2] 青山学院大学

安全性向上評価のため、六ヶ所再処理工場における統合的リスクモニタの構築を目指している。本プロジェクトの概要と、水素爆発解析の高度化方針を報告する。

キーワード：統合的リスクモニタ、重大事故、水素爆発、再処理工場

1. 緒言 事業者が施設の安全性を向上するには、リスク情報を活用してプラントの設備や運用において強化すべき点を特定し、有効な対策を選択していく取り組みが必須となり、その枠組みとしてリスク情報を活用した意思決定（以下、RIDM）プロセスを施設の運営に導入することが原子力事業者の共通課題となっている。RIDM プロセスの導入のためには、相対的に正しいリスクの関係を描けるだけの精度を有したリスク評価手法が必須であるが、硝酸、有機溶媒等を用いて核燃料物質を扱う再処理工場を対象とした事故時影響評価手法の整備、その信頼性の確認が喫緊の課題として挙げられる。このため、総合的リスクモニタの構築に向けて重要な課題を整理し、本プロジェクトの全体像を計画した。

2. 総合的リスクモニタの検討事項 再処理施設リスクを評価するための検討項目を表１の通り分類し、それぞれの実施内容を整理した。概要を表１に示す。

表１．統合的リスクモニタの検討事項

検討項目				実施内容
統合的リスクモニタの構築				以下①～⑦の結果を統合
確率論的評価	頻度	①PRA モデル		設計基準事故、重大事故のモデル化
		②パラメータ		故障率の更新、人的過誤率の高度化
	影響	③MAR(評価対象の放射性物質量)		Origen データの一括管理（Dressy 開発）
		④ARF	⑥-1 蒸発乾固	実験研究によるデータ取得
			⑥-2 水素爆発	実験研究によるメカニズム解明、データ取得
		⑤LPF	⑦-1 蒸発乾固	実験研究によるデータ取得、基礎式の構築 解析コードの高度化、妥当性確認
			⑦-2 水素爆発	爆発時圧力の精緻化のための計算負荷低減検討、解析コードの妥当性確認
決定論的評価	安全裕度	⑥時間余裕評価	⑧-1 時間余裕計算ｼｽﾃﾑ	施設状況に応じた重大事故の時間余裕の把握
			⑧-2 線種による効果	ガンマ線の透過を考慮した時間余裕の精緻化
	深層防護	⑦防護枚数による評価		ALARP 概念の適用 オブジェクトツリーによる防護度合い確認

3. 水素爆発解析の高度化 再処理施設の重大事故のうち、蒸発乾固事故及び水素爆発事故の影響が支配的であり、これらについて事故時影響評価手法の高度化を検討する。水素爆発事故の事故時放出量については爆発時の気相への移行率、放出経路の同定、経路上での除染係数の定量化に課題がある。爆発時の気相への移行率については、これまでの調査・研究からデータの充足が必要な項目を特定した。放出経路の同定、経路上での除染係数の定量化においては、インプットとなる圧力は施設状況や事故時対応状況によって大きく変動するため、計算負荷を低減し、かつ、精度の高い解析ツールを整備することを方針とし、必要な検討事項を特定した。

3. 結論 再処理工場のリスク評価に重要な検討項目を整理した。再処理施設のリスクの定量化及びリスク情報を踏まえた適切な意思決定を目的として、今後、これらの課題について検討を進める計画である。

* Yoshikazu Tamauchi[1], Takashi Kodama[1], Kazushi Oogaki[1], and Koichi Hayashi[2]

[1] JAPAN NUCLEAR FUEL LIMITED, [2]AOYAMA GAKUIN UNIVERSITY

再処理工場における統合的リスクモニタの構築を目的とした事故進展解析コードの高度化 （2）蒸発乾固事故 PIRT 整備と FATE モデル整備項目の摘出

Enhancement of Accident Analysis Code for Development of Integrated Risk Monitor for Reprocessing Plant
(2) Development of PIRT for HALW Boiling and Drying Accident,
and list up of FATE model enhancement items.

*藤原 大資[1]，白井 浩嗣[1]，能重 拓実[1]、玉内 義一[2]，小玉 貴司[2]，衣旗 広志[2]，大柿 一史[2]
[1]テプシス，[2]日本原燃

蒸発乾固事故に係る PIRT を整備すると共に、過去の実験データによる重要現象の充足・網羅状況を調査した。また、サイクル施設 SA コード FATE 評価モデルを調査し、PIRT で挙げられた重要現象の内、整備及びモデル改良が必要となる項目をリストアップした。

キーワード：重大事故、蒸発乾固、再処理工場、FATE コード、重要度ランキングテーブル(PIRT)

1. 緒言 再処理工場の重大事故シナリオの一つである蒸発乾固は、崩壊熱を有する廃液貯槽の冷却能力喪失により生じ得る事故シナリオであり、溶液沸騰で生じる難揮発性の放射性物質を含む飛沫、及び沸騰晩期以降に顕著となる揮発性 Ru の発生がソースタームとなり得る。この内、特に後者が環境影響の観点から重要となり、リスク評価を行う上ではこの揮発性 Ru の移行挙動を適切に把握することが必須となる。なお、現段階において、この蒸発乾固事故シナリオに含まれる現状全般を完全に網羅できる解析コードは存在せず、その整備が急がれている状況にある。この背景の下、本研究では蒸発乾固に含まれる重要な物理化学現象を摘出し、それらが性能指標に与え得る影響をランキングした PIRT（Phenomena Identification and Ranking Table）を整備した。この PIRT に基づき、解析コードが取り扱うべき評価モデルを同定すると共に、それら重要現象に対する既存の実験データの網羅性を確認し、今後充足すべき実験データを特定した。

2. 蒸発乾固事故 PIRT の整備 蒸発乾固事故の性能指標は難揮発性及び揮発性のソースタームとし、事故進展に含まれる物理化学現象の内、ソースタームへの影響度合いの観点からそれら重要度をランキングした。また、摘出した各現象に対する既存の実験データ及び評価式等をリストアップし、現時点の各現象に対する知識レベルを明らかにした。この結果、全５７項目の内、実験データが充足されている項目は４１項目であり、既に多くの実験データが整備されていることが確認された。但し、その多くは小規模実験であり、各評価モデルの実機へのスケールアップ性能を確認することで、更なる信頼性の高い評価モデルの整備、及び評価結果の不確かさの把握に繋がることが示された。

3. FATE コードモデル整備項目の摘出 米国 FAI 社が Hanford 処分サイトの安全審査のために整備した SA コード FATE に対し、上記 PIRT でリストアップした重要物理化学現象の網羅性を調査した。この結果、主に「廃液の温度上昇・沸騰」「揮発性 Ru の発生・移行」及び「NOx ガスの発生・吸収」現象について、評価モデルの追加・改良が必要であることを特定した。

3. 結論 再処理工場のリスク評価に重要な蒸発乾固事故シナリオについて PIRT を整備し、実験データの充足性と解析コードに追加・改良すべき評価モデルを特定した。この２つはリスク評価技術の整備及び信頼性向上に必須となる取り組みであり、将来的な安全性向上策の一環として次年度以降、順次実施していくことを計画している。

---

*Daisuke Fujiwara[1],Hiroshi Shirai[1], Takumi Noujyu[1],Yoshikazu Tamauchi[2],Takashi Kodama[2],Hiroshi Kinuhata[2] and Kazushi Oogaki[2]
[1]TEPCO SYSMTEMS CORPORATION, [2]JAPAN NUCLEAR FUEL LIMITED

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 504-3 Fuel Reprocessing

[2E04-07] Aqueous Partitioning and Reprocessing

Chair:Koichi Uozumi(CRIEPI)

Tue. Mar 17, 2020 10:50 AM - 12:00 PM Room E (Lecture Bildg. M 1F M-1)

[2E04] Coordination and structural studies on complexes of f-block elements and amide-type-polyaminocalboxylic acid complexants

*Masahiko Nakase[1], Yukako Aoyama[1], Tachioka Sotaro[1], Keisuke Morita[2], Yuji Sasaki[2], Kenji Takeshita[1] (1. Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Tokyo Institute of Technology, 2. Japan Atomic Energy Agency)

10:50 AM - 11:05 AM

[2E05] Effects of Alkyl Chain Length of Bridging Moiety on Solubility of Uranyl Nitrate Coordination Polymers with Double-Headed 2-pyrrolidone Derivatives

*Hiroyuki Kazama[1], Tsubasa Inoue[1], Koichiro Takao[1] (1. LANE, Tokyo Tech)

11:05 AM - 11:20 AM

[2E06] Investigation of a new extraction method for americium separation from high-level liquid waste

*Hideya Suzuki[1], Yasutoshi Ban[1], Yasuhiro Tsubata[1], Shinobu Hotoku[1], Keisuke Morita[1], Tomohiro Toigawa[1], Nao Tsutsui[1], Tatsuya Kurosawa[1], Mitsunobu Shibata [1], Tatsuro Matsumura [1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

11:20 AM - 11:35 AM

[2E07] Subcritical water decomposition of solvent degradation products from reprocessing process

*Horimai Tatsuya[1], Kiyoshi Anzai[1], Norio Kanehira[1], Tetsuo Honma[2] (1. JNFL, 2. NIT hatinohe college)

11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

アミド酸型ポリアミノカルボン酸錯化剤の f 元素との錯形成と錯体構造に関する研究

Coordination and structural studies on complexes of f-block elements and amide-type-polyaminocalboxylic acid ligands

*中瀬 正彦[1]，青山友花子[1]，立岡壮太郎[1]，森田圭介[2]，佐々木祐二[2]，竹下健二[1]
[1]東工大先導原研，[2]原子力機構

先進湿式再処理ではマイナーアクチノイド(MA)とランタノイド(Ln)の分離が求められる．錯化剤と配位子を組み合わせた多元系抽出による高度分離のための錯化剤について検討結果を報告する．

キーワード：錯化剤, f 元素分離, 再処理

1. 緒言　高燃焼度化，使用済み MOX 燃料によるガラス固化体の発熱量増大に対応するため，次世代再処理では MA/Ln が必要となる．キレート剤と配位子を組み合わせた多元系抽出は有望視されているが，抽出系が複雑であり，メカニズムや最適な条件等に関する検討は十分ではない．**Fig.1** に例を示すように，高い酸濃度で利用できるようにポリアミノカルボン酸をアミド化した錯化剤に注目している．種々の錯化剤について 14 種のランタノイドの抽出に及ぼす抽出条件の影響を調査し，溶液中の錯体構造も併せて考察した．

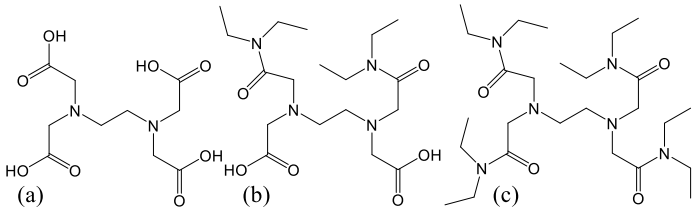


Fig.1 (1)EDTA, (2)EDTA-Bisamide, (3)EDTA-Amide

2. 実験方法　溶媒抽出条件を **Table.1** に示す．所定の濃度で TODGA を溶解させた有機相に対し金属イオンを含有する等体積の水相を 25℃,20 分振盪して抽出を行った．相分離後，水相を希釈して ICP-MS により定量分析して分配比を導出した．

Table. 1 Extraction condition

Phase	Media/Metal	Ligand	[M]
Aqueous	HNO_3 = 0.1 – 6 M 14 Ln, 2 ppm each	EDTA -Amide	0 - 0.5
Organic	*n*-dodecane	TODGA	0.01 - 1

3. 結果と議論　**Fig.2** に TODGA と EDTA-Amide によるランタノイド 14 種一括抽出実験結果の例を示す．TODGA 単独では既報と同様に重希土ほど分配比が高く，分配比の差が小さくなる傾向が確認できた．更に EDTA-Amide が水相に加わると，重希土は分配比が大きく低下し Er, Ho 付近で極大値を持ち，軽希土にかけて低下する傾向が得られた．更に EDTA-amide 濃度を高めると錯化剤の効果で分配比が全体的に低下するものの，依然として特定 Ln のイオン認識性が確認された. 配位子濃度，錯化剤濃度，硝酸濃度を変えた系統的な抽出試験により, TODGA と EDTA-Amide を用いて特定 Ln の選択性を発現させるには酸濃度を 1M 程度まで低く，強力に Ln と錯形成する TODGA 濃度も低く抑えた上で，EDTA-Amide 濃度を全体の分配比が低くなりすぎない程度で調整すればよいことが分かった．また用いる錯化剤や条件により分配比のパターンが様々に変化しうることも分かった．発表では放射光 XAFS 実験結果等により抽出と錯体構造との相関についても考察を試みる．

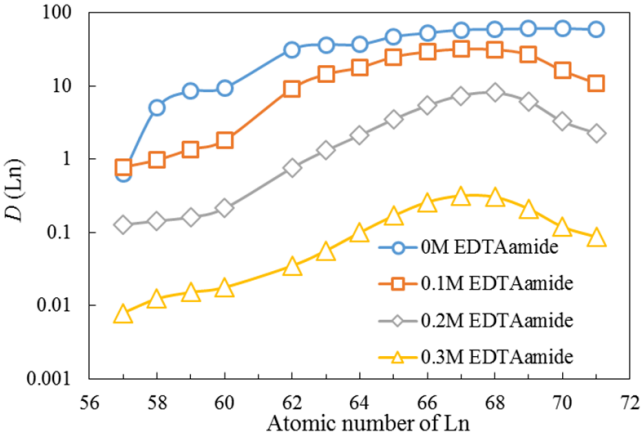


Fig. 2 Extraction trend of 14 Lns by TODGA/EDTA-Amide system (TODGA = 0.1 M, EDTA-Amide 0 – 0.3 M, HNO_3 = 3 M)

4. 謝辞　日本学術振興会科研費挑戦的研究(萌芽)(18K19043)等で推進している．

*Masahiko Nakase[1], Yukako Aoyama[1], Sotaro Tachioka[1], Keisuke Morita[2], Yuji Sasaki[2] and Kenji Takeshita[3], [1]Tokyo Institute of Technology, [2]Japan Atomic Energy Agency.

架橋ピロリドン沈殿剤を有する硝酸ウラニル配位高分子の溶解性に対する架橋アルキル鎖長の影響

Effects of Alkyl Chain Length of Bridging Moiety on Solubility of Uranyl Nitrate Coordination Polymers with Double-Headed 2-pyrrolidone Derivatives

*風間 裕行[1]，井上 翼[1]，鷹尾 康一朗[1]
[1]東工大 先導原研

架橋ピロリドン誘導体(NRP)は、難溶性硝酸ウラニル配位高分子の形成により U(VI)を効率的に沈殿させ得ることから、使用済み核燃料簡易再処理技術への応用が期待される。本研究では、架橋 NRP を有する硝酸ウラニル配位高分子の溶解性に対する架橋アルキル鎖長の影響を検討した。

キーワード：再処理，硝酸ウラニル，沈殿，ピロリドン，溶解度

1. 緒言　次世代原子力システムにおける使用済み燃料再処理技術の簡素化は、施設規模縮小や放射性廃棄物量低減へ繋がり得るため、重要である。近年我々が使用済み核燃料簡易再処理技術への応用のために開発を進めている架橋 NRP は、難溶性の硝酸ウラニル配位高分子$[UO_2(NO_3)_2(\mathbf{L})]_n$ (**L**＝ 架橋 NRP)を形成することから、燃料溶解液からの U(VI)の高効率かつ選択的な沈殿分離が期待される。[1] 本研究では、炭素数が 2~7 である直鎖アルキル基を架橋部位とする架橋 NRP (図 1)を沈殿剤とし、これらを含む$[UO_2(NO_3)_2(\mathbf{L})]_n$の構造特性及び溶解度を評価することにより、$[UO_2(NO_3)_2(\mathbf{L})]_n$の溶解性に対する架橋アルキル鎖長の影響について検討した。

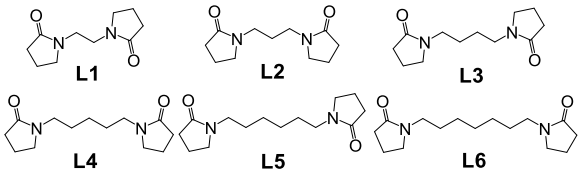


図 1. 架橋 NRP の構造式.

2. 実験　0.25 M の UO_2^{2+}を含む 1 M または 3 M 硝酸水溶液に等モル量の架橋 NRP (図 1)を加え、$[UO_2(NO_3)_2(\mathbf{L})]_n$の合成を行った。得られた$[UO_2(NO_3)_2(\mathbf{L})]_n$について、単結晶 X 線構造解析, IR, 元素分析を用いて同定した。さらに、各$[UO_2(NO_3)_2(\mathbf{L})]_n$を 25ºC で 3 M 硝酸水溶液と接触後、上澄液に含まれる U 濃度を ICP-AES により定量することで$[UO_2(NO_3)_2(\mathbf{L})]_n$の溶解度を評価した。また、**L1~L6** について疎水性の尺度である水－1-オクタノール分配比($\log P_{o/w}$)を ^{1}H NMR を用いて求めた。

3. 結果と考察　元素分析より、**L1~L6** いずれの場合も$[UO_2(NO_3)_2(\mathbf{L})]_n$が得られたことを確認した。各架橋 NRP の $\log P_{o/w}$ に対する$[UO_2(NO_3)_2(\mathbf{L})]_n$の 3 M 硝酸水溶液中における溶解度のプロットを図 2 に示す。$[UO_2(NO_3)_2(\mathbf{L})]_n$の溶解度は、架橋アルキル鎖の炭素数が偶数の場合に低く、奇数の場合に高い傾向を示すことが判明した。このような偶奇効果に加え、架橋 NRP の疎水性($\log P_{o/w}$)の増加に伴って$[UO_2(NO_3)_2(\mathbf{L})]_n$の溶解度が減少する傾向が確認された。これらの結果から、偶奇効果および疎水性を含めた架橋 NRP 沈殿剤の分子設計が U(VI)の効率的な沈殿分離に重要であることが明らかとなった。

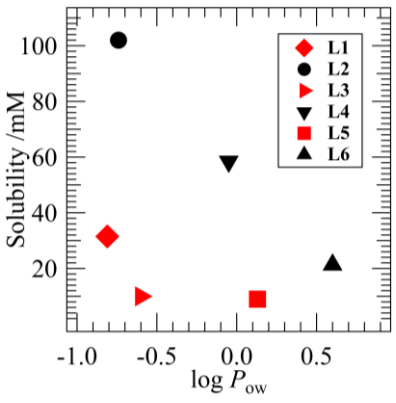


図 2. $\log P_{o/w}$ に対する $[UO_2(NO_3)_2(\mathbf{L})]_n$ の溶解度のプロット.

参考文献

[1] H. Kazama, et. al, *Inorg. Chem.*, **2017**, *56*, 13530-13534.

*Hiroyuki Kazama[1], Tsubasa Inoue[1] and Koichiro Takao[1]
[1]LANE, TokyoTech

高レベル廃液中からのアメリシウム分離のための新しい抽出法の開発

Investigation of a new extraction method for americium separation from high-level liquid waste

*鈴木 英哉，伴 康俊，津幡 靖宏，宝徳 忍，森田 圭介，樋川 智洋，
筒井 菜緒，黒澤 達也，柴田 光敦，川崎 倫弘，松村 達郎
日本原子力研究開発機構

マイナーアクチノイド(MA)に対する優れた選択能と高い実用性を持つ2種類の抽出剤ヘキサオクチルニトリロトリアセトアミド(HONTA) [1]、及びアルキルジアミドアミン(ADAAM)を用い、高レベル廃液(HLLW)からのアメリシウム(Am)分離について検討した。HONTAとADAAMを混合して用いることで、模擬HLLW中よりAmを効率的に回収することに成功した。

キーワード：分離変換、MA分離、溶媒抽出、抽出剤、HONTA、ADAAM、Am

1. 緒言

日本原子力研究開発機構では、分離変換技術の確立を目指して、HLLW中からMAを分離回収する技術を開発している[2]。Am等の長半減期のMAを核変換によって短半減期化あるいは安定核種化するためには、HLLW中からMAを分離・回収する必要がある。さらに、核変換燃料製造の妨げとなる発熱性キュリウム(Cm)を除去することが望ましい。しかしながら、HLLW中に含まれる3価の希土類元素(RE)と3価のMAは性質が似ているため分離は難しく、AmとCmの相互分離はさらに困難である。我々のこれまでの研究より、2種類の抽出剤HONTAとADAAM(図1)を混合して用いることでAm、Cm、及びREの混合溶液からAmのみを分離できることを確認している。本研究では、HONTAとADAAMを混合した有機相により模擬HLLW中からAmのみを抽出分離する方法について検討した。

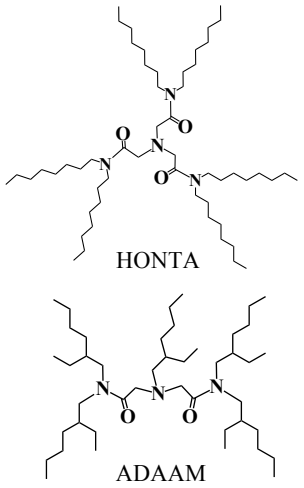


図1　抽出剤の構造

2. 実験

トレーサー量の^{241}Am、^{244}Cm、及びFP元素を含む硝酸水溶液(水相)と抽出剤を溶解したドデカン溶液(有機相)の等容量を振とう器を用いて混合し、抽出平衡に達した後、遠心分離により相分離した。水相、及び有機相のα線をそれぞれ計測し、^{241}Am、^{244}Cmを定量した。その他の金属イオンはICP-MS、またはICP-AESを用いて濃度を測定し、分配比及び抽出率を求めた。

3. 結果・考察

0.05 M HONTAと0.2 M ADAAMを混合した有機相を用い、模擬HLLW(2 M HNO_3)中からの各元素の抽出試験の結果を表1に示す。その結果、Am、軽希土類(La～Nd)と共に、Mo、Zr、Pdが抽出されることがわかった。製品としてAmのみを得るために、1) 供給液へのマスキング剤添加、2) 逆抽出による相互分離、3) 供給液からMo、Zr、Pdを最初に除去する方法等を実施した。それぞれの試験結果について報告する。

表1.　HONTA + ADAAM混合系による模擬HLLW中からの元素の抽出率 [%]

元 素	Am	Cm	La	Ce	Pr	Nd	Sm	Eu	Y	Sr	Zr	Mo	Ru	Rh	Pd	Cs
抽出率	75.1	34.3	98.0	97.1	94.4	85.3	28.0	11.4	0.699	1.09	93.2	88.0	1.31	0.338	98.3	0.0036

参考文献

[1] Y. Sasaki, et al., *Chem. Lett*., **2013**, *42*, 91-92.　[2] Y. Ban, et al., *Solvent Extr. Ion Exch.,* **2019**, *37*, 27-37.

*Hideya Suzuki, Yasutoshi Ban, Yasuhiro Tsubata, Shinobu Hotoku, Keisuke morita, Nao Tsutsui, Tomohiro Toigawa, Tatsuya Kurosawa, Mitsunobu Shibata, Tomohiro Kawasaki and Tatsuro Matsumura.
Japan Atomic Energy Agency

再処理工程から生じる溶媒劣化物の亜臨界水分解処理

Subcritical water decomposition of solvent degradation products from reprocessing process

*堀米　達哉[1]，安齋　喜代志[1]，兼平　憲男[1]，本間　哲雄[2]

[1]日本原燃株式会社，[2]八戸工業高等専門学校

再処理工程で生じる溶媒劣化物であるリン酸ジブチル（DBP）のアルカリ廃液中における処理方法として亜臨界水分解法の検討を行い、亜臨界水中における DBP の分解挙動を明らかにした。

キーワード：亜臨界水、アルカリ廃液、溶媒劣化物、DBP

1. 緒言

PUREX 法において、抽出溶媒であるリン酸トリブチル（TBP）は放射線により劣化し、リン酸ジブチル（DBP）等の溶媒劣化物を生成する。溶媒は再使用前に炭酸ナトリウム等の水溶液により洗浄し溶媒劣化物を除去するが、洗浄により生じたアルカリ廃液に含まれる DBP は、配管閉塞等を引き起こすリスクがある。そこで本研究では、DBP 対策技術として、周辺の設備等に影響を与える酸化剤が不要であり、装置の小型化が期待され、通常運転により放射性廃棄物を発生させない利点のある亜臨界水分解法に注目し、模擬アルカリ廃液中での DBP 分解試験を実施し、分解挙動を評価した。

2. 実験

分解試験には、炭酸ナトリウム、硝酸ナトリウム、亜硝酸ナトリウムを水に溶解して調製した模擬アルカリ廃液に DBP を 3000 mg/L 添加した溶液を用いた。分解試験は PTFE ライナーの回分式圧力容器（試験温度：200～150℃、加熱：オーブン方式）、SUS316 製の回分式反応器（試験温度：400～250℃、加熱：溶融塩浴方式）および SUS316 製の小型および大型流通式反応装置（試験温度：350～250℃、加熱：ヒーター+オーブン方式）を用いて行った。得られた分解液は高速液体クロマトグラフにて DBP を定量分析した。

3. 結果

DBP の分解反応を、DBP 濃度より、一次反応を仮定して反応速度解析を行った。図 1 は 300℃（大型流通式反応装置）おける 1 次反応プロットである。プロットはほぼ直線を示しているため、一次反応による解析は妥当と考える。同様に、他の条件においても一次反応を仮定して速度定数 k を求め、図 2 に示すアレニウスプロットを作成した。各温度条件から得られた速度定数には良好な直線関係がみられたことから、400～150℃の温度範囲において、同じ一次反応のメカニズムで反応が進行していることを示唆している。アレニウスプロットから求めた活性化エネルギーより反応速度定数を逆算し、分解率を 99%とするときに必要な反応時間を求めると、300℃で約 30 分間、350℃で約 5 分間であり、他手法と比較して迅速に分解可能であることが明らかとなった。

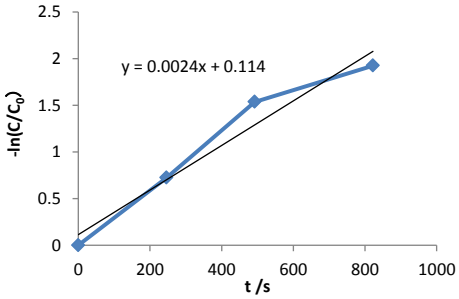


図 1　300℃における一次反応プロット

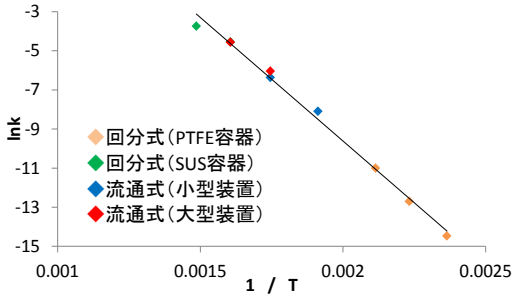


図 2　400～150℃におけるアレニウスプロット

参考文献

[1] 小島久雄, 核燃料サイクル工学概論, JAEA-Review, 020 (2008).

* Tatsuya Horimai[1], Kiyoshi Anzai[1], Norio Kanehira [1], and Tetsuo Honma[2]

[1]JNFL, [2]NIT Hachinohe.

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 504-3 Fuel Reprocessing

[2E08-09] Evaporation and Dryness

Chair:Hideya Suzuki(JAEA)

Tue. Mar 17, 2020 2:45 PM - 3:20 PM Room E (Lecture Bildg. M 1F M-1)

[2E08] Study on the boiling and drying accident of HLLW

*Takashi Kodama[1], Hiroshi Kinuhata[1], Yasuhiro Suzuki[2], Mikio Kumagai[3], Kazunori Suzuki[3], Shin-itiro Hayashi[3], Shingo Matsuoka[3] （1. Japan Nuclear Fuel Limited, 2. JGC Corporation, 3. UI Sciences Inc.）

2:45 PM - 3:00 PM

[2E09] Study on the boiling and drying accident of HLLW

*Hiroshi Kinuhata[1], Takashi Kodama[1], Suzuki Yasuhiro[2], Mikio Kumagai[3], Kazunori Suzuki[3], Shin-itiro Hayashi[3], Shingo Matsuoka[3] （1. Japan Nuclear Fuel Limited, 2. JGC Corporation, 3. Sciences Inc.）

3:00 PM - 3:15 PM

©Atomic Energy Society of Japan

高レベル濃縮廃液の沸騰乾固事故の研究 （5）凝縮液への NO_2 吸収速度係数の測定実験

Study on the boiling and drying accident of HLLW
(5) Experiment to measure the absorption rate coefficient of NO_2 in the condensate

*小玉 貴司[1]，衣旗 広志[1]，鈴木 泰博[2]，熊谷 幹郎[3]，鈴木 和則[3]，林 慎一郎[3]，松岡 伸吾[3]
[1]日本原燃株式会社，[2]日揮株式会社，[3]株式会社 UI 技研

高レベル濃縮廃液の沸騰乾固事故の進展とともに RuO_4 が気相に放出される。RuO_4 の環境放出に至る経路での低減効果を検討するため，沸騰蒸気凝縮液への NO_2 吸収速度係数および亜硝酸を含む凝縮液への RuO_4 吸収速度係数をフラスコ実験により求めた。RuO_4 については次報（6）に示す。

キーワード：ルテニウム，高レベル濃縮廃液，再処理

1. 緒言

再処理する使用済燃料の冷却期間が短い場合には，沸騰乾固事故において揮発性 Ru（^{106}Ru）の影響が大きくなる。本報告では，RuO_4 の環境放出に至る経路での低減効果（LPF）を検討している。亜硝酸を含む凝縮液へは RuO_4 が良く吸収されるため，先ず NO_2 の凝縮液への吸収速度係数を求めた。

2. 実験

装置概要を図 1 に示す。経路を模擬した 0.2 または 2 L のフラスコを保温 Box 内（40~100 °C）に設置し，130 °C に加熱した NO_2 ガスおよび硝酸（2~14 mol L^{-1}）蒸気を導入した。フラスコ内を完全混合に近づけるために，撹拌装置を設置した。凝縮液は適宜吸引回収し，量および硝酸濃度を測定した。流出ガスを N_2 で希釈して露点を室温以下とし，NO_2 濃度を測定した。これら成分の導入量および測定量からフラスコ内での NO_2 の凝縮液への吸収速度係数 $k_{L,NO2}$ [m s^{-1}]を求めた。

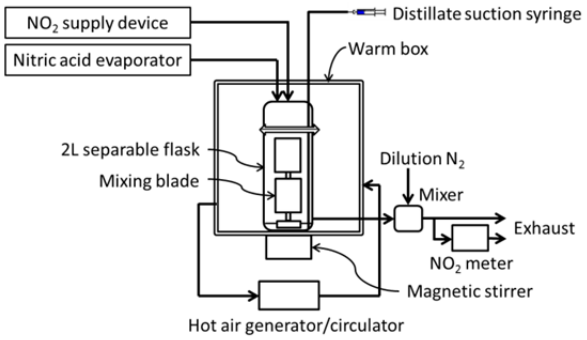


図 1　装置概要

3. 結果および考察

全実験で気相側の物質移動抵抗は無視小であり，液本体中の NO_2 濃度はゼロと見なせるため，$k_{L,NO2}$ は凝縮液への NO_2 の吸収流束 ϕ_{NO2} [mol m^{-2} s^{-1}]を NO_2 の気相中分圧 p_{NO2} [Pa]および Henry 定数 h_{NO2} [mol m^{-3} Pa^{-1}]で割った値に等しい。

$$k_{L,NO2} = \phi_{NO2} / (h_{NO2}\, p_{NO2})$$

また，吸収速度係数と出口気体中の NO_2 モル分率 y_{NO2}^{out} [−]および NO_2 吸収率 ξ[−]の間には，

$$y_{NO2}^{out} = (Y_{NO2}^{in} - A\phi_{NO2}) / Y_T^{out},$$

$$\xi = A\phi_{NO2} / Y_{NO2}^{in}$$

の関係がある。Y_{NO2}^{in} は NO_2 の流入速度[mol s^{-1}]，A はフラスコ内部表面積 [m^2]，Y_T^{out} は出口気体の全モル流出速度[mol s^{-1}]である。出口 NO_2 濃度は 510～30,000ppm，凝縮液の温度は 80~99 °C，硝酸濃度は 3.0~14.3 mol L^{-1}，凝縮率は 60~96%，NO_2 吸収率は 14～83%であった。

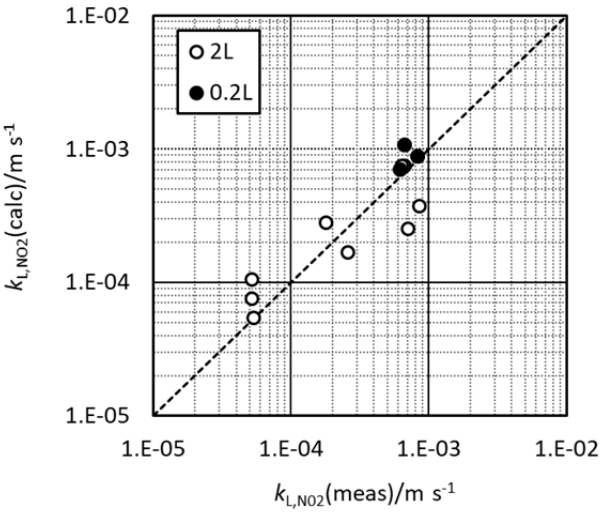


図 2　吸収速度係数の実測値と計算値の比較

$k_{L,NO2}$ を硝酸濃度および温度の 2 変数に相関ありと見做して，次式により整理した。

$$\ln(k_{L,NO2}) = 19.17 - 9{,}330/(\theta + 273.15) - 0.188 C_N$$

測定値とこの回帰式による計算値との比較を図 2 に示す。相関式の決定係数は 0.79 であった。

---

* Takashi Kodama[1], Hiroshi Kinuhata[1], Yasuhiro Suzuki[2], Mikio Kumagai[3], Kazunori Suzuki[3], Shin-itiro Hayashi[3], Shingo Matsuoka[3] ; [1]Japan Nuclear Fuel Limited, [2]JGC Japan Corporation, [3]UI Sciences Inc.

高レベル濃縮廃液の沸騰乾固事故の研究
（6）凝縮液への揮発性 Ru 吸収速度係数の測定実験

Study on the boiling and drying accident of HLLW
(6) Experiment to measure the absorption rate coefficient of volatile Ru in the condensate

*衣旗 広志[1]，小玉 貴司[1]，鈴木 泰博[2]，熊谷 幹郎[3]，鈴木 和則[3]，林 慎一郎[3]，松岡 伸吾[3]
[1]日本原燃株式会社，[2]日揮株式会社，[3]株式会社 UI 技研

高レベル濃縮廃液の沸騰乾固事故の進展とともに RuO_4 が気相に放出される。RuO_4 の環境放出に至る経路での低減効果を検討するために，亜硝酸を含む沸騰蒸気凝縮液への RuO_4 吸収速度係数をフラスコ実験により求めた。NO_2 吸収速度係数については，前報（5）に示している。

キーワード：ルテニウム，高レベル濃縮廃液，再処理

1. 緒言

再処理する使用済燃料の半減期が短い場合には，沸騰乾固事故において揮発性 Ru（^{106}Ru）の影響が大きくなる。RuO_4 の環境放出に至る経路での低減効果（LPF）検討に資するため，NO_2 共存下で生成される凝縮液への RuO_4 吸収速度係数を求めた。

2. 実験

装置概要を図 1 に示す。経路を模擬したフラスコ，NO_2 ガスおよび硝酸蒸気の導入は前報（5）と同様である。RuO_4 ガスについては硝酸ニトロシル Ru 試薬に酸化剤としての過マンガン酸カリウムを添加して発生させた。フラスコ内の凝縮液を適宜回収し，量，Ru 濃度および硝酸濃度を測定した。流出ガスはリービッヒ冷却管で凝縮させ，通過する残留 RuO_4 を HCl–エタノール水溶液を入れた吸収瓶で回収した。

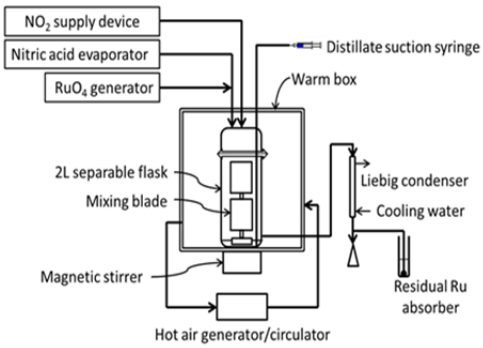


図 1　装置概要

3. 結果および考察

フラスコ内の凝縮液およびフラスコ壁洗浄液中の Ru 量が Ru 吸収量であり，これを吸収時間と凝縮液表面積（フラスコ内表面積に等しいとした）で除して，Ru 吸収流束 ϕ_R[mol m^{-2} s^{-1}]を求めた。冷却器で回収した Ru 量を出口気体流量で除して出口 RuO_4 濃度を求め，RuO_4 分圧 p_R に換算して総括物質移動係数 $K_R=\phi_R/p_R$ を求めた。K_R は気相物質移動係数 $k_{G,R}$[mol m^{-2} s^{-1} Pa^{-1}]，液相物質移動係数 $k_{L,R}$[m s^{-1}], RuO_4 の Henry 定数 h_R[mol m^{-3} Pa^{-1}]と $1/K_R=1/k_{G,R}+1/(h_R k_{L,R})$ の関係があるので $k_{G,R}$ と h_R が分かれば，$k_{L,R}$ を算出できる。Henry 定数を文献値[1)]により推定し，$k_{G,R}$ をフラスコ内の凝縮挙動を再現できる気体–凝縮液間の熱伝達率 α を用いて $k_G=4.1\times10^{-7}\alpha$ により推定した。この式については熱と物質移動の相似を仮定して求めた。フラスコ出口の NO_2 濃度については実測していないため，前報（5）の予測式を用いて計算した。

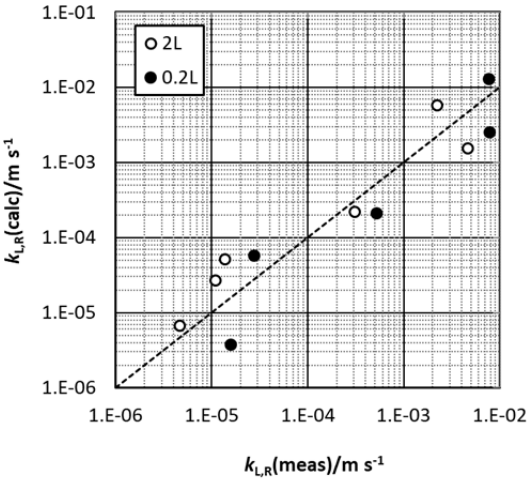


図 2　吸収速度係数の実測値と計算値の比較

入口 RuO_4 濃度は 370～730 ppm，出口 NO_2 濃度は 1,500～76,000 ppm，凝縮液の温度，硝酸濃度は 85～116℃，2.3～12.7 mol L^{-1}、凝縮率は 28～94%，RuO_4-LPF は 0.05～95%であった。吸収速度係数と凝縮液酸濃度および出口 NO_2 濃度との間には相関が見られたが，凝縮液温度との相関は明確でなかった。そこで，凝縮液酸濃度 C_N[mol L^{-1}]と出口 NO_2 濃度 y_{NO2}[ppm]を説明変数として回帰分析を行い，次式を得た。

$$\ln(k_{L,R}) = -16.20 - 0.402C_N + 1.173\ln(y_{NO2})$$

この式による予測値と実験値との比較を図 2 に示す。決定係数は 0.88 であった。吸収速度係数が 10^{-3} m s^{-1} より大きい場合は気相側の物質移動抵抗を考慮する必要があった。

[1] A. Sasahira and F. Kawamura, *J.N.S.T.*, **25**, 472, 1988.

* Hiroshi Kinuhata[1], Takashi Kodama[1], Yasuhiro Suzuki[2], Mikio Kumagai[3], Kazunori Suzuki[3], Shin-itiro Hayashi[3], Shingo Matsuoka[3] ; [1]Japan Nuclear Fuel Limited, [2]JGC Japan Corporation, [3]UI Sciences Inc.

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

[2F01-06] Environmental Radioacitivty and Remediation

Chair:Hiromi Yamazawa(Nagoya Univ.)

Tue. Mar 17, 2020 10:15 AM - 11:55 AM Room F (Lecture Bildg. M 1F M-2)

[2F01] Evaluation on the crystal structure of ningyoite using Rietveld analysis

*Chikashi Suzuki[1], Masahiko Osaka[1], Toshio Nakagiri[1] （1. JAEA）

10:15 AM - 10:30 AM

[2F02] X-ray fluorescence analysis of uranium collected by graphene oxide

*Hiroshi Yoshii[1], Yukie Izumoto[1], Kodai Takamura[1,2], Tetsuaki Uwatoko[1,2], Yasuhiro Sakai[2] （1. QST, 2. Toho Univ.）

10:30 AM - 10:45 AM

[2F03] X-ray fluorescence analysis of uranium collected by graphene oxide

*Kodai Takamura[1,2], Yukie Izumoto[1], Tetsuaki Uwatoko[2], Yasuhiro Sakai[2], Hiroshi Yoshii[1] （1. QST, 2. Toho Univ.）

10:45 AM - 11:00 AM

[2F04] Concentrations of iodine-129 in coastal sediments beside Rokkasho during and after test operation of nuclear

*Yuhi Satoh[1], Sinji Ueda[1], Hideki Kakiuchi[1], Yoshihito Ohtsuka[1], Shun'ichi Hisamatsu[1] （1. Institute for Environmental Sciences）

11:00 AM - 11:15 AM

[2F05] Environmental Dynamics of Cs-137 inside and around the port of Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant: 9-years variations after the accident

*Masahiko Machida[1], Ayako Iwata[1], Susumu Yamada[1] （1. JAEA）

11:15 AM - 11:30 AM

[2F06] Reusable super-paramagnetic metal oxides/SiO2/zeolite nano-composites

*Azusa Ito[2], Tomoaki Kato[1], Toshihiko Ohnuki[1], Joseph Hriljac[2] （1. Tokyo Institute of Technology, 2. University of Birmingham）

11:30 AM - 11:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

リートベルト解析による人形石の結晶構造評価

Evaluation on the crystal structure of ningyoite using Rietveld analysis

*鈴木 知史，逢坂 正彦，中桐 俊男
日本原子力研究開発機構

XRD 解析と DFT 計算から得られた人形石の結晶構造についてリートベルト解析を適用して、人形石の原子配置の検討を行った。これにより、ピーク位置が測定結果に近い XRD を示す原子配置が得られた。

キーワード：人形石，リートベルト解析，XRD

1. 緒言

人形峠環境技術センターでは、ウラン廃棄物の処理処分技術を確立することを目標にした環境研究を実施している。浅い地中に埋設処分されたウラン廃棄物中のウランの長期移行挙動評価を行うためには、生成される化合物の予測と安定性評価が重要である。長期的に生成が予測される化合物として人形峠の主要なウラン鉱物である人形石があるが、生成メカニズムや結晶構造が明確でない。そのため、これまで過去の粉末 XRD データを基に、結晶構造解析コードと DFT 計算を用いて結晶構造の妥当性評価を進めてきた。本件では、これらの評価結果を基に、単位胞中の原子配置の検討のためリートベルト解析を行った結果を報告する。

2. 解析手法

人形石の組成は 1-2 個の結晶水を含む $CaU(PO_4)_2 \cdot 1\text{-}2H_2O$ であり、既往の格子定数と XRD の測定結果[1]から単位胞の構成は$[CaU(PO_4)_2 \cdot 1\text{-}2H_2O]_3$ と報告されている[1]が、原子配置の詳細は明らかではない。一方、前回の発表より、人形石の XRD の最大ピークである 30˚付近のピーク再現する原子配置は示されたが、他のピークの位置と強度はあまり再現されていない[2]。そこで、前回の発表における結果[2]に加え、Ca や U や P の配置を入れ替えたモデル構造について XRD 解析コード等による構造評価を実施して原子配置を絞り込み、絞り込んだモデル構造について RIETAN-FP [3]を用いてリートベルト解析を行った。なお、結晶水の存在は XRD パターンへの影響が小さい[2]ため、モデル構造の単位胞の構成として$[CaU(PO_4)_2]_3$ を用いた。

3. 結果と考察

複数のモデル構造について検討を行ったが、その中で Ca や U や P に関し同一元素が近い位置にある構造について、RIETAN-FP [3]を用いてリートベルト解析を行ったところ、主要なピークの位置はほぼ一致した。したがって、この解析により概ね適切な Ca や U や P の配置が得られたと考えられる。人形石の XRD の測定データ[1]による回折パターンとこのリートベルト解析による XRD の解析結果を図 1 に示す。しかしながら、強度は必ずしも一致していないため、さらに解析を精緻化し O を含めて原子配置を検討する必要がある。それ以外の強度の不一致の要因としては、結晶水の影響を無視したことが考えられる。

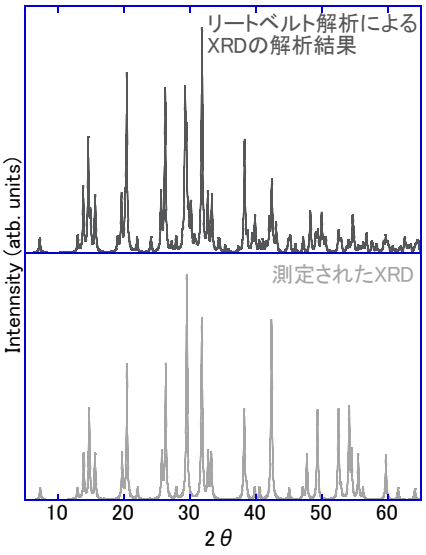


図 1 人形石の XRD の解析結果と既報の測定結果

参考文献

[1] Muto *et al*., Am. Mineral. 44 (1959) 633.
[2] 鈴木他，日本原子力学会 2019 年秋の大会，富山.
[3] 泉他，セラミックス 43 (2008) 902.

*Chikashi Suzuki, Toshio Nakagiri and Masahiko Osaka
Japan Atomic Energy Agency

酸化グラフェンにより捕集されたウランの蛍光 X 線分析法による定量法 (1) 汚染水分析への利用

X-ray fluorescence analysis of uranium collected by graphene oxide
(1) Application to contaminated water analysis

*吉井 裕[1]，伊豆本 幸恵[1]，高村 晃大[1,2]，上床哲明[1,2]，酒井 康弘[2]
[1]量子科学技術研究開発機構，[2]東邦大学

東電福島第一原発の廃炉過程ではウランに汚染された可能性のある汚染水が見出されることが予想される．本研究では，模擬汚染水から酸化グラフェンでウランを抽出・濃縮することで，全反射蛍光 X 線分析法によるウランの定量における検出下限を改良した．

キーワード：ウラン，汚染水，蛍光 X 線分析

1. 緒言

本研究は，東京電力福島第一原子力発電所廃炉現場の建屋内で溜水等が見つかった際に，そこにウランが含まれないことを保証することを目的としたものである．そのために，ウランの検出下限を目標以下まで引き下げることが必要となり，このことは，高感度なウラン分析法を開発することと同義である．手法開発にあたり目標としたのは，検出下限が法令上のウランの排出基準である 20 mBq/cm^3[1]の 1000 分の 1 を下回ることである．

2. 実験

量研の老朽化した建築物の解体現場で瓦礫を譲り受け，瓦礫 12 kg に超純水 10 L を入れて 18 ヶ月間静置し，その溶液部分を分取してメンブレンフィルターでろ過し，瓦礫純水浸漬液とした．これにウラン含有多元素標準液 XSTC-1407 (SPEX CertiPrep. Inc.,) を添加してウラン濃度を 0.01 μg/mL に調製した．ここから UTEVA レジンでウランを抽出したうえで簡易エバポレーターで 10 倍に濃縮する方法と，酸化グラフェン (Graphene oxide: GO) でウランを抽出するとともに 40 倍に濃縮する方法で試料を作製し，全反射蛍光X線分析を行った．

3. 結果と考察

UTEVA レジンでウランを抽出した溶液と，これを 10 倍に物理濃縮した試料では，U Lα 線の信号強度とそのエネルギーにおけるバックグラウンド信号強度がともに 10 倍に上昇したため，検出下限は 10 分の 1 にはならず，法令排水基準の 100 分の 1 だった検出下限[2]が 450 分の 1 ほどに改良された．GO での抽出と濃縮を行った試料でもバックグラウンドは上昇していたが，U Lα 線の信号強度の上昇が大きく、法令排水基準の 1300 分の 1 の検出下限を達成できた．

4. 謝辞

本研究は、原子力規制委員会原子力規制庁「平成 31 年度原子力発電施設等安全技術対策委託費 (東京電力福島第一原子力発電所の放射性廃棄物の特性評価に関する検討) 事業」 として実施した。

参考文献

[1] 公益社団法人　日本アイソトープ協会 「アイソトープ法令集(I) 放射線障害防止法関係法令」丸善 PP. 256-312, (2015).
[2] Matsuyama et al., Front. Chem. 7 (2019) Article 152

---

*Hiroshi yoshii[1], Yukie Izumoto[1], Kodai Takamura[1,2], Tetsuaki Uwatoko[1,2] and Yasuhiro Sakai[2]
[1]QST, [2]Toho Univ.

酸化グラフェンにより捕集されたウランの蛍光 X 線分析法による定量法 (2) 海水分析への利用

X-ray fluorescence analysis of uranium collected by graphene oxide
(2) Application to seawater analysis

*高村 晃大[1,2]，伊豆本 幸恵[1]，上床哲明[1,2]，酒井 康弘[2]，吉井 裕[1]
[1] 量子科学技術研究開発機構，[2] 東邦大学

東電福島第一原発の廃炉過程で発見される可能性のあるウランに汚染された汚染水は、海水の成分を含んでいるものと考えられる。本研究では、海水から UTEVA レジンでウランを抽出する方法と酸化グラフェンでウランを抽出する方法を比較検討し、全反射蛍光 X 線分析法によりウランの定量を行う方法を開発した。
キーワード:ウラン,海水,蛍光 X 線分析

1. 緒言

東電福島第一原発では、炉心融解を防ぐため、海水による炉の冷却が行われた。そのため、今後の廃炉過程においてウラン (U) に汚染された海水成分を含む溜水等が発見される可能性がある。海水成分を含む溜水中の U を迅速に分析するために、海水中の微量の U を抽出し、分析する手法の開発が求められている。

本研究では、我々はこれまでに行ってきた U 汚染水の全反射蛍光 X 線 (Total X-ray fluorescence:TXRF) 分析[1]を応用し、海水に含まれる微量の U を抽出し、TXRF 分析する手法の検討を行った。

2. 実験

海水認証標準物質 NASS-7 (NRC) を 20 mL ずつ分取し、我々の先行研究[1,2]に基づく 2 種類の方法で U を抽出した。一方の試料では、UTEVA レジン (eichrom) での抽出後に、簡易エバポレーターで試料溶液を 40 倍に濃縮した。もう一方の試料には、酸化グラフェン (Graphene oxide: GO) を加え、ろ過により GO を捕集してから 40 分の 1 量の溶出液で U を溶出させた。こちらでは、GO で U を抽出するとともに、40 倍に濃縮したことになる。これらの試料に対し、卓上型 TXRF 分析装置 NANOHUNTER-II (Rigaku. Co) を用いて管電圧 50 kV、管電流 12 mA、測定時間 5 分で測定した。

3. 結果と考察

UTEVA レジンで U を抽出後、物理濃縮を行う方法では、検出下限が 0.03 μg であり、作業時間は 4 時間半を要した。一方で、GO で U を抽出・濃縮する方法では、UTEVA レジンで処理した方法よりも、U の Lα 線付近のバックグラウンド信号強度が高く検出下限は 0.19 μg であったが、作業時間は 1 時間半だった。GO で抽出・濃縮した海水試料を TXRF 分析して U を定量する方法は、より短時間かつ簡便な操作により十分な信号強度で U を測定可能な手法であり、スクリーニング法として有効である。

4. 謝辞

本研究は、原子力規制委員会原子力規制庁「平成 31 年度原子力発電施設等安全技術対策委託費 (東京電力福島第一原子力発電所の放射性廃棄物の特性評価に関する検討)事業」として実施されたものである。

参考文献

[1] Yoshii et al., Spectrochim. Acta B., 2018, 148, 183-187.
[2] Takahashi et al., X-ray Spectrom, 2019, 48, 366-374.

---

*Kodai Takamura[1,2], Yukie Izumoto[1], Tetsuaki Uwatoko[1,2], Yasuhiro Sakai[2], and Hiroshi yoshii[1]
[1]QST, [2]Toho Univ.

大型再処理施設の試験操業中及び以降の六ヶ所村沿岸海域堆積物中 ^{129}I 濃度

Concentrations of iodine-129 in coastal sediments beside Rokkasho during and after test operation of nuclear fuel reprocessing plant

*佐藤雄飛[1]，植田真司[1]，柿内秀樹[1]，大塚良仁[1]，久松俊一[1]

[1]公益財団法人　環境科学技術研究所

抄録：青森県六ヶ所村の大型再処理施設近傍海域を対象として、使用済み核燃料を用いた同施設の試験操業期間（2006～2008 年）及びそれ以降（2009～2010 年）における太平洋沿岸堆積物中の ^{129}I 濃度を測定した。

キーワード：大型再処理施設，六ヶ所，^{129}I，堆積物，沿岸

1. 緒言

青森県六ヶ所村には日本初の商用使用済み核燃料大型再処理施設が立地しており、現在、国による安全審査が行われている。2006～2008 年にかけて同施設では実燃料のせん断・溶解処理試験（以下、試験操業と記載）が実施され、これに伴い、^{129}I を含む放射性核種が環境中へと管理放出された。この期間、六ヶ所村及びその近隣から採取された農畜水産物を含む環境試料中の ^{129}I 濃度にわずかな上昇があることを、我々はこれまで報告している*[1-6]。本発表では、2006～2010 年における六ヶ所村沿岸海域の表層堆積物中 ^{129}I 濃度の測定結果を示し、それに与えた再処理施設から放出された ^{129}I の影響について考察する。

2. 材料と方法

2006～2010 年の各年に 1 回、再処理施設の海洋排出口から 2～65 km に位置する青森県の太平洋側沿岸域における水深 200 m 以浅の 5 地点より、表層堆積物（0～5 cm）をスミス-マッキンタイヤ採泥器によって採取した。採取地点には、再処理施設に隣接する汽水湖である尾駮沼河口に位置する尾駮漁港を含んでいる。漁港には防波堤があり、港内の塩分は 30-34‰を示す。採取した堆積物試料は、80℃で 24～48 時間の乾燥を行った後、粒子径が<2 mm の試料中 I を AgI として精製し、加速器質量分析計を用いて ^{129}I を測定した。

3. 結果と考察

試験操業期間（2006~2008 年）中に ^{129}I 濃度の増加が観測されたのは、尾駮漁港内で採取された堆積物だけであった。その他の採取地点においては明確な増加が確認されず、堆積物中の ^{129}I 濃度と海洋放出口からの距離にも相関性は確認されなかったことから、試験操業期間中に海水中に放出された ^{129}I は堆積物へと移行せずに外洋へ拡散したと考えられる。一方、尾駮沼湖底堆積物には大気から陸上集水域に沈着した後に陸水を通して供給されたと考えられる ^{129}I により比較的高い値の ^{129}I 濃度が観測されていたことから*[4]、漁港における ^{129}I も湖底堆積物と同一の起源を持つことが示唆された。

本記載事項は、青森県からの受託事業により得られた成果の一部である。

参考文献

*[1] Ueda et al. (2015a) Radist. Prot. Dosim. 167:176-180 *[2] Ueda et al. (2015b) J. Radioanal. Nucl. Chem. 303:1211-1215. *[3] Hasegawa et al. (2017) J. Environ. Radioact. 171:65-73. *[4] Ueda et al. (2018) J. Radioanal. Nucl. Chem. 318:89-96. *[5] Satoh et al. (2019) Environ. Monit. Assess. 191:61. *[6] Satoh et al. (2019) J. Radioanal. Nucl. Chem. DOI:10.1007/s10967-019-06887-x.

---

*Yuhi Satoh[1], Shinji Ueda[1], Hideki Kakiuchi[1] ,Yoshihito Ohstuka[1], and Shun'ichi Hisamatsu[1]

[1]Institute for Environmental Sciences (IES)

福島第一原発港湾及び福島沿岸での Cs-137 環境動態：事故後 9 年間に渡るその変遷

Environmental Dynamics of Cs-137 inside and around the port of Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant: 9-years variations after the accident

*町田　昌彦[1]，岩田　亜矢子[1]，山田 進[1]
[1]原子力機構

発表者らは、これまでに、福島原発事故以後、福島第一原発（１F）港湾内を中心として Cs-137 の環境動態をモニタリングデータ[1]やシミュレーションを用いて研究してきたが、事故後、おおよそ 9 年が経過し、その特徴的振る舞いも事故当初と比べて大きく変化している。本発表では、これらの変化を概観すると同時に、今後についても過去の分析結果を基に推定する。

キーワード： Cs-137, 環境動態、福島第一原発港湾、福島沿岸

1. 緒言

2011 年 3 月の１F の事故により放射性物質が環境中へと放出され、大気拡散により海上や陸地に降着した一方、発電所内に汚染水が滞留したため、その一部は港湾へと流出する等の事象も発生する等、海洋での放射性物質の環境動態を調査研究する必要性が高まり、様々な研究が行われてきた。本発表では、放出された放射性物質の中でも Cs-137 に着目し、その海洋環境での環境動態について、得られた知見を報告する。尚、本研究では主に１F 港湾内でモニタリングされた Cs-137 海水濃度と港湾外で測定された同様の濃度を基に、Cs-137 がどのように環境中を動いたかを推定し、事故後 9 年間における海水中 Cs-137 の環境動態について議論する。

2. １F 港湾内での Cs-137 環境動態

１F で発生した事故当初、汚染水の直接流出が 2 号機前から１F 港湾内へと発生し、高濃度の Cs-137 が福島沿岸へと流出する事態となった。その後、１F 港湾内の濃度は大きく減少したが、ある一定の濃度に達した後は、その早い減少傾向は緩和し、最近では濃度の季節変動がみられる等、環境影響を受けた振る舞いを示している。本発表では、これまでに、１F 港湾で見られた特徴的な季節変動等、モニタリングデータを分析した結果[1]を報告し、その背後にある原因を推定し、今後の変化についても言及する。

3. 福島沿岸（１F 港湾外）での Cs-137 環境動態

福島沿岸での Cs-137 のモニタリングデータを注視することで、沿岸環境での物質の環境動態が凡そ理解できる。本発表では、沿岸部をその特徴から数区域に分け、事故後 9 年間に渡る濃度の変遷について議論し、その背後にある環境動態を支配する因子について推定する。特に、上記１F 港湾内でのその動態と比較し、どのような特徴を有するのか等を議論する。

参考文献

[1] 町田昌彦，山田進，岩田亜矢子，乙坂重嘉，小林卓也，渡辺将久，船坂英之，森田貴己， 日本原子力学会和文論文誌，2019 年 18 巻 4 号 p. 226-236.

*Masahiko Machida[1], Ayako Iwata[1], and Susumu Yamada[1 1]
[1]Japan Atomic Energy Agency.

Reusable super-paramagnetic metal oxides/SiO_2/zeolite nano-composites

*Azusa Ito[1], Tomoaki Kato[2], Toshihiko Ohnuki[2], Joseph A Hriljac[1]
[1]University of Birmingham, [2]Tokyo Institute of Technology

Metal oxides/SiO_2/zeolite (MSZ) is being developed to treat radioactive wastewater at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant. XRD and Raman spectroscopy showed Fe_3O_4 was not damaged while MSZ synthesis. Its adsorption capacity was almost same as plain zeolite, suggesting most of zeolite is present on the surface of MSZ.

Keywords: Zeolite; Fe_3O_4; $CoFe_2O_4$; Silica coated metal oxide nanoparticles; Adsorption

1. Introduction

A massive amount of radioactive wastewater has been generated after the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant accident. For the treatment of wastewater, zeolite has been practically used in situ. Since zeolite possesses high adsorption capacity, modified zeolites have been also developed to seek more efficient treatment of the wastewater. One of the modified zeolites is magnetically modified zeolite (MMZ). Nano-sized Fe_3O_4 and $CoFe_2O_4$ are widely used for the MMZ because of their superparamagnetic properties. However, they might be damaged while the treatment process or reusing the MMZ. Therefore, we have studied MMZ having silica coated metal oxides (MSZ) to protect the metal oxides.

2. Experimental details

Fe_3O_4 and $CoFe_2O_4$ were synthesized by Solvothermal method under a nitrogen atmosphere. These metal oxides were coated with SiO_2 by Stöber method: Fe_3O_4 or $CoFe_2O_4$ were dispersed in ethanol solution (the ratio of ethanol to water was 4 to 1); pH was adjusted by ammonia solution to about pH 10.5. The mixture was sonicated at 30 °C for 2 hr. Finally, MSZ was made by mixing metal oxides/SiO_2 with the seeds, and the mixture was heated in the same way as making the zeolite.

X-ray diffraction (XRD), X-ray fluorescence (XRF) and Transmission Electron Microscope (TEM) were used to characterise the metal oxides, metal oxides/SiO_2 and MSZ. Their magnetic properties were characterized by Vibration Sample Measurement (VSM) or Magnetic Property Measurement System (MPMS). The adsorption capacity of MSZ toward SR was measured by batch experiment, where concentration of Sr was determined by Inductively Coupled Plasma Atomic Emission Spectroscopy (ICP-AES).

3. Results and Discussion

MSZ has kept its superparamagnetic property including that Fe_3O_4 was not damaged while MSZ synthesis. To distinguish between Fe_3O_4 and γ-Fe_2O_3 (Their XRD peaks are in the almost same petitions), Raman spectrum was also used, and it had a high Raman peak around 670 cm^{-1}. The calculated particle sizes of Fe_3O_4 and $CoFe_2O_4$ from XRD peaks (8 to 30 nm) were bigger than observed by TEM (4.5 to 9.5 nm). The magnetizations of Fe_3O_4 and $CoFe_2O_4$ were 55.7 emu/g and 45 emu/g at 20 kOe at room temperature. After silica coating, these values decreased depends on the thickness of silica layer. When the silica thickness was around 2 nm, the magnetization was almost same as the metal oxides. The magnetizations of MSZ was dramatically decreased to less than 9 emu/g at 20 kOe due to the zeolite, but MSZ could be attracted by a neodymium magnet in solution. The adsorption capacity of MSZ was almost same as plain zeolite, suggesting most of zeolite is present on the surface of MSZ.

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

[2F07-13] Environmental Safety

Chair:Masahiko Machida(JAEA)

Tue. Mar 17, 2020 2:45 PM - 4:40 PM Room F (Lecture Bildg. M 1F M-2)

[2F07] Study on the level 3 PRA methodology considering site characteristics

*Chihiro Suzuki[1], Ryohei Ichikawa[1], Kyoko Funayama[1] (1. NRA)

2:45 PM - 3:00 PM

[2F08] Study on level 3 PRA methodology considering site characteristics

*Ryohei ICHIKAWA[1], Hideaki UTSUNO[1], Chihiro SUZUKI[1], Kyoko FUNAYAMA[1] (1. NRA)

3:00 PM - 3:15 PM

[2F09] Ensemble assessment of atmospheric dispersion simulations for nuclear accidents

*Masataka Nakamura[1], Hiromi Yamazawa[1], Shinichiro Adachi[1], Jun Moriizumi[1] (1. Nagoya Univ.)

3:15 PM - 3:30 PM

[2F10] Ensemble assessment of atmospheric dispersion simulations for nuclear accidents

*Hiromi Yamazawa[1], Shinichiro Adachi[1], Masataka Nakamura[1], Jun Moriizumi[1] (1. Nagoya Univ.)

3:30 PM - 3:45 PM

[2F11] Development of an estimation method of concentration distribution and release amount of radionuclide discharged to the atmosphere using gamma-ray imaging

*Haruyasu Nagai[1], Toru Tanimori[2], Hiromasa Nakayama[1], Daiki Satoh[1], Yoshihiro Furuta[1] (1. JAEA, 2. Kyoto Univ.)

3:45 PM - 4:00 PM

[2F12] Development of an estimation method of concentration distribution and release amount of radionuclide discharged to the atmosphere using gamma-ray imaging

*Hiromasa Nakayama[1], Daiki Satoh[1], Yoshihiro Furuta[1], Haruyasu Nagai[1] (1. JAEA)

4:00 PM - 4:15 PM

[2F13] Development of an estimation method of concentration distribution and release amount of radionuclide discharged to the atmosphere using gamma-ray imaging

*Yoshihiro Furuta[1], Daiki Satoh[1], Hiromasa Nakayama[1], Haruyasu Nagai[1], Toru Tanimori[2] (1. JAEA, 2. Kyoto Univ.)

4:15 PM - 4:30 PM

©Atomic Energy Society of Japan

サイト特性を踏まえたレベル 3PRA 手法の検討
(1) サイトデータへの統計情報の活用に関する検討

Study on the level 3 PRA methodology considering site characteristics
(1) Study on the implementation of statistical information to site data

*鈴木 ちひろ[1]，市川 竜平[1]，舟山 京子[1]
[1]原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

レベル 3 確率論的リスク評価（PRA）に用いるサイトデータ（通常活動時の被ばく低減係数等）に国内の統計情報等を活用する方法を検討した。

キーワード：レベル 3PRA，サイト特性，MACCS

1. はじめに

レベル 3PRA の実施に当たっては、原子力発電施設周辺の人口分布等の地域特性に基づくデータ（サイトデータ）が必要である。これまで、平成 7-8 年度に旧原子力発電技術機構が整備したサイトデータを主に用いてきたが、サイト特性を踏まえたレベル 3PRA の検討に向け、現在活用可能な統計情報を改めて調査した上でモデルの再検討を行った。本報告では、サイトデータのうち、通常活動時の被ばく低減係数（施設周辺住民が日常的な生活を送り続ける状態を想定した被ばく低減係数であり、防護措置を一切実施しないケースの線量の評価に使用される）に着目してその導出モデルの内容について報告する。

2. 手法

通常活動時の被ばく低減係数は、日常生活における滞在場所を「屋外」「自宅」「乗り物」「学校・職場等」の 4 種類に分類し、各滞在場所における平均滞在時間及び被ばく低減係数の積和を取ることで算出した。

各滞在場所における平均滞在時間は、平成 23 年社会生活基本調査の「年齢群別・行動の種類別平均時間」並びに平成 22 年国勢調査の「年齢別人口」、「産業別就業者比率」及び「利用交通手段」を基に算出した。具体的には、各行動の種類、各産業の就業者、各利用交通手段の情報から想定される標準的な滞在場所を設定し、各年齢区分の各滞在場所での平均滞在時間と各年齢区分の人口比率の積和を取ることで算出した。社会生活基本調査で対象としない 10 歳未満の年齢群の滞在場所については、10 歳～14 歳の行動の種類別平均時間を適用し、さらに未就学児の 0～5 歳については、通勤・通学及び学業の時間は自宅にいるものと考え設定した。

各滞在場所における被ばく低減係数は、従来使用していた NUREG/CR-4551[1]に基づく値を継続して採用した。ただし、自宅の被ばく低減係数については、自宅の滞在時間が長いこと、建屋の構造の影響を受けることから、平成 25 年住宅・土地統計調査から得られる住宅の構造別の割合を考慮した。

3. 結果と考察

得られたサイトデータを従前の整備データと比較した結果、被ばく低減係数はほとんど変わらないか、わずかに増加した。これは、鉄筋・鉄骨コンクリート造の住宅割合の上昇により自宅での被ばく低減係数がわずかに減少したものの、生活時間として詳細な統計情報を採用したことに伴い、被ばく低減係数の大きい学校・職場における滞在時間が減少し、結果としてほぼ同等の値になったためと考えられる。

[1] Sprung, J.L. et.al., Evaluation of Severe Accident Risks: Quantification of major Input Parameters, MACCS input, NUREG/CR-4551, Vol.2, Rev.1, Part.7, (1990)

* SUZUKI Chihiro[1], ICHIKAWA Ryohei[1] and FUNAYAMA Kyoko[1]
[1]Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

サイト特性を踏まえたレベル 3PRA 手法の検討
(2)空間放射線量率基準に基づく避難モデル検討

Study on the level 3 PRA methodology considering site characteristics

(2) Evacuation model study based on air dose rate criteria

*市川 竜平[1]，宇津野 英明[1]，鈴木 ちひろ[1]，舟山 京子[1]

[1]原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

サイト特性を踏まえたリスク評価のための、レベル 3PRA 手法を検討している。避難の開始時間への影響を考慮するため、空間放射線量率を避難等の判断基準として設定した防護措置モデルを確率論的環境影響評価コード（MACCS2-NRA）に導入した。また、サンプル解析によって機能を確認した。

キーワード：レベル 3PRA，サイト特性，空間放射線量率，MACCS

1. 緒言

レベル 3PRA では、評価対象のサイトについて、人口データ、農畜産物データ、防護対策データ等が計算に必要となる[1]。防護対策データには避難の開始時間が含まれるが、従来の MACCS2-NRA では、避難の開始時間に空間放射線量率等の計測可能な値で表される運用上の介入レベル（OIL）を判断基準とする設定ができなかった。このため、MACCS2-NRA へ OIL を判断基準とした避難モデル（OIL 避難モデル）を導入した。

2. 避難モデルの改良

従来の MACCS2-NRA では、避難の開始時間は入力による一律の値となっていた。OIL 避難モデルでは、空間放射線量率の計算機能、空間放射線量率と OIL の判断基準との比較によって、避難の開始時間を設定できるよう改良した。

3. 機能確認解析

緊急防護措置を準備する区域（UPZ）圏内における避難開始時間を、気象条件（1 年間 8760 データ）の累積分布関数として整理した例を図に示す。機能確認に用いた解析条件では格納容器破損を想定し、事故後 72 時間から 96 時間の間に放射性物質の大気中への放出が最大となると仮定した。図中実線の累積分布関数で示すとおり、①避難しない、②最大プルームの通過後に避難を開始する、③最大プルームの通過中に避難を開始する場合をそれぞれ評価できるようになった。

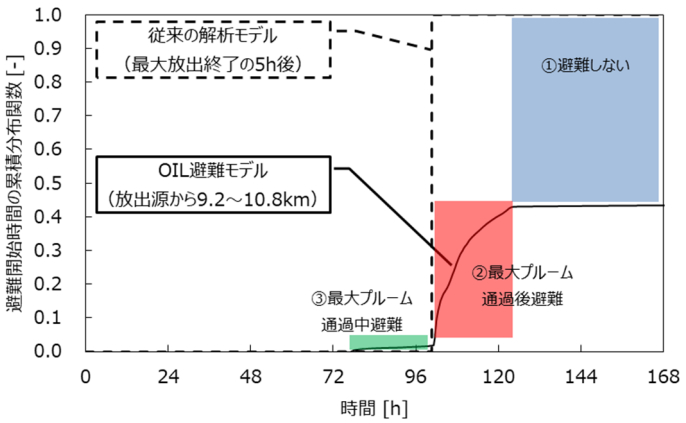


図 避難開始時間の累積分布関数

OIL 避難モデルの導入により、気象条件の違いによる避難の開始時間への影響を定量的に計算できることを確認した。

参考文献

[1] 一般社団法人日本原子力学会，日本原子力学会標準 原子力発電所の確率論的リスク評価に関する実施基準（レベル 3PRA 編）:2018, 2018

*ICHIKAWA Ryohei[1], UTSUNO Hideaki[1], SUZUKI Chihiro[1] and FUNAYAMA Kyoko[1]

[1]Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

原発事故対象大気拡散計算のアンサンブル評価
（1） 大気中濃度実測値を利用した事後評価

(1) Post-assessment using measured atmospheric concentration data

*中村真隆[1]，山澤弘実[1]，足立振一郎[1]，森泉純[1]
[1]名大院工

複数モデルが参加した国際モデル間比較プロジェクトの一環として、事故後測定された実測値を用いたアンサンブル評価を行った。本研究では SPM で測定された大気中濃度実測値を用いた重み付けアンサンブルについて、統計評価を行うことで不確かさの低減について検討した。

キーワード：大気拡散モデル、アンサンブル評価

1. 諸言　福島第一原子力発電所の事後評価では、大衆の内部被ばく評価に放射性核種の大気中濃度分布および時系列データが必要である。事故後の環境モニタリングによって大気中濃度のデータは得られているものの、空間的・時間的に離散しているのが現状である。また、大気拡散計算によるシミュレーションが行われたが、不確かさが大きいことが指摘されている。本研究では、事故後得られた大気中濃度の実測値を用いることで、複数モデルによる計算結果をアンサンブル評価することによって、不確かさの低減について評価することを目的とする。

2. 方法　大気拡散計算は、国際モデル比較プロジェクト参加の 12 個のモデルによって同一の気象データ、放出源情報及び水平格子間隔（3 km）を用いて計算されたものである。浮遊粒子状物質の測定局で得られた大気中 Cs-137 濃度を参照値として、複数の統計指標を用いて不確かさを評価した。

アンサンブル評価値は、浮遊粒子状物質の測定局で得られた大気中 Cs-137 濃度を使用し、12 モデルの単純平均値と、参照する実測値との相対誤差が小さいほど、実測値が大きいほど強く重みがかかるようにした荷重平均の二通りを採用した。

3. 結果　評価結果を図に示す。個々のモデル再現性はどの統計指標でもばらついている。これは大気中濃度に大きく影響を与える沈着過程の差異や、気象場の再現性の違いが考えられる。

単純平均はほぼすべて統計指標において単一モデルより良好な再現性が得られた。これは、各モデルの持つ不確かさが一部程度打ち消し合う事による結果と考えられる。また、重みを用いた評価は単純平均より有意に良好であることが示された。

単純平均より実測値を用いて重みづけをすることによって不確かさが低減されると考えられる。

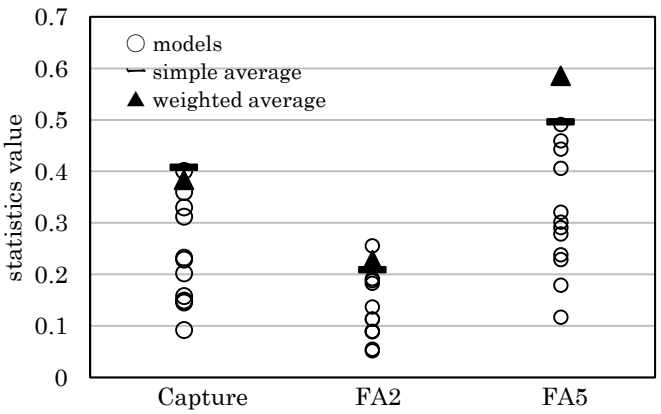


図　各モデルおよびアンサンブル評価の大気中濃度再現性に関する統計指標

本研究は環境研究総合推進費（課題番号 1-1802）によるものである。

*Masakata Nakamura[1], Hiromi Yamazawa[1], Shiniciro Adachi[1], Jun Moriizumi[1]　[1]Nagoya Univ.

原発事故対象大気拡散計算のアンサンブル評価
（２）緊急時応用のための事前評価

Ensemble assessment of atmospheric dispersion simulations for nuclear accidents
(2) Prediction for emergency application

*山澤弘実[1]，足立振一郎[1]，中村真隆[1]，森泉純[1]
[1]名大院工

原子力事故時の複数モデルによる大気拡散評価法を、１Ｆ事故データを参照値として検討し、大気中濃度の空間分布及び濃度値の予測精度が重み付きアンサンブルで改善することが示された。

キーワード：大気拡散モデル、アンサンブル評価、大気中濃度、空間分布、福島原発事故

1. 諸言　原子力緊急時の大気拡散モデル予測は、面的分の評価が可能であること、1，2 日程度先までの事前の予測が可能であること等の利点があるもののの、気象場予測及び大気拡散計算に不確かさがあることが利用上の束縛条件となっている。本研究では、複数モデルによる計算結果をアンサンブル評価する事による不確かさの低減について、評価法の検討及び１Ｆ事故データを参照値とした不確かさの評価を行う事を目的とする。

2．方法　評価に用いた計算結果、国際モデル比較プロジェクト参加の 12 個の先端的モデルにより同一の気象データ、放出源情報及び水平格子間隔（3 km）を用いて計算されたものである。評価期間は大量の放出が継続した 2011 年 3 月 15 日～21 日とし、浮遊粒子状物質の測定局で得られた大気中 Cs-137 濃度を参照値として、空間分布再現性（Capture:1 Bq/m^3 以上の範囲の計算と実測の重複度、Correlation:各地点の 3 時間平均濃度の相関係数）及び濃度再現性（FA2 及び 5：計算値が実測値の 1/2 倍から 2 倍（1/5 倍から 5 倍）の範囲にある割合）を評価した。

アンサンブル評価値では、緊急時での実測値が無い将来予測を想定して実測値は用いず、12 モデルの単純平均値と、単純平均値から偏差が大きいほど小さい重みを用いた荷重平均の二通りを採用した。

３．結果　評価結果を図に示す。個々のモデル再現性は、主に降水の有無による再現性の差異（沈着による大気中濃度減少の再現の差異）により大きく異なること、必ずしも一部のモデルが全ての観点で高い再現性を示さないこと等の特徴が見られる。一方、単純平均はほ単一モデルより良好な再現性が得られた。これは、各モデルの不確かさの要因が同一では無く、その影響として生じる誤差が一部程度打ち消し合う事による結果と考えられる。また、重みを用いた評価は単純平均より有意に良好であることが示された。単純平均からの偏差が大きいモデルが持つ不確かさの影響が重み付き平均で軽減された効果と考えられる。

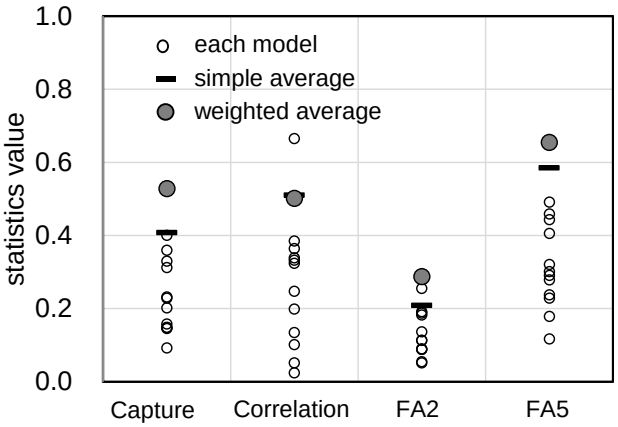


図　各モデルおよびアンサンブル評価の大気中濃度再現性に関する統計指標

本研究は環境研究総合推進費（課題番号 1-1802）によるものである。

*Hiromi Yamazawa[1], Shiniciro Adachi[1], Masakata Nakamura[1], Jun Moriizumi[1]　[1]Nagoya Univ.

大気放出された放射性核種の濃度分布と放出量をγ線画像から推定する手法開発 （1）研究の概要

Development of an estimation method of concentration distribution and release amount of radionuclide discharged to the atmosphere using gamma-ray imaging: (1) Outline of study

*永井 晴康[1]，谷森 達[2]，中山 浩成[1]，佐藤 大樹[1]，古田 禄大[1]
[1]原子力機構，[2]京都大学

大気拡散計算と放射線計測を融合して大気放出された放射性核種の濃度分布と放出量を推定する手法の開発を進めている。この研究の概要について報告する。

キーワード：大気拡散計算，放射線計測，放射性核種濃度分布，放出量推定，γ線画像

1. 緒言

原子力機構では、放射性物質の大気拡散予測の信頼性を向上するための研究開発として、大気拡散計算と放射線計測を融合して大気放出された放射性核種の濃度分布と放出量を推定する手法の開発を進めている。この手法により得られる放射性物質の放出量と放出地点近傍の濃度分布データを大気拡散計算に取り入れることで、より現実に近い大気拡散状況の予測が可能となる。

2. 手法開発の概要

放射線計測技術としては、京都大学が新規開発した電子飛跡検出型コンプトンカメラ（ETCC）[1]を用いる。ETCC は、γ線のコンプトン散乱における 3 次元電子飛跡を検出することでγ線到来方向を決定し、γ線の幾何光学に基づく完全可視化を世界で初めて実現した。ETCC により得られるγ線の定量的画像（入射角度分布）は放射性核種ごとにその量と空間分布を特定できることから、大気中に放出された放射性物質からのγ線に対する ETCC 測定結果から濃度分布を推定する手法を開発する。この手法では、複数箇所で測定されたγ線画像の組み合わせから大気中の放射性物質の核種ごとの濃度分布を一定の時間間隔で再構成するとともに、時間間隔ごとの濃度増加量から放出量も推定することを目指している（図 1）。

手法開発は、原子力機構が開発した高分解能大気拡散予測コード LOHDIM-LES[2]と放射線輸送計算コード PHITS[3]を活用し、シミュレーションベースで実施する。まず、LOHDIM-LES により建物の影響を受けた気流・拡散場の非定常・複雑分布を再現し、様々な大気中核種濃度分布を生成する。また、PHITS 計算に基づき任意の大気中核種分布からγ線画像データを計算する応答関数を構築し、ETCC の模擬γ線画像データを作成する。そして、これらを試験データとして用いて、γ線画像データから応答関数を逆解析し濃度分布を復元する手法を開発する。

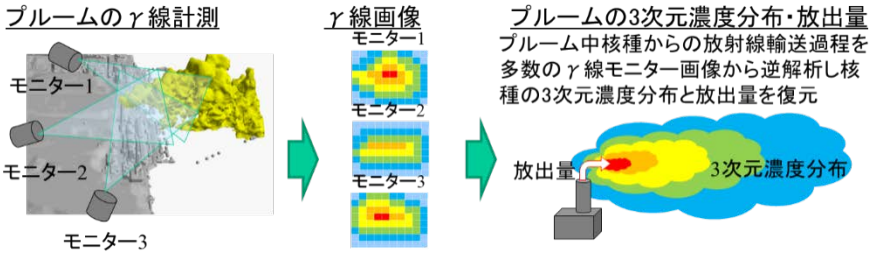


図 1　γ線画像から大気中核種分布と放出量を推定する手法の概念図

参考文献

[1] T. Tanimori, et al., Scientific Reports 7, 41511 (2017).
[2] H. Nakayama, et al., J. Nucl. Sci. Technol. 53, 887-908 (2016).
[3] T. Sato et al., J. Nucl. Sci. Technol. 55, 684-690 (2018).

---

*NAGAI Haruyasu[1], TANIMORI Toru[2], NAKAYAMA Hiromasa[1], SATOH Daiki[1] and FURUTA Yoshihiro[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Kyoto Univ.

大気放出された放射性核種の濃度分布と放出量をγ線画像から推定する手法開発 （2）大気中核種濃度分布の計算

Development of an estimation method of concentration distribution and release amount of radionuclide discharged to the atmosphere using gamma-ray imaging: (2) Calculation of radionuclide concentration distribution in the atmosphere

*中山 浩成[1]，佐藤 大樹[1]，古田 禄大[1]，永井 晴康[1]
[1]原子力機構

大気拡散計算と放射線計測を融合して大気放出された放射性核種の濃度分布と放出量を推定する手法の開発を進めている。この研究の大気中核種濃度分布の計算方法について述べる。

キーワード：大気拡散計算，放射線計測，放射性核種濃度分布，放出量推定，γ線画像

1. 緒言

原子力機構では、放射性物質の大気拡散予測の信頼性を向上するための研究開発として、大気拡散計算と放射線計測を融合して大気放出された放射性核種の濃度分布と放出量を推定する手法の開発を進めている。この手法により得られる放射性物質の放出量と放出地点近傍の濃度分布データを大気拡散計算に取り入れることで、より現実に近い大気拡散状況の予測が可能となる。本研究では、現実の実験データが存在しないため、シミュレーションにより模擬実験データを生成し、解析手法の開発と検証を行う計画である。この模擬実験データとして、大気放出された放射性核種の濃度分布データの作成について報告する。

2. 大気中核種濃度分布作成の概要

大気中核種濃度分布は、原子力機構が開発した局所域高分解能大気拡散予測コード LOHDIM-LES[1]により計算した。この予測コードは、非定常乱流現象の再現に優れた Large-Eddy Simulation (LES)と呼ばれる乱流モデルを基本とし、数値標高・数値表面データを用いて地表面被覆形状を精緻に解像することにより、建物・局所地形の影響を受けた気流・拡散場の非定常・複雑分布を表現することが可能である。まず、福島第一原子力発電所（1F）周辺の建物・地形データを LOHDIM-LES に入力した。計算領域は水平方向に 5km、鉛直方向に 500m、計算格子サイズは水平方向に 5m、鉛直方向に 5m-20m とした。図 1(a)は、開発手法の評価対象領域となる 1F 周辺の 1.6km 四方の地表面被覆形状データを示している。様々な気象条件での模擬実験データを作成するために、10 度間隔の平均風向毎に気流場及び拡散過程を詳細に再現した 36 ケースの数値計算を実行した。放出位置は 1F の 2 号機建屋屋根面とし、単位放出率を与えた。図 1(b)は、平均風向 90 度の時の 10 分平均の 1%相対濃度の等値面を示している。これらの手順で大気中核種濃度分布などのデータを整備した。

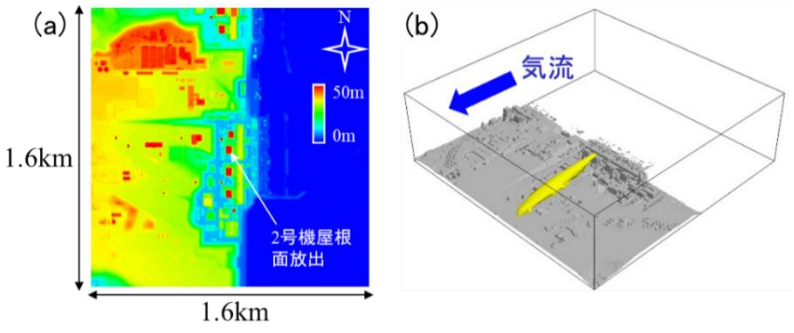


図 1　(a)評価対象領域の地表面形状と(b)10 分平均濃度の等値面図

参考文献

[1] H. Nakayama, et al., J. Nucl. Sci. Technol. 53, 887-908 (2016).

*, Hiromasa Nakayama[1], Daiki Satoh[1], Yoshihiro Furuta[1]and Haruyasu Nagai[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency.

大気放出された放射性核種の濃度分布と放出量をγ線画像から推定する手法開発 (3) 仮想γ線画像と応答関数の作成

Development of an estimation method of concentration distribution and release amount of radionuclide discharged to the atmosphere using gamma-ray imaging: (3) Simulation of detected gamma-ray images and construction of response matrices

*古田 禄大[1]，佐藤 大樹[1]，中山 浩成[1]，永井 晴康[1]，谷森 達[2]
[1]原子力機構，[2]京都大学

大気拡散計算と放射線計測を融合して大気放出された放射性核種の濃度分布と放出量を推定する手法の開発を進めている。ここではγ線画像から核種分布を逆解析するために必要な応答関数の整備について述べる。

キーワード：放射線計測，γ線画像，放射性核種濃度分布

1. 緒言

原子力機構では，大気放出された放射性核種からのγ線を電子飛跡検出型コンプトンカメラ（ETCC）で撮影した画像から，線源核種の濃度分布と放出量を推定する逆解析手法の開発を進めている。得られた濃度分布と放出量を大気拡散計算の入力データとして用いることで，拡散計算の予測精度を向上させることができる。本研究では，シミュレーションによって ETCC の仮想γ線画像と逆解析に使用する応答関数行列を作成し，逆解析手法の開発及び検証を行う。

2. 仮想γ線画像作成の概要

仮想γ線画像の作成には，原子力機構が開発した放射線輸送計算コード PHITS [1] を用いた。前講演で作成した大気中の放射能濃度分布を入力として，逆解析体系（東西・南北 1 km，高さ 500 m）中の複数の位置に仮想 ETCC を設置し，線源から ETCC までのγ線輸送計算を行った。放出核種については，今回は，福島第一原子力発電所事故でも大量に放出された ^{137}Cs/^{137m}Ba に限定し，0.662 MeV のγ線の直達成分のみを計算対象とした。図 1 は PHITS を用いて計算した仮想γ線画像の例である。実測で使用予定の京都大学製 ETCC [2] に合わせ，視野は 100 度×100 度，画像ピクセル数は 10×10 とした。実際に放射性核種が大気中に飛散した事故時の ETCC データは存在しないため，逆解析手法の開発では代用としてこの仮想γ線画像を用いて手法の検証を行う。

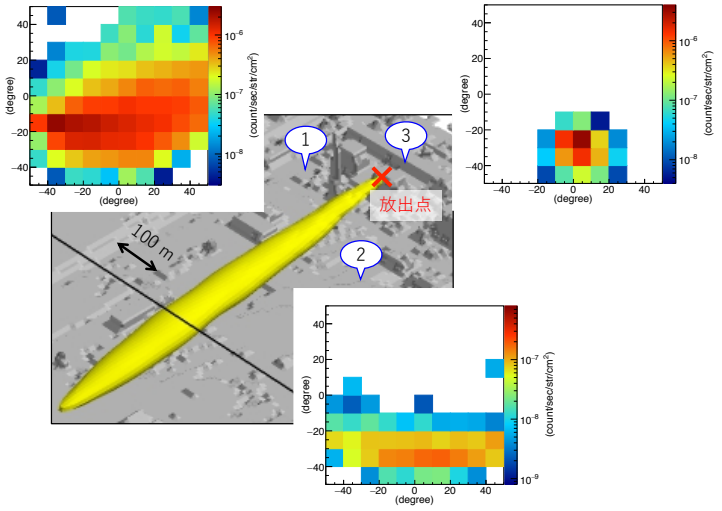


図 1 大気拡散計算で模擬作成した放射能濃度分布（黄）と周囲に設置した ETCC で得られる仮想γ線画像の例

3. 応答関数作成の概要

ETCC で得られるγ線画像から放射能濃度分布を逆解析するために，計算体系中の単位放射能をもつ線源から ETCC の検出部（10×10 ピクセル）に到達する直達γ線のフルエンスを計算し，応答関数行列として整備した。線源の 3 次元位置は，大気拡散計算の格子サイズを踏まえ東西・南北・高さ各 5 m 刻みとし，体系全体を 200×200×100 の格子に分割して計算した。応答関数行列の妥当性を確認するため，3 次元核種濃度分布と畳み込んで再構成した仮想γ線画像と PHITS の計算結果を比較した。γ線フルエンスの小さい線源周縁部を撮影したデータを除き，両者は 10 %以内で良い一致を示した。発表では，PHITS による仮想γ線画像から大気中の放射性核種濃度分布を逆解析した結果についても報告予定である。

参考文献

[1] T. Sato, et al., J. Nucl. Sci. Technol. 55, 684–690 (2018).
[2] T. Tanimori, et al., Scientific Reports, 7, 41511 (2017).

*Yoshihiro Furuta[1], Daiki Satoh[1], Hiromasa Nakayama[1], Haruyasu Nagai[1] and Toru Tanimori[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Kyoto Univ.

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

[2G01-07] Thermal Hydraulics Experiment/Analysis 1

Chair:Hiroyuki Yoshida(JAEA)

Tue. Mar 17, 2020 10:00 AM - 11:55 AM Room G (Lecture Bildg. M 2F M-21)

[2G01] Visualization of droplet flow dynamics downstream of BWR spacer with mixing vanes

*Riichiro Okawa[1], Masahiro Furuya[1], Takahiro Arai[1], Tsugumasa Iiyama[1] (1. CRIEPI)

10:00 AM - 10:15 AM

[2G02] Numerical simulation on two-phase flow in the 4x4 fuel bundle with the spacer by the mechanistically based method

*Ayako Ono[1], Susumu Yamashita[1], Takayuki Suzuki[1], Hiroyuki Yoshida[1] (1. JAEA)

10:15 AM - 10:30 AM

[2G03] Research and development for understanding two-phase flow behavior inside a fuel bundle

*Takahiro Arai[1], Atsushi Ui [1], Masahiro Furuya[1], Riichiro Okawa [1], Tsugumasa Iiyama[1], Shota Ueda[1], Kenetsu Shirakawa[1], Kazuaki Kito[2] (1. CRIEPI, 2. HGNE)

10:30 AM - 10:45 AM

[2G04] Operating criteria and internal flow structure of Supersonic Steam Injector

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

10:45 AM - 11:00 AM

[2G05] Effect of hydrogen inflow on natural circulation flow of passive core cooling system

*Yasunori YAMAMOTO[1], Masayoshi MORI[1], Tetsuya TAKADA[1], Kosuke ONO[1] (1. Hokkaido Univ.)

11:00 AM - 11:15 AM

[2G06] Condensation Heat Transfer for Downward Flows of Steam-Air Mixture in a Circular Pipe

*Michio Murase[1], Yoichi Utanohara[1], Akio Tomiyama[2] (1. INSS, 2. Kobe Univ.)

11:15 AM - 11:30 AM

[2G07] Numerical simulation of wall condensation heat transfer of steam and non-codensable gas mixture in a circular tube

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

11:30 AM - 11:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

旋回羽を有する BWR スペーサ下流域における液滴挙動の可視化

Visualization of droplet flow dynamics downstream of BWR spacer with mixing vanes

*大川 理一郎[1]，古谷 正裕[1]，新井 崇洋[1]，飯山 継正[1]

[1]電力中央研究所

BWR 燃料集合体のサブチャンネルを模擬した試験流路において、スペーサに付属する旋回羽が流路内を通過する液滴に及ぼす流動効果を観察するため、スペーサ下流域の液滴挙動を光学計測により可視化した。

キーワード：スペーサ、旋回羽、液滴、沸騰遷移、BWR 燃料集合体、シャドウイメージング

1. 緒言　BWR 燃料集合体を流動する冷却材は、支持部材であるスペーサの影響を受け、燃料表面への液滴付着を促進する効果があると考えられている。本研究は、BWR のサブチャンネル及びスペーサを模擬した試験流路を用い、スペーサ下流域における液滴挙動を光学計測し、そのメカニズムを可視化して理解を深めることを目的とする。既報[1]では、基本的な丸セル型及びグリッド型を対象として、各々に特有の傾向が見られたことを報告した。本報では、グリッド型に旋回羽を備えた模擬スペーサを対象に同試験を行い、旋回羽の影響に着目する。

2. 実験　試験装置の模擬流路及びスペーサを Fig.1 に示す。実機に即した寸法の燃料棒に囲まれたサブチャンネルの流路を切り出した形状となっており、グリッド型スペーサの格子部分の上部に旋回羽状の構造物を付与している。実験条件は大気圧(0.1MPa)・常温(20℃)とし、作動流体は水(液滴)―空気(気相流)とする。装置下部にノズルを設置して液滴を射出し、鉛直上向きの気相流に同伴させる助走区間を経て、スペーサを通過する。下流域におけるスペーサ上端 5 mm の高さを撮影位置とし、ダブルパルス YAG レーザーの照射による液滴の陰影を高感度カメラで捉え、シャドウイメージングによる粒子追跡法により流動径及び速度を計測する。

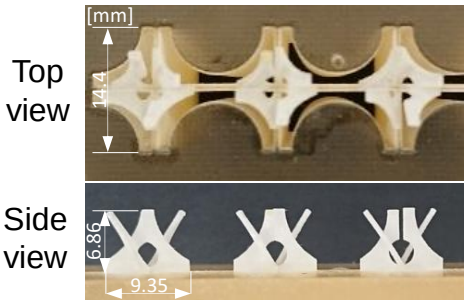


Fig.1　Simulated grid spacer with mixing vanes

3. 結果及び考察　気相流の流路断面平均流速を 10 m/s とした時の、スペーサ下流域で観測された液滴の流動径と速度の関係を Fig. 2 に示す。ノズルから射出される液滴径は概ね 0.01～0.4 mm であり、実機における液滴流の径分布をカバーしていると考えられる。スペーサ形状を模擬しない参照ケースでは、径と鉛直方向速度成分との間に概ね直線的関係が見られる。一方、グリッド型スペーサを模擬した場合、径の大きい領域では参照ケースと同じ傾向が見られるが、径 0.1 mm 未満の小さい領域で大きな分散が生じている。さらに旋回羽を付与すると、径が大きくなるほど幅は狭くなるものの径全般に分散が波及する傾向が見られる。水平方向速度成分においても旋回羽の付与によって分散が 2 倍以上に拡大している。このようにスペーサや旋回羽の存在によって液滴は各方向への流動を大きく変化させる撹拌効果を有することが可視観測により明らかにされた。

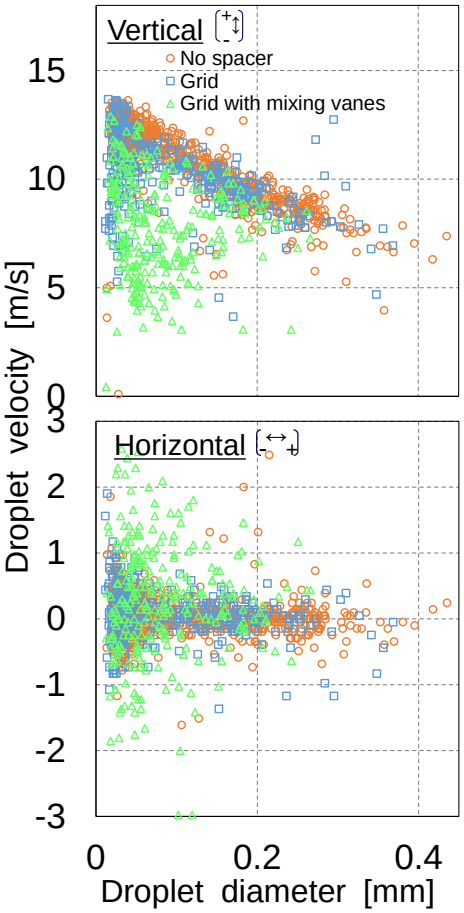


Fig.2　Relation between velocity and diameter of droplet

4. 結論　BWR 燃料集合体のサブチャンネル及びスペーサを模擬した試験流路内の液滴流を可視化し、旋回羽が液滴の速度及び方向を大きく分散させる傾向が観察され、旋回羽の影響を特徴付ける計測データが得られた。

謝辞　本研究は、原子力規制庁委託事業「平成３０年度原子力施設等防災対策等委託費（スペーサ影響評価試験）」の一部として実施したものである。

参考文献　[1] 大川他、日本原子力学会 2019 年秋の大会、1F03.

*Riichiro Okawa[1], Masahiro Furuya[1], Takahiro Arai[1], Tsugumasa Iiyama[1]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

スペーサグリッド付き４×４バンドル内における詳細二相流動解析

Numerical simulation on two-phase flow in the 4x4 fuel bundle with the spacer by the mechanistically based method

*小野　綾子[1]，山下　晋[1]，鈴木　貴行[1]，吉田　啓之[1]
[1]JAEA

スペーサグリッド付きの４ｘ４バンドルにおいて、機構論的流動解析手法を用いて単相流および二相流動の解析を実施し、スペーサが引き起こす複雑な流動挙動について検討した。

キーワード：二相流，軽水炉，燃料集合体，VOF，界面追跡法

1. 緒言

JAEA では、実験相関式に依らない炉内過渡二相流動挙動の予測を可能とする数値解析技術の開発を進めている。本数値解析技術は、機構論的な限界熱流束予測評価手法や、過渡事象における詳細な炉内出力分布の評価などを目的とした３次元詳細核熱カップリングコードの開発に資する。本研究では、スペーサグリッド付きの４×４バンドルにおいて、VOF 法に基づいた詳細熱流動解析コード JUPITER[1]により単相流および二相流動の解析を実施し、スペーサが引き起こす複雑な流動挙動や、気泡挙動について解析し、JUPITER の適用性を検討した。

2. 解析条件

解析体系は、公開情報[2]を基に図１のように設定した。スペーサは、ベーンなし(NV)、スプリットベーン(SP)、スワールベーン(SW)の 3 タイプを用いた。メッシュ幅は 0.5mm、格子総数は約 2,800 万格子である。単相流条件（液相流速 4.3m/s）、二相流条件（液相見かけ速度 0.55m/s、気相見かけ速度 0.06m/s）に対し断熱条件で解析した。

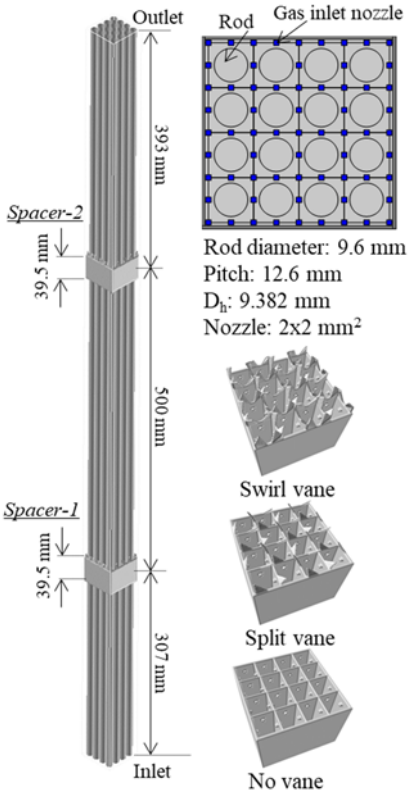


図１　解析体系

3. 解析結果

図２に、単相流解析の結果の一例として、SW を用いた場合の水平断面内速度分布を示す。Spacer-2 の 1D 下流で、サブチャンネル内に強い旋回流がみられる。図３に、SW での二相流解析結果の一例として、スペーサ周囲の気泡形状の変化を示す。スペーサ直後では、気泡はグリッド部およびベーン部において破砕され微細化するが、後流側で再び接合しキャップバブルを形成することが確認された。

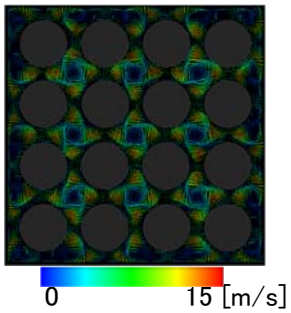


図２　スワールベーン流速分布（単相流解析）

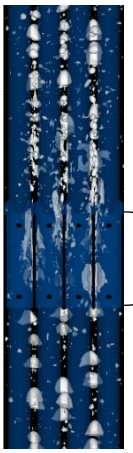


図３　グリッド周りの気泡挙動（スワールベーン）

謝辞　本研究は、日本原子力研究開発機構の大規模並列計算機 SGI ICE-X を用いた成果です。

参考文献　[1] S. Yamashita, et. al., NED, Vol.322, pp.301-312(2017).
[2] NRA/CSNI, “Report of the OECD/NEA KAERI Rod Bundle CFD Benchmark Exercises” (2013).

*Ayako Ono[1], Susumu Yamashita[1], Takayuki Suzuki[1], and Hiroyuki Yoshida[1]
[1]JAEA

燃料集合体内冷却水の気液二相流の挙動解明に向けた研究開発
(7) 高エネルギーX 線 CT による部分長燃料棒周辺のボイド分布計測

Research and development for understanding two-phase flow behavior inside a fuel bundle
(7) Void distribution around part length rods with high-energy X-ray CT

*新井 崇洋[1], 宇井 淳[1], 古谷 正裕[1], 大川 理一郎[1],
飯山 継正[1],植田 翔多[1], 白川 健悦[1], 木藤 和明[2]
[1]電中研, [2]日立 GE

BWR 燃料集合体を模擬した発熱バンドル試験体において、部分長燃料棒による流路形状変化が局所ボイド率に及ぼす影響を把握するため、高エネルギーX 線 CT 装を用いてバンドル内ボイド分布を計測した。

キーワード：5×5 バンドル, ボイド率分布, 沸騰二相流, X 線 CT, 部分長燃料棒

1. 緒言　燃料集合体における局所ボイド率の予測精度の向上は、核熱結合解析コードの高度化、そして最適な熱的余裕を確保した燃料設計をするうえで重要となる。BWR 燃料集合体は、部分長燃料棒（PLR）やウォーターロッドの採用によって構造が複雑化しているため、局所ボイド率に及ぼす影響を詳細に把握する必要がある。本報では、PLR を有する 5×5 バンドルにおけるボイド率分布を計測し、PLR の影響を可視化する。

2. 実験　電中研の軽水炉三次元熱流動実験設備（SIRIUS-3D）に新規製作したバンドル試験体を設置し、水を作動流体とした高温高圧沸騰実験を実施した。試験部には高エネルギーX 線 CT 装置が設置されており、高さ方向に最大 4 m の範囲を撮影可能である[1]。本実験で用いた試験体は、5×5 バンドルであり、発熱長 2.13 m の PLR をコーナーへ 3 本集中配置した（図 1）。バンドル熱流束分布は、軸方向及び径方向ともに一様とした。

3. 結果及び考察　圧力 7.21 MPa、バンドル熱出力 0.601 MW、入口水温 271 ℃、質量流束 1.26×10^3 kg/m^2/s におけるボイド率分布を図 1 に示す。沸騰に伴い流路中央にピークを有するボイド率分布が形成される。PLR が配置されたコーナーでボイド率が特に低い様子が観察された。流路下流につれて PLR 流路域へボイドは拡がるものの、チャンネルボックス壁近傍のボイド率は相対的に低い傾向を示した。X 線 CT により、PLR 配置構造がバンドル内ボイドの拡散と発達を詳細に三次元で可視化できることがわかった。

4. 結論　高温高圧条件下での発熱バンドル内ボイド分布を計測し、PLR 下流域においてボイドが拡散する様子が観察され、PLR が沸騰二相流挙動に及ぼす影響を明らかにした。

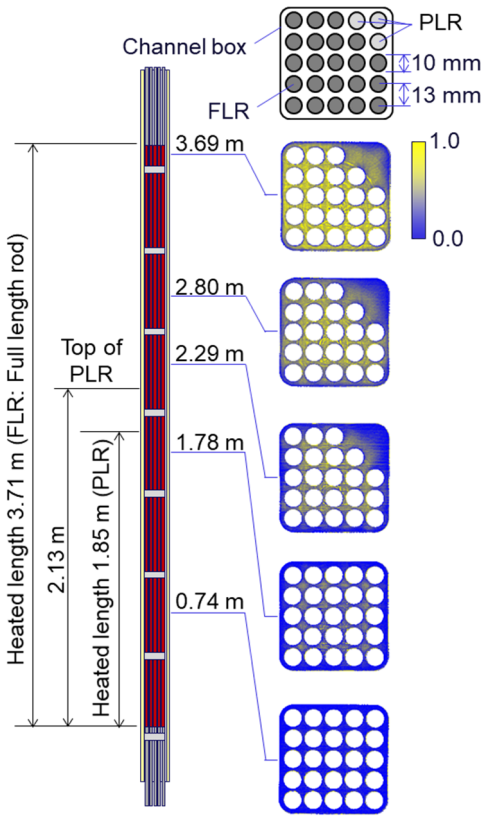


図 1　ボイド率分布の計測結果

参考文献　[1] T. Arai et al., Flow Meas. Instrum. 69 (2019) 101614.

謝辞　本研究は、経済産業省委託事業「平成 30 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（燃料集合体内冷却水の気液二相流の挙動解明に向けた研究開発）」として実施したものである。

*Takahiro Arai[1], Atsushi Ui[1], Masahiro Furuya[1], Riichiro Okawa[1], Tsugumasa Iiyama[1], Shota Ueda[1], Kenetsu Shirakawa[1] and Kazuaki Kito[2]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry, [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

超音速蒸気インジェクターの作動範囲と内部流動構造

Operating criteria and internal flow structure of Supersonic Steam Injector

*古山 栄太[1]，阿部 豊[1]，金子 暁子[1]，吉田 啓之[2]
[1]筑波大学，[2]日本原子力研究開発機構

蒸気インジェクター(SI)の作動範囲を特定するために，水と蒸気の入口条件を変化させ作動の可否を判定した．また，混合部の可視化計測より水噴流が崩壊する様子を確認し，水噴流崩壊位置と SI の作動範囲について考察した．

キーワード：蒸気インジェクター，二相流，作動特性，作動範囲

1. 緒言

蒸気インジェクター（SI）は水と蒸気の直接接触凝縮により駆動する電源が不要な静的噴流ポンプである．また高い熱交換性能を有するため，原子力発電プラントの安全システムへの適用が期待される[(1)]．本研究では SI の作動範囲を実験的に特定し，SI 内流れ方向圧力分布の計測および水噴流と吐出噴流の可視化計測を行った．この結果より，水噴流の安定性と作動範囲について考察した．

2. 実験・結果

図 1 に，入口蒸気流量 m_{s0} と入口水流量 m_{w0} を変更し，作動範囲実験をした結果を示す．○が作動に成功した条件，×が不作動となった条件を表している．ここで，作動とは SI テスト部に流入した水が蒸気によって駆動されて水噴流を形成し，全量吐出できた状態と定義する．×で示した条件では水を駆動しきれず，ドレインからのオーバーフローが確認され，吐出圧は昇圧しなかった．供給する水流量が少ない範囲において蒸気を供給すると，蒸気が水供給ラインへ逆流することより，混合部に水が供給されず不作動となった．図２に，SI 混合部を高速度カメラを用いて水噴流を可視化した結果を示す．m_{s0} = 0.031 kg/s で一定に保ちながら m_{w0} を徐々に減少させたところ，水噴流の崩壊位置は上流側へ移動することを確認した．また図３に示す流れ方向圧力分布より，吐出圧力は m_{s0} 一定下において m_{w0} を僅かに減少させると吐出圧力は低下した．これは安定的な水噴流距離が減少したことにより，混合ノズル内での蒸気と水の運動量輸送が低下したためだと考えられる．

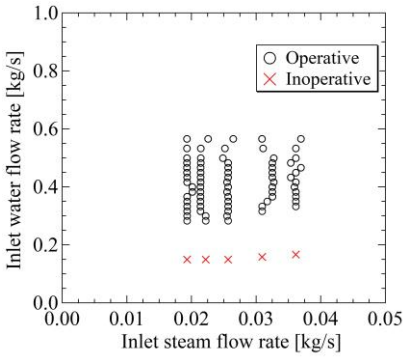


Fig. 1 Operating criteria

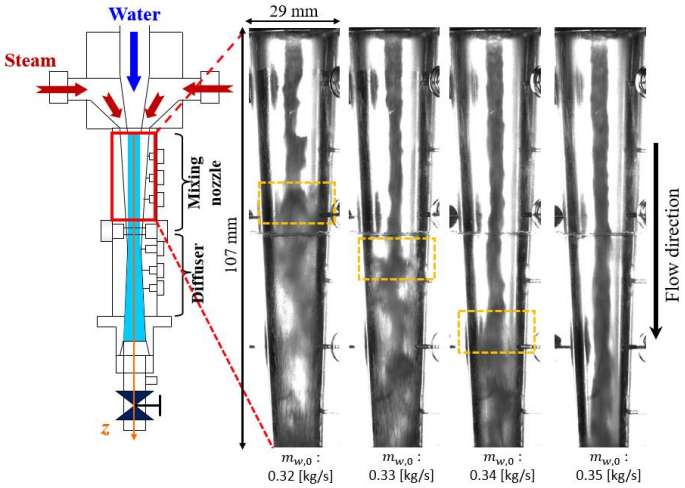


Fig. 2 Visualization of mixing nozzle

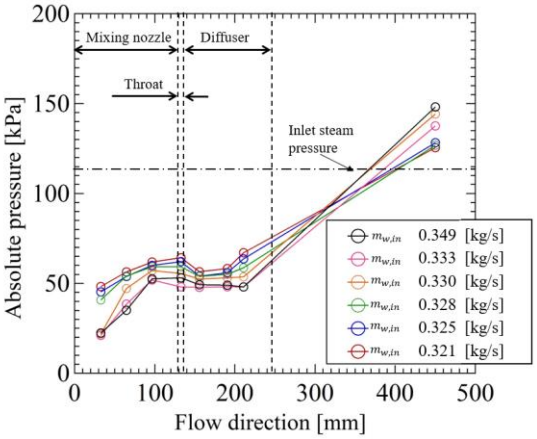


Fig. 3 Pressure distribution in the flow direction

【参考文献】

(1) Y. Abe and S. Shibayama, Nuclear Engineering and Design, Vol. 268 (2014), pp. 191-202.

*Eita KOYAMA[1], Yutaka ABE[1], Akiko KANEKO[1] and Hiroyuki YOSHIDA[2]
[1]University of Tsukuba, [2]Japan Atomic Energy Agency.

水素流入による静的炉心冷却系の自然循環流への影響

Effect of hydrogen inflow on natural circulation flow of passive core cooling system

*山本 泰功[1]，森 正義[1]，高田 哲也[1]，小野 考祐[1]
[1]北海道大学

炉心冷却のために電源を必要としない静的冷却系は全電源喪失に備えた安全対策として重要な役割を果たすことが期待される。本研究では、非常用復水器を模擬した自然循環ループを使用し、水素影響を評価するためにヘリウムを配管に注入して、起動圧力や自然循環流量、配管圧損への影響を評価した。

キーワード：自然循環，非常用復水器，水素影響

1. 緒言

非常用復水器（IC）は自然循環流を利用した静的炉心冷却系であり、全電源喪失時にも有効な安全対策として ESBWR などの先進的な原子炉設計にも取り入れられている。しかし、炉心露出を伴う可能性のある事故時の使用を想定すると、ジルコニウム-水反応の結果生成される水素が IC 配管内に流入した場合に、自然循環流を阻害することが懸念される。本研究では、水素影響を模擬するためにヘリウムガスを使用し、配管内に流入した際に、IC の作動条件や自然循環流量に及ぼす影響を評価するための模擬実験を実施した。

2. 実験方法

実験装置は、飽和蒸気を生成・保持するアキュムレータと IC を模擬した配管及び約 4m上方に設置した横置きの U 字型伝熱管から成る閉ループで、蒸気が伝熱管内で凝縮してアキュムレータへと戻る自然循環流が形成される。アキュムレータの昇圧には 9kW の電気ヒーターを用い、ヒーターを稼働させたまま実験を行った。IC の起動前に伝熱管の入口側配管にヘリウムを注入し、その後、IC 配管の全ての弁を開放し、約 1MPa の状態から昇圧し、一定圧力を超えると自然循環流が生じて IC が起動する。ヘリウム注入による影響を評価するために、自然循環流量や配管各所の圧力、伝熱管内温度等を測定した。

3. 結果・考察

自然循環流量は起動直後から増加し、最大値をとった後に減少に転じる。その後、除熱と入熱がバランスする準定常状態で時間平均流量はほぼ一定値に達した。ヘリウムを配管に注入した条件では、準定常時の圧力が増加し、伝熱管出口側に滞留したヘリウムが流動抵抗になったと考えられる。

図 1 に自然循環開始圧力のヘリウム注入量依存性を示す。ヘリウム注入量が増加するほど起動圧力が上昇しており、IC の起動条件に対しても大きな影響が見られた。当日は、流量や配管各所の圧力等の計測データに基づいてヘリウム流入時の自然循環流への影響について考察する。

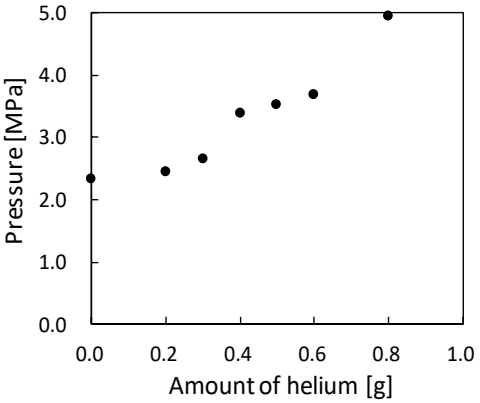


図 1. 自然循環の開始圧力

*Yasunori Yamamoto[1], Masayoshi Mori[1], Tetsuya Takada[1] and Kosuke Ono[1]
[1]Hokkaido Univ.

円管内での蒸気と空気の混合流体の下降流における凝縮熱伝達

Condensation Heat Transfer for Downward Flows of Steam-Air Mixture in a Circular Pipe

*村瀬 道雄[1]，歌野原 陽一[1]，冨山 明男[2]
[1]原子力安全システム研究所，[2]神戸大学

直径 49.5 mm の鉛直伝熱管内を下降する蒸気と空気の混合気体における温度分布と熱流束の測定値から凝縮熱伝達率を求め、熱輸送と物質輸送の相似則および拡散層モデルに基づく従来相関式と比較評価した。

キーワード：鉛直管，蒸気・空気混合気体，凝縮伝熱，熱伝達率

1. 緒言　前報[1]では、直径 49.5 mm の鉛直伝熱管内を下降する蒸気と空気の混合気体の半径方向温度分布、伝熱管壁内の半径方向温度勾配および外部冷却水の半径方向温度分布を測定し、凝縮熱流束の実験式を導出した。本報では、混合気体の温度分布と熱流束から凝縮熱伝達率を求め、Araki et al. [2]による熱輸送と物質輸送の相似則に基づく相関式および Liao and Vierow [3]による拡散層モデルに基づく相関式と比較した。

2. 評価の方法と結果　実験の入口条件は、圧力が約 0.125 MPa、蒸気流量 $W_{s,in}$ = 0.74～5.9 g/s、空気流量 W_a = 1.5～9.0 g/s、空気質量流量比 $x_{a,in}$ = 0.36～0.92、混合気体レイノルズ数 $Re_{g,in}$ = 3600～22700（流速 $j_{g,in}$ = 1.2～8.0 m/s）である。凝縮熱抵抗 $1/h_c$ は、熱流束 q_c [1]および中心と壁面との温度差(T_c-T_w)から求めた熱通過率 h_t、液膜熱抵抗 $1/h_f$ と対流熱伝達率 h_{fc} を用いて、次式[2, 3]で計算した。

$$h_t = q_c/(T_c-T_w),\ 1/h_t = 1/(h_c+h_{fc})+1/h_f \quad (1)$$

液膜厚さは Nusselt の層流モデルで計算し（約 0.1 mm 以下）、h_f と液膜表面温度 T_f を求めた。h_{fc} は Colburn の式を用いて計算した。Araki et al. [2]および Liao and Vierow [3]の相関式を用いた計算では、中心温度 T_c と液膜表面温度 T_f に測定値と測定値に基づく計算値を使用した。また、測定範囲[1]は境界層の発達領域であるため、Araki et al. [2]の相関式は次式[4]を用いて補正した（Liao and Vierow [3]の相関式は補正なし）。

$$Nu_x = \{1+C/(z/D)\}Nu_\infty,\ C = 0.8\ \{1+(Re_g/1700)^{-3/2}\} \quad (2)$$

Araki et al. [2]と Liao and Vierow [3]で顕著な相違はなく、h_c の計算値は測定値と比較的よく一致した。Liao and Vierow [3]による計算値 $h_{c,cal}$ と測定値 $h_{c,exp}$ の比較を図 1 に示す。No. 1 は $x_{a,in}$ = 0.36、No. 11 は $x_{a,in}$ = 0.92、No. 3～5 は $x_{a,in}$ = 0.60 で再現実験、No. 5～8 は $x_{a,in}$≒0.60 で全流量を減少、No. 8～11 は $W_{s,in}$≒0.80 g/s で W_a を増加である。相関式は上流部で h_c を過小に計算し、低 h_c で h_c を過大に計算した。

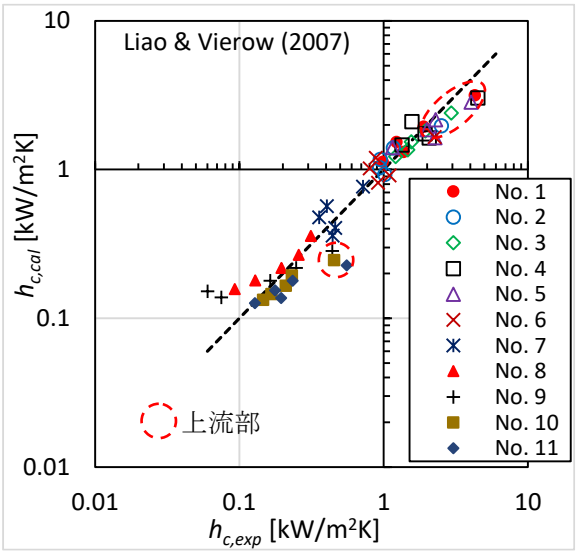


図 1　凝縮熱伝達率の計算値と測定値の比較

3. 結論　凝縮熱伝達率の従来相関式は、境界層厚さが薄い上流部で h_c を過小に計算し、低 h_c で h_c を過大に計算した。

参考文献

[1] M. Murase, et al., 混相流, **33**(4), pp. 405-416, 2019.
[2] H. Araki, et al., JNST, **32**(6), pp. 517-526, 1995.
[3] Y. Liao and K. Vierow, J. Heat Transfer, **129**, pp. 988-994, 2007.
[4] 日本機械学会編，機械工学便覧, A6-120, 1987.

* Michio Murase[1], Yoichi Utanohara[1], Akio Tomiyama[2]
[1]Institute of Nuclear Safety System, Inc., [2]Kobe University

非凝縮性ガス存在下における円管内壁面凝縮熱流束の数値シミュレーション

Numerical Simulation of Wall Condensation Heat Transfer of Steam
and Non-Condensable Gas Mixture in a Circular Tube

*歌野原 陽一[1]，村瀬 道雄[1]
[1]（株）原子力安全システム研究所

冷却材喪失事故（LOCA）における PWR 原子炉格納容器(CV)では、壁面凝縮熱伝達が CV 内温度の主要な影響因子の 1 つと考えられる。非凝縮性ガス存在下での数値流体計算（CFD）モデルを確立するため、壁面凝縮熱伝達実験を対象に数値シミュレーションを行い、温度分布、および壁面熱流束の再現性を検討した。

キーワード：壁面凝縮熱伝達，数値シミュレーション，冷却材喪失事故

1. 緒言　PWR の LOCA 時における CV 健全性評価の一環として、CFD による LOCA 時の温度・圧力の予測に取り組んでいる[1]。CV 内の圧力・温度変化に影響する主要因子の 1 つとして、壁面凝縮伝熱が想定されるため、空気・蒸気混合気体の壁面凝縮伝熱量を測定し[2]、CFD で実験の再現に取り組んでいる[3][4][5]。

2. 実験・計算条件　配管内径 D = 49.5 mm，肉厚 5.5 mm の伝熱管内に蒸気・空気混合流（蒸気流量 5.9 g/s，空気流量 9.0 g/s、約 87℃）、伝熱管外面に冷却水（約 20℃）をそれぞれ流し、混合気体、伝熱管壁内、冷却水の温度分布を計測した[2]。CFD では管内面での蒸気質量流束 J [kg/(m^2 s)]の式として、

case1: $J = k_D(\omega_b - \omega_w)$, k_D [m/s] 物質移動係数, ω_b, ω_w （バルク・壁面の）蒸気質量分率

case2: 質量保存から導かれる式（Dehbi ら[6]）$J = \frac{-\rho D}{(1-\omega)}\frac{\partial \omega}{\partial n}$, ρ 密度[kg/m^3], D 蒸気拡散係数[m^2/s]

の 2 つの式を用いた。case1 は 1 次元解析的な式で前報[5]で用いたが、CFD で用いる際はバルクの定義が難しいため、case2 の式の方が CFD に適した式である。熱流束 q は J に潜熱 h_{fg} をかけて $q = Jh_{fg}$ から求め、管内面の境界条件とした。伝熱管外面は実験で得られた温度分布を境界条件として与えた。

3. 結果　温度分布（図 1）に関して、case1 と 2 で大きな差はなく、温度分布を合理的に再現した。また、壁面熱流束（図 2）は、case1 と 2 ともに実験値を定性的に再現した。ただ、case2 で値が低下し過小評価となっており、定量的な再現性向上に取り組んでいる。

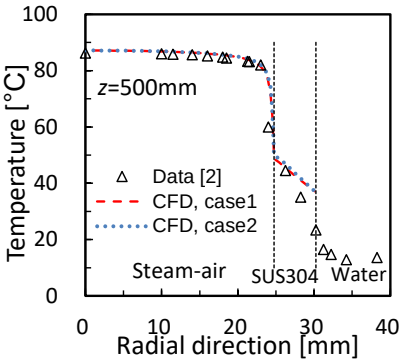


図 1 温度分布（試験部出口近傍）

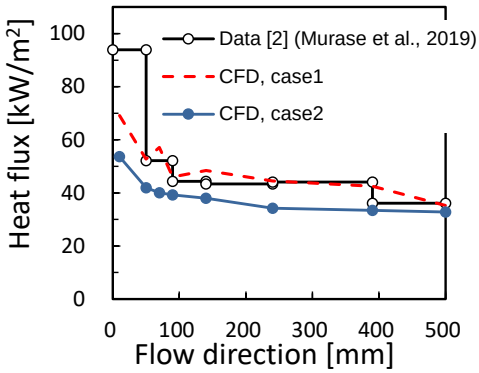


図 2 壁面熱流束

参考文献

[1]歌野原ら，原学会 2017 春, 3K15, [2] Murase et al.，混相流, Vol. 33, 2019, [3] Utanohara et al., ICAPP2017, No. 17394, [4]歌野原ら，原学会 2017 秋, 2E08 , [5]歌野原ら，原学会 2018 春, 3J11, [6] Dehbi et al., NED, Vol. 258, 2013

*Yoichi Utanohara[1] and Michio Murase[1]
[1]Institute of Nuclear Safety System, Inc.

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

[2G08-12] Thermal Hydraulics Experiment/Analysis 2

Chair:Yoichi Utanohara(INSS)

Tue. Mar 17, 2020 2:45 PM - 4:10 PM Room G (Lecture Bildg. M 2F M-21)

[2G08] Flow behavior and heat transfer characteristics near the rewetting front

*Yutaro Umehara[1], Keisuke Yamagata[1], Tomio Okawa[1], Koji Enoki[1] (1. UEC)

2:45 PM - 3:00 PM

[2G09] Flow Characteristics in Vertical Pipes under Flooding Conditions at the Top End

*TAKAKI Toshiya[1], GODA Raito[2], SHIMAMURA Takeyuki[2], MURASE Michio[1], TOMIYAMA Akio[2] (1. Institute of Nuclear Safety System, Incorporated , 2. Kobe University)

3:00 PM - 3:15 PM

[2G10] Heterogeneous nucleation and flashing phenomena in microwave heating.

*Shohei Kobayashi[1], Utaka Abe[1], Akiko Kaneko[1], Akihiro Futsuta[1], Kouta Fujiwara[1], Tomoomi Segawa[2], Koichi Kawaguchi[2], Katsunori Ishii[2] (1. Univ. of Tsukuba, 2. JAEA)

3:15 PM - 3:30 PM

[2G11] Water Flow Experiment to Understand Flow Behavior around ADS Beam Window

*Koki Asari[1], Hideaki Monji[1], Susumu Yamashita[2], Hiroyuki Yoshida[2], Takayuki Suzuki[2] (1. Univ. of Tsukuba, 2. JAEA)

3:30 PM - 3:45 PM

[2G12] Development of Multiphase Flow Feature Extraction Technique using Object Detection Algorithm

*Shuichiro Miwa[1], Shuhei Torisaki[1] (1. Hokkaido University)

3:45 PM - 4:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

リウェッティングフロント近傍における流動挙動と熱伝達特性

Flow behavior and heat transfer characteristics near the rewetting front

*梅原 裕太郎[1]，山形 圭祐[1]，榎木 光治[1]，大川 富雄[1]
[1]電気通信大学

原子力安全解析コードの信頼性向上に向けて、機構論に立脚したリウェットモデルの構築が望まれる。そこで、高温面に沿って流下する液膜の先端で生じる流動現象と熱伝達現象を、高速度カメラと IR カメラの同期撮影により検討した。この結果、熱伝達率ピークと沸騰発生位置に強い相関があることがわかった。

キーワード：リウェット、流下液膜、熱伝達メカニズム、沸騰、ライデンフロスト効果

1. 緒言

BWR における過渡的な沸騰遷移後の燃料健全性評価や LOCA 時の緊急冷却の際に、リウェット速度を正確に求めることが重要となる。このため、多くのモデルが報告されているが、リウェット速度に多大な影響を及ぼすリウェットフロント近くでの伝熱機構に関する実験検証は十分でない。山形ら[1]は、流下液膜によるリウェット時の壁面温度分布の時間変化を高速度 IR カメラで計測し、局所熱伝達率が液膜先端近くで最大となることを、実験的かつ定量的に示した。本研究では、IR カメラによる温度計測と高速度カメラによる流動観察を同期して行い、リウェットフロント近傍における熱伝達率分布決定メカニズムを検討する。

2. 実験方法

伝熱面には、片面に ITO を成膜したシリコンウェハ（直径 101.6mm、厚さ 2mm）を用い、鉛直に設置した。伝熱面の両端をヒーター内蔵の角柱ではさみ[1]、初期温度 200～250℃まで加熱した。試験流体には、96℃の蒸留水を用いた。試験流体は、流量 0.85L/min で、直径 1mm の円形ノズルから伝熱面に向けて水平に噴出させ、伝熱面上に流下液膜を形成した。伝熱面温度分布の時間変化と液膜の内外における相変化の状況を、各々 IR カメラと高速度カメラを用いて 2000fps で同期撮影した。撮影結果より、特に熱伝達率分布のピーク位置における熱流動現象について検討した。

3. 実験結果

Fig. 1 に、(a)瞬時の熱伝達率(HTC)分布、及び(b) IR カメラと(c)高速度カメラによる瞬時画像を示す。(b), (c)中の赤枠は、軸方向熱伝達率分布の解析に用いた範囲である。HTC のピーク位置では、液膜内部での沸騰によって気泡が急成長し、キャビティ位置で急激に温度低下している。これより、液膜の先端近傍における伝熱では、薄液膜蒸発に加えて、液膜内部における沸騰が重要な役割を果たしていると考えられる。

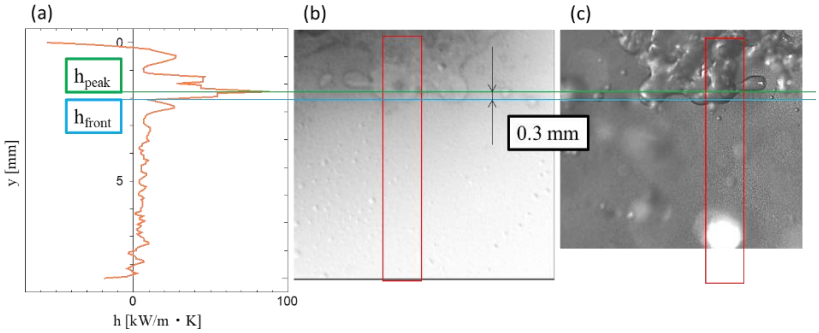


Fig. 1 Synchronized experimental results of (a) HTC distribution, (b) Snapshot by IR camera, (c) Snapshot by HSC.

参考文献

[1] 山形圭祐，榎木光治，大川富雄，第 56 回日本伝熱シンポジウム，B231.

*Yutaro Umehara[1], Keisuke Yamagata[1], Koji Enoki[1] and Tomio Okawa[1]
[1]The University of Electro-Communications.

鉛直管の上端フラッディング条件における流動特性

Flow Characteristics in Vertical Pipes under Flooding Conditions at the Top End

*高木 俊弥[1]，合田 頼人[2]，島村 長幸[2]，村瀬 道雄[1]，冨山 明男[2]
[1]原子力安全システム研究所，[2]神戸大学

上端形状が直角の鉛直管（直径 D = 40 mm）を用いて空気・水対向流実験を行い、圧力勾配、落下水流速およびボイド率を測定し、壁面摩擦係数と界面摩擦係数を求め、D = 20 mm での流動特性と比較評価した。

キーワード：鉛直管，気液対向流，フラッディング，CCFL，壁面摩擦係数

1. 緒言　加圧器サージ管の気液対向流条件では鉛直管の上端でフラッディングが生じる。本報告では、上端形状が直角の鉛直管（直径 D = 40 mm）を用いて空気・水対向流実験を行い、圧力勾配 dP/dz、落下水制限（CCFL：気相流速 J_G に対する落下水流速 J_L）およびボイド率 α を測定し、環状流モデルを用いて壁面摩擦係数 f_w と界面摩擦係数 f_i を求め、取得済みの D = 20 mm での流動特性[1]と比較評価した。

2. 評価の方法と結果　本報告では環状流モデルを使用する。気相に作用する力の釣合い式と全流体に作用する力の釣合い式から次式が求まる。

$$(dP/dz) = -\rho_G g - (f_i/2)\,\rho_G [J_G/\alpha - J_L/(1-\alpha)]^2 (4/D\,\alpha^{1/2}) \quad (1)$$

$$(dP/dz) = -\{(\rho_L-\rho_G)(1-\alpha) + \rho_G\}g + (f_w/2)\,\rho_L [J_L/(1-\alpha)]^2 (4/D) \quad (2)$$

J_G に対する dP/dz、J_L および α を測定し、式(1)から f_i を、式(2)から f_w を求めた。本報における D = 40 mm での測定値と取得済みの D = 20 mm での測定値[1]を含めて、CCFL 特性と f_w について検討した。

CCFL 特性は、D = 40 mm では上端 CCFL に対する相関式[2]（$K_G^{*1/2} + 0.97K_L^{*1/2} = 1.53 \pm 0.11$）の不確かさの範囲内にある。$D$ < 40 mm では実験条件の影響が大きく、D < 30 mm では前式の不確かさの範囲外になり[2]、D = 20 mm に対する相関式は $J_G^{*1/2} + 1.13J_L^{*1/2} = 0.86 \pm 0.05$ で表せる。

壁面摩擦係数 f_w の測定値と相関式の比較を図 1 に示す。Smooth Film (SF) は上端フラッディング、Transition (TR) は Rough Film (RF)への遷移域である。J_G を増加し J_L (Re_L) が低下すると SF から TR に変化し、上端と下部でフラッディングが生じる。Takaki et al. [3] は式(3)を提案しており、層流と乱流は単相流での摩擦損失係数の 1/4、TR は D = 20 mm に対するフィット式である。

$$f_w = \max(16/Re_L,\ 2.68/Re_L^{0.70},\ 0.079/Re_L^{0.25}) \quad (3)$$

Goda et al. [4] は下端フラッディングに対する式である。Hewitt (1967)は未公表で、Wallis (1969)より引用した。

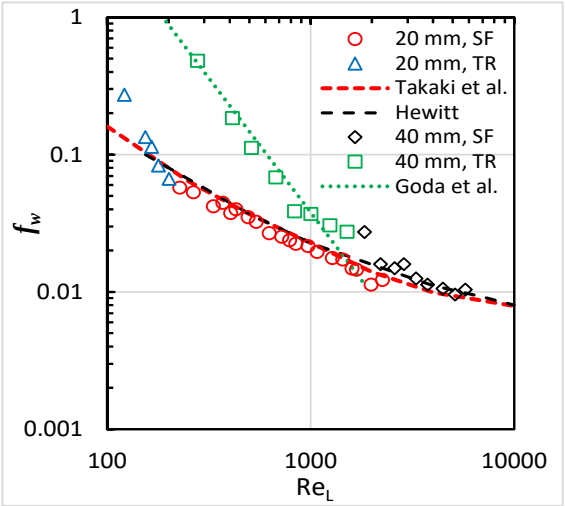


図 1　壁面摩擦係数 f_w

3. 結論　上端フラッディングにおける壁面摩擦係数 f_w は単相流での摩擦損失係数の 1/4 で近似でき、層流から乱流への遷移域では Hewitt の解析値(1967)で近似できる。

参考文献

[1] 島村長幸ほか，混相流シンポジウム 2018, D212, 2018.
[2] M. Murase et al., Sci. Technol. Nucl. Install., 1426718, 2018.
[3] T. Takaki et al., Nucl. Technol., 2019. [in press]
[4] R. Goda et al., Nucl. Eng. Design, Vol. 353, 110223, 2019.

* Toshiya Takaki[1], Raito Goda[2], Takeyuki Shimamura[2], Michio Murase[1], Akio Tomiyama[2]
[1]Institute of Nuclear Safety System, Inc., [2]Kobe University

マイクロ波加熱時における不均質核生成と突沸現象

Heterogeneous nucleation and flashing in microwave heating

*小林昌平[1]，阿部豊[1]，金子暁子[1]，藤原広太[1]，弗田昭博[1]
瀬川智臣[2]，川口浩一[2]，石井克典[2]
[1]筑波大学，[2]日本原子力研究開発機構

突沸現象のメカニズムの解明を目的とし，過熱液相中における気泡生成に着目した．不均質核生成における気泡核生成頻度について着目し従来の結果との比較を行い，溶液内で生じる気泡について考察を行った．

キーワード：マイクロ波加熱，不均質核生成，突沸，気泡核生成頻度

1. 緒言

核燃料サイクルにおいて，マイクロ波加熱脱硝法が開発されている．先行研究において，再処理溶液の激しい突沸及び吹き零れの発生が確認されている．本研究では突沸現象のメカニズムの解明を目的とし，過熱液相中における気泡生成に着目した．不均質核生成とした時の気泡核生成頻度に着目し従来の結果[1]との比較を行い，溶液内で生じる気泡について考察を行った．以上の結果を用いて突沸現象のメカニズムについて検討した．

2. 実験

マイクロ波加熱装置は，オーブン上部からマイクロ波を照射する構造である．マイクロ波周波数は 2.45 GHz，試験流体には蒸留水を用いた．

3. 結果と考察

図 1 に単一気泡の可視化結果を示す．単一気泡下部において新たな気泡が生じている様子が確認でき，この気液界面で生じる気泡は不均質核生成に起因すると考えられる．そこで図 2 のように接触角をとり，西尾ら[2]の不均質核生成頻度 J_{HE} を用いて気泡核生成頻度の算出を行った．

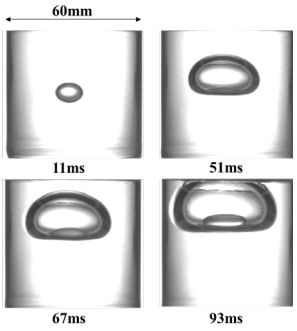


図 1 単一気泡の可視化結果

$$J_{HE} = N^{2/3}\psi_c\left(\frac{2\sigma}{\pi m B \psi_d}\right)^{\frac{1}{2}} exp\left\{-\frac{16\pi\sigma^3\psi_d}{3kT(P_v - P_l)^2}\right\} \quad (1)$$

$$\psi_c = \psi_a[\vartheta_{mp}] \quad (2)$$

$$\psi_d = \psi_b[\vartheta_{mp}] + \left(\frac{\gamma_{lv,\ sp}}{\sigma}\right)^3 \psi_b[\vartheta_{sp}] \quad (3)$$

$$\psi_a[\vartheta] = (1 + cos\vartheta)/2 \quad (4)$$

$$\psi_b[\vartheta] = (2 + 3cos\vartheta - cos^3\vartheta)/4 \quad (5)$$

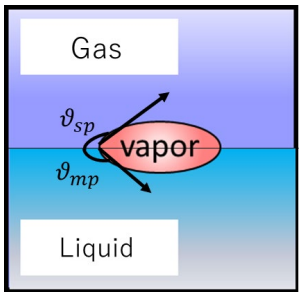


図 2 核生成時の接触角

ここで，Nは液相分子数密度[/m³]，m は液相分子 1 個の質量[kg]，k はボルツマン定数[J/K]，N_Aはアボガドロ数[1/mol]，Mは分子量[g/mol]，$\gamma_{lv,sp}$は界面張力，σ は表面張力[N/m]，P_v は気泡内圧力(各温度時の飽和蒸気圧)[Pa]，P_lは液相圧力(大気圧)[Pa]，Tは液相温度[K]，ρ_lは水密度[kg/m³]，ϑ_{mp}は液相側の接触角，ϑ_{sp}は気相側の接触角である．図 3 に各接触角における不均質核生成頻度と液温の関係を示す．液相側の接触角を 179° に固定し，気相側の接触角を 175~179° の範囲で変化させた．計算結果と可視化結果により，大きい接触角で気泡が生成していることが明らかになった．また，気液界面において気泡が多数発生していることが示唆され，過熱液相中で不均質核生成により生成した多数の気泡が突沸の発生に影響を及ぼしていると考えられる．

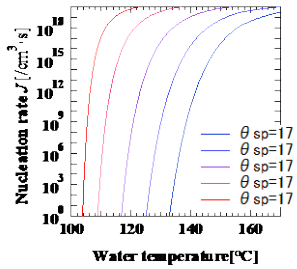


図 3 気泡核生成頻度

参考文献

[1] S. Fujita, et al., “Mechanism of flashing phenomena by microwave heating and influence of high dielectric constant solution”, NTHAS11 paper Number N11P0149
[2] S. Nishio, “A Review of Rlementary Processes of Evaporation and Boiling Phenomena in Uniform Temperature Field”, Thermal Science & Engineering Vol.8, No.4, pp.1-11 (2000)

*Shohei Kobayashi[1], Yutaka Abe[1], Akiko Kaneko[1], Kota Fujiwara[1], Akihiro Futsuta[1]
Tomoomi Segawa[2], Koichi Kawaguchi[2], Katsunori Ishii[2]
[1]University of Tsukuba, [2]Japan Atomic Energy Agency

ADS ビーム窓周囲の流動挙動を把握するための水流動試験

Water Flow Experiment to Understand Flow Behavior around ADS Beam Window

*浅利 厚紀[1]，文字 秀明[1]，山下 晋[2]，鈴木 貴行[2]，吉田 啓之[2]，
[1]筑波大学，[2]日本原子力研究開発機構

The behavior of the impinging jet in the channel simulating the ADS core structure was investigated. The velocity field was measured by PIV and also the pressure fluctuation of the fluid was measured to obtain the fluctuation of the flow structure. We gained qualitative knowledge of the behavior of the impinging jet on the beam window

キーワード：ADS、ビーム窓、衝突噴流、水試験

1. 緒言

現在、加速器駆動未臨界システム（ADS）が高寿命核廃棄物を短寿命核廃棄物に変換できる装置として注目を浴びている。ADS 炉心内ビーム窓は高熱を発するため、ノズルより冷却材を吹き付けて除熱することが検討されているが、物体間の熱伝達率は流れの乱れ強さと関係があるため[1]、ビーム窓のような半球形状の物体に衝突する噴流の挙動を知ることは重要である。そこで本研究では、ADS 炉心内構造を模擬した実験装置で速度場と圧力変動の測定を行い、ビーム窓への衝突噴流の流動特性を調べた。

2. 実験装置および実験方法

Fig.1 に実験装置概略を示す。ADS 未臨界炉心チャネルを模擬した断面が 100 mm 角の矩形水槽の中心に、模擬ビーム窓と内径 D=10 mm のノズルを固定した。窓とノズル出口の間の距離は 65 mm である。作動流体は水で、ノズルより噴出してビーム窓に衝突する。また、別に水槽下部より上向き流れを生成することができる。実験では、PIV で速度場を求め、乱れ強さと渦度を計算した。また、水槽壁に取り付けた圧力センサにより、圧力変動を計測した。

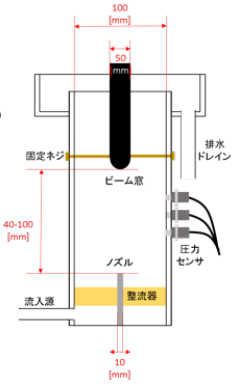


Fig.1 実験装置

3. 実験結果および考察

Fig.2 にノズル径とノズル出口断面平均流速 u_m に基づく噴流レイノルズ数が 1×10^4 と 3×10^4 で、矩形断面等価直径と断面平均流速に基づく周囲流のレイノルズ数が 5×10^3 であるときの、$y/D = 7.5$ (y はノズル出口からの垂直距離)における時間平均乱流運動エネルギー $u'^2/2u_m'^2$ と時間平均速度 u/u_m の分布を示す。x/D=0 は壁面で、ビーム窓壁までの分布を示す。$u'^2/2u_m'^2$ は、ビーム窓と壁面の真ん中で大きい値を取った。その原因は、衝突後の壁噴流から生成された渦が真ん中付近で移流・合体を繰り返し、流れの非定常性を生み出したためだと考えられる。Fig.3 は 1/80 s 間隔の渦度分布であり、渦度の高い赤い領域がビーム窓に沿って移動する様子が見られる。更に圧力変動のピーク周波数は渦の発生周波数と高い一致性を示し、その値は 40~60Hz であった。

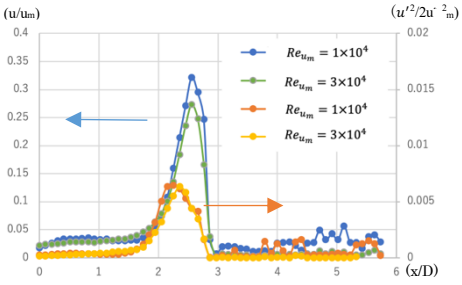


Fig.2 乱流運動エネルギーと平均流速

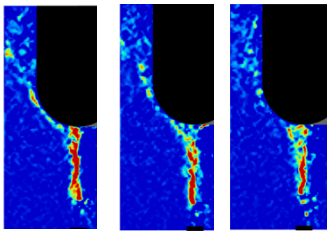


Fig3. 渦度分布(80fps)

4. 結言

ADS 炉心内構造を模擬した装置を用いた実験により、ビーム窓に衝突した噴流の流動特性を定性的に得た。

参考文献

[1]横掘　誠一、笠木　伸英、平田　賢、軸対称衝突噴流のよどみ域における輸送機構に関する研究

*Koki Asari[1], Hideaki Monji[1], Susumu Ymashita[2], Hiroyuki Yoshida[2] and Takayuki Suzuki[2]
[1]Tsukuba Univ., [2]Japan Atomic Energy Agency(JAEA).

物体検出アルゴリズムを用いた混相流れ場における特徴量抽出手法の開発

Development of Multiphase Flow Feature Extraction Technique using Object Detection Algorithm

*三輪　修一郎，鳥崎　修平

北海道大学

本研究では、流動様式を識別する上で重要となる混相流れ場の特徴量を瞬時的確に抽出可能とする技術開発に着目した。高速度カメラで取得した気泡流画像データベースを、深層学習による物体検出アルゴリズムへ適用し、動画内における流れ場の情報をリアルタイムに検出する手法開発を試みた。

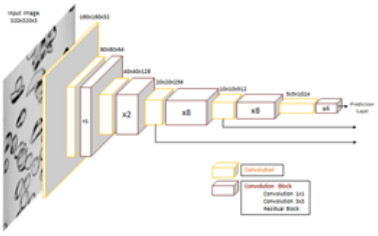
キーワード：気液二相流，流動様式，人工知能，深層学習，物体検知

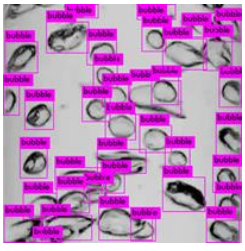
1. 緒言

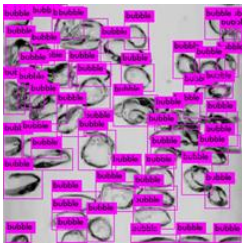
気液二相流は原子力発電所を含めたあらゆる工業分野で見られる現象であり、液相と気相の流量や物性値等に応じて特徴的な流動様式が複数存在する。二流体モデルをはじめ、解析コードに使用される多くの基礎式は流動様式に依存した構成方程式を必要とするが、旧来の流動様式識別では可視化実験による主観的な判定や、コード開発とポスト解析が必要な画像処理手法、入口条件に大きく依存し遷移幅が曖昧な流動様式線図を用いる方法が一般である。このような手法は、管内流れに留まらず、沸騰伝熱面での気泡挙動解析に加え、単一気泡や、直接接触凝縮現象における蒸気塊等の形状区分等にも用いられているのが現状である。そこで本研究では、流動様式を識別する上で重要となる混相流れ場の特徴量を瞬時的確に抽出可能とする技術開発に着目し、自動運転技術等で発展の著しい物体検出アルゴリズムを混相流れ場への適用を試みた。

2. 気泡検出モデルの構築

高速度カメラで取得した気泡流画像データベースを、畳み込み学習による物体検出アルゴリズムへ適用し、動画内における流れ場の情報をリアルタイムに検出する手法開発を試みた。本研究においては一辺を配管直径とする正方形画像から小気泡を検出するモデルと、小気泡の軌道を見やすくするため縦長画像から気泡を検出するモデルを開発した。







3. 結果と考察

本モデルは二相流画像から検出した気泡の位置情報がピクセル単位で取得可能である。バウンディングボックス内に含まれる気泡に着目し、境界処理を施した上で最大径と最小径を求め、気泡等価直径を算出するプログラムを込みこんだ結果、体積平均ボイド率や気泡アスペクト比、気泡軌跡等の計算が可能となった。

4. 結論

物体検出アルゴリズムによる気泡検出モデルを作成し、気泡流動画において気泡検出がリアルタイムで可能なツールの開発に成功した。本モデルより出力された位置情報から、ボイド率や気泡トラッキング等の特徴量の算出が可能であることが示された。

---

*Shuichiro Miwa[1] and Shuhei Torisaki[1]

[1]Hokkaido Univ.

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

[2G13-17] Severe Accident

Chair:Akifumi Yamaji(Waseda Univ.)

Tue. Mar 17, 2020 4:10 PM - 5:30 PM Room G (Lecture Bildg. M 2F M-21)

[2G13] Penetration Behavior of Liquid Jet Falling into a Shallow Pool

*Sota Yamamura[1], Hiroyuki Yoshida[2], Akiko Kaneko[1], Yutaka Abe[1] （1. Univ. of Tsukuba, 2. JAEA）

4:10 PM - 4:25 PM

[2G14] Penetration Behavior of Liquid Jet Falling into a Shallow Pool

*Hiroyuki Yoshida[1], Takayuki Suzuki[1], Horiguchi Naoki[1], Sota Yamamura[2], Yutaka Abe[2] （1. JAEA, 2. University of Tsukuba）

4:25 PM - 4:40 PM

[2G15] Fuel Damage of a Reactor Core in Severe Accident

*Naoki Sano[1], Koji Nishida[1], Takayoshi Kusunoki[1], Michio Murase[1] （1. INSS）

4:40 PM - 4:55 PM

[2G16] Development of JBREAK-MSPREAD coupled analysis method

*Wataru Kikuchi[1], Akinobu Morita[1], Miyuki Akiba[1], Akitoshi Hotta[1] （1. Nuclear regulation authority division of research for severe accident）

4:55 PM - 5:10 PM

[2G17] Removal Performance of Organic Iodine by an Ionic Liquid

*Sohei Fukui[1], Kazushige Ishida[1], Kazuo Tominaga[2], Tomoharu Hashimoto[2], Ryuichi Tayama[2] （1. Hitachi, Ltd., 2. HGNE）

5:10 PM - 5:25 PM

©Atomic Energy Society of Japan

浅水プール中に落下する液体ジェットの侵入挙動
（6）3D-LIF 法による液膜および微粒化物の可視化と入口ジェット流速の影響

Penetration Behavior of Liquid Jet Falling into a Shallow Pool
(6) Visualization of Liquid Film and Fragmentation by using 3D-LIF Method and and Influence of Inlet Jet Velocity

*山村　聡太[1]，吉田　啓之[2]，金子　暁子[1]，阿部　豊[1]
[1]筑波大学，[2]日本原子力研究開発機構

原子力発電所の過酷事故においては、冷却プールが潜水化した際の溶融ジェットの挙動把握が重要となる。本研究では溶融ジェットの落下挙動の把握のため、3D-LIF 法による浅水プール中に落下する液体ジェットの三次元可視化観測を行っている。本報では、入口ジェット流速がジェットの液膜および微粒化物に与える影響について報告する。

キーワード：シビアクシデント、浅水プール、液体ジェット、3D-LIF 法

1. 緒言

原子力発電所の過酷事故において燃料が溶融した際、ジェット状に落下する溶融燃料のブレイクアップ挙動の理解が求められる。本研究では、冷却プールが漏洩などによる浅水となった場合を対象とし、溶融燃料と冷却材の流体力学的相互作用の理解を目的に、液体ジェットを用いた実験及び数値解析[1]を行っている。本報では、入口ジェット流速(u_z)をパラメータとし、3D-LIF 法[1]による三次元可視化計測を行った結果について報告する

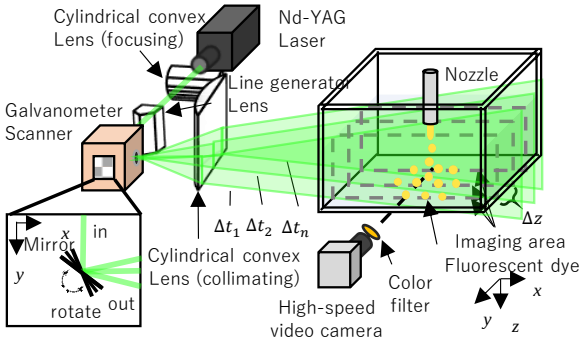


Fig. 1 Schematic diagram of 3D-LIF experiment setup

2. 実験手法および三次元再構成手法

図 1 に 3D-LIF 法の装置の概略図を示す。3D-LIF 法は、LIF 法で取得した複数の断面を再構成することで三次元形状を求める手法である。ここでは、ガルバノスキャナーを用いてレーザーシートを奥行き方向に走査すると同時に、高速度撮影を行った。なお、各断面の再構成には MATLAB を用いた。

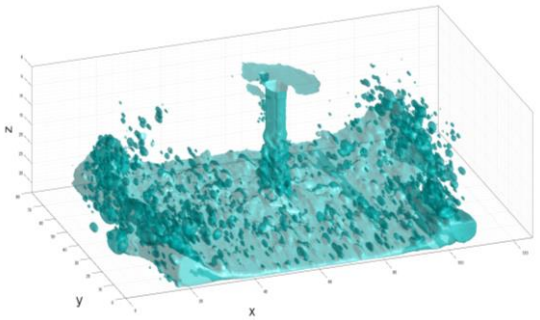


Fig. 2 Reconstructed 3D jet shape: u_z = 2.17 m/s

3. 結果

図 2 に示すように液体ジェットの瞬時の三次元形状の再構成に成功した。ジェットは着底後、液膜状に拡がる。さらに跳流する領域では微粒化した液滴も確認できる。図 3 に、三次元形状から得られた液滴分布を、二つの入口流速条件に対して示す。本実験の範囲では、跳流部に生じる液滴径は u_z に拠らない分布となった。

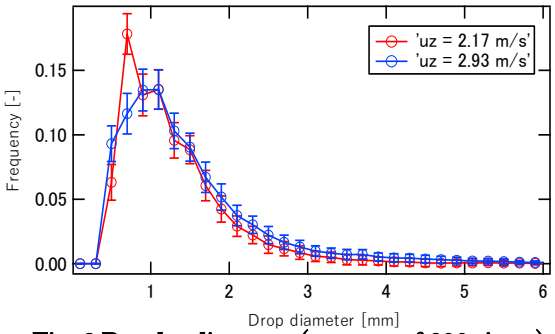


Fig. 3 Droplet diameter (average of 200 times)

参考文献

[1] F.Kimura, et al. “Penetration behavior of liquid jet falling into a shallow pool”, Proceedings of the 2018 26th International Conference on Nuclear Engineering, ICONE26, July 22-26, 2018, London, England

*Sota Yamamura[1], Hiroyuki Yoshidai[2], Akiko Kaneko[1], and Yutaka Abe[1]
[1]University of Tsukuba, [2]JAEA.

浅水プール中に落下する液体ジェットの侵入挙動
(7) 詳細解析による微粒化物径分布の評価

Penetration Behavior of Liquid Jet Falling into a Shallow Pool

(7) Evaluation of Fragmentation Diameter based on Numerical Simulation Results

*吉田　啓之[1]，鈴木　貴行[1]，堀口　直樹[1]，山村　聡太[2]，阿部　豊[2]

[1]日本原子力研究開発機構，[2]筑波大学

本研究では浅水プールに液体ジェットが落下し着底する挙動の把握を目的として、実験および数値解析を実施している。本報では数値シミュレーション結果から得られた微粒化物径について報告する。

キーワード：シビアアクシデント，浅水プール，ジェット挙動，TPFIT，数値シミュレーション

1. 緒言

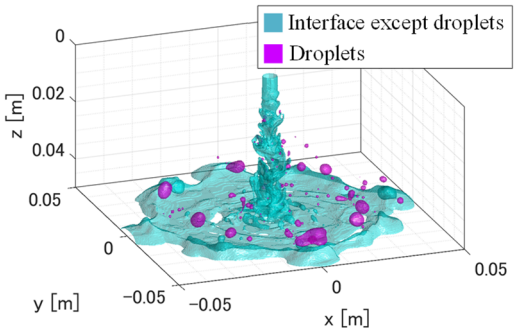
原子力発電所過酷事故時に溶融した燃料等は、下部の冷却材プールへの落下が想定される。これまでに水深が十分なプールに対しての研究はあるが、浅水状態に対する知見は不足している。本研究では、浅水プールにおける溶融ジェットの侵入、着底、拡がり、堆積という一連の過程に対する流体力学的作用の把握を目的として、数値解析手法の開発を行っている。本報では、数値解析結果から微粒化物径を評価した。

2. 解析条件

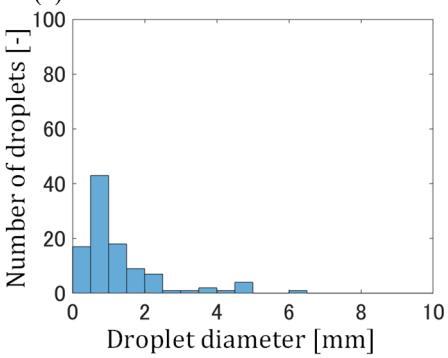
解析体系は前報[1]と同様に、浅水プール内液体ジェット侵入実験[2]を模擬し、幅、奥行き高さが 200、200、50 mm の計算領域内をシリコンオイルで満たし、体系上部中央のノズル(内径 5 ㎜)から、グリセリン水溶液 34wt%が 2.0 m/s で流入させた。格子数は ([*x*,*y*,*z*]＝[800,800,200]＝12,800 万)であり、微粒化物の径については、齋藤らの方法[3]を参考に MATLAB を用いて求めた。

3. 解析結果

シミュレーション結果の一例として、時刻 250 ms 経過時の界面形状の可視化結果を図 1(a)に示す。なお、処理により液滴と判定された界面を異なる色で示している。図より、微粒化物とそれ以外の界面が適切に分別できていることが分かる。図 1(b)には分別された液滴の体積から求めた液滴径分布を示す。実験結果と同様に、約 1mm でピークを取り、径が大きくなるに従って個数が減少する傾向が確認できる。今後は、パラメータの影響を評価するなど、詳細な比較を行う予定である。



(a) Overview of Numerical Results



(b) Droplets diameter distribution

Fig.1 Examples of Numerical Results (t=250 ms)

謝辞　本研究は、日本原子力研究開発機構の大規模並列計算機 SGI ICE-X を用いた成果です。

参考文献

[1] 吉田ら、日本原子力学会 2018 秋の大会 3J03 (2018)

[2] 木村ら、日本原子力学会 2017 秋の大会 2E09 (2017)

[3] 齋藤ら、日本機械学会論文集, 81, 832 (2015)

*Hiroyuki Yoshida[1], Takayuki Suzuki[1], Naoki Horiguchi[1], Sota Yamamura[2] and Yutaka Abe[2]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]University of Tsukuba

シビアアクシデント時の炉心燃料損傷に関する研究
（3）SFD1-4 試験のリロケーション評価

Fuel Damage of a Reactor Core in Severe Accident

(3) Analytical Evaluation of Material Relocation in SFD 1-4 Test

*佐野 直樹，西田 浩二，楠木 貴世志，村瀬 道雄

原子力安全システム研究所

過酷事故解析コード MAAP5 を用いて SFD1-4 試験の解析を実施し、U-Zr-O の三成分系状態図の差異が燃料リロケーションに及ぼす影響を評価した。本研究で用いた 2 種類の三成分系状態図の差異では、燃料リロケーションに対する影響が小さいことを確認した。

キーワード：シビアアクシデント，燃料損傷，リロケーション，空隙率

1. 緒言　シビアアクシデント(SA)における炉心損傷の過程では、燃料のリロケーション、これに伴う炉心の空隙率が、燃料の冷却に影響する。本研究では、SA 時に形成される U-Zr-O 固溶体の液相線および固相線のリロケーションへの影響を解析により評価した。

2. 解析条件　炉内 SA 試験である SFD1-4 試験[1]を MAAP5 で評価した。MAAP5 は、U-Zr-O 三成分系状態図に基づき固相線および液相線を計算し、これに基づき固溶体の溶融量が計算される。MAAP5 コードオリジナルの状態図による解析を Case1、これと異なるデータベース[2]に基づく状態図による解析を Case2 として、Case1 と Case2 の解析結果を比較した。

3. 解析結果　図 1 および図 2 に、固溶体の固相線および被覆管温度を示す。Case1 では、被覆管温度は概ね固相線を下回った。一方、Case2 では、Case1 に比べて固相線が低下し、この結果、2000 秒以降の時間帯で被覆管温度は固相線を超過し、Case1 よりも溶融量が増加した。図 3 に、燃料棒における軸方向の質量分布を示す。図中の赤囲みで示すように、固溶体の流下量は僅かに増加したが、全体の質量分布に大きな影響はなかった。被覆管(Zr)の質量は水・Zr 反応により早い時間で減少するため、Zr・UO_2 間の反応に寄与できる Zr の質量は小さくなる。この結果、固溶体の総量も小さくなるものと考えられる。このため、固溶体の溶融量が増加しても全体の質量分布に大きな変化はないものと考えられる。

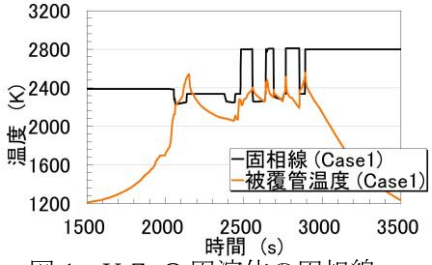


図 1　U-Zr-O 固溶体の固相線，被覆管温度 (Case1)

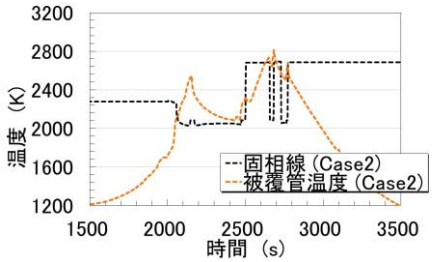


図 2　U-Zr-O 固溶体の固相線，被覆管温度 (Case2)

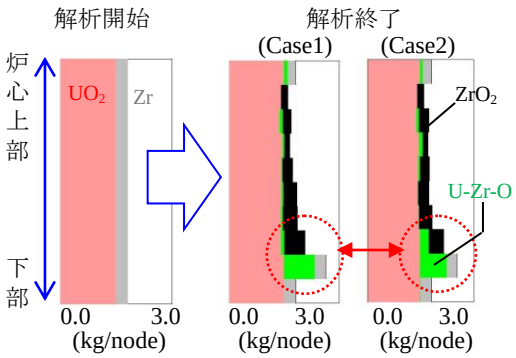


図 3　燃料棒の軸方向の質量分布 (Case1 と Case2 の比較)

参考文献

[1] D. A. Petti, et al., Power Burst Facility (PBF) Severe Fuel Damage TEST 1-4, Test Results Report, NUREG/CR-5163 (1989).

[2] https://thermodb.jaea.go.jp/

*Naoki Sano, Koji Nishida, Takayoshi Kusunoki, Michio Murase

Institute of Nuclear Safety System, Inc.

JBREAK-MSPREAD 連成解析手法の開発

Development of JBREAK-MSPREAD coupled analysis method

*菊池 航[1]、森田 彰伸[1]、秋葉 美幸[1]、堀田 亮年[1]
[1]原子力規制庁 長官官房技術基盤グループ

溶融デブリジェット分裂、床面衝突挙動、粒子デブリの自由落下、集積デブリ挙動を評価する JBREAK 及び溶融デブリの床面上における多次元拡がり挙動を評価する MSPREAD を開発中である。本研究では、落下挙動、床面での拡がり挙動を評価するため、JBREAK-MSPREAD の連成解析を行い、BWR の原子炉圧力容器から溶融デブリが落下し、ペデスタル床面上に拡がる挙動の一連の解析を行い機能を確認した。

キーワード：溶融デブリ、溶融物の拡がり、MSPREAD、JBREAK、連成解析、妥当性確認、BWR

1. 緒言

原子炉圧力容器破損に伴う格納容器への溶融デブリの放出、拡がり挙動を解析するためには、床面の起伏、ペデスタル壁面形状、スリッド状出口等の実機幾何形状を適切にモデル化する機能を開発する必要がある。そのための解析コードとして JBREAK 及び MSPREAD を開発しており、各コードの基本機能を整備してきた。両コードの連成では、異なるタイムスケールを有する現象の時間積分アルゴリズムと共に、溶融物の組成を考慮した伝熱流動特性（粘性、熱伝導率、密度、比熱）を反映すること、特に、溶融物の部分固化による粘性への影響をモデル化することが必要である。具体的には、MELCOR による下部ヘッドからの放出デブリの組成、形態（固体又は溶融物）に基づいて、JBREAK 及び MSPREAD が用いる物性値を求める共通物性ライブラリが必要となる。本研究では、こうした JBREAK-MSPREAD の連成解析手法の開発過程とデモ解析結果について紹介する

2. JBREAK-MSPREAD の連成解析

2-1.モデル開発

MELCOR が与える溶融物の固化率、組成等の履歴から共通物性値ライブラリにより物性値を計算し、これらを JBREAK 及び MSPREAD に引き渡す情報伝達パスを構築した。加えて、MSPREAD において、局面形状壁面での溶融物速度の精度を向上させるためポーラスメディア法の組み込みを行った。さらに、両コードのインターフェイス領域において、計算メッシュが一致しないことを考慮した運動量等の受け渡し対象の保存量の換算法、そして、タイムステップの相違を同期する Gap-Tooth 法を整備した。

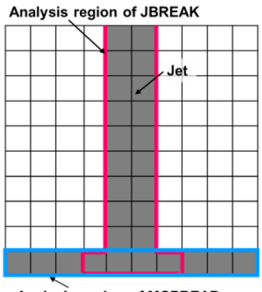
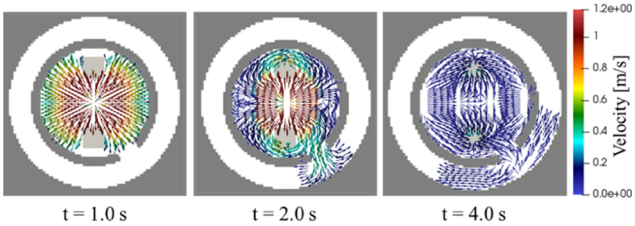


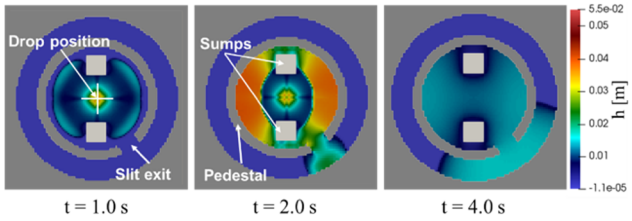
Fig.1 Analysis mesh

2-2.連成解析

メッシュ概要図を Fig.1 に示す。本体系では、JBREAK を用いて、溶融ジェットが最下部セル上面に到達した際の溶融ジェットの質量、溶融ジェットが床面に衝突することにより生じた最下部セルの溶融物の水平方向速度を使用し、溶融ジェットの水平方向の運動量を計算する。加えて、最下部セル上面に流入する溶融ジェットの比エンタルピーに質量を乗算することで溶融ジェットのエネルギーを計算する。これらで計算した各値を対応する MSPREAD の保存式の生成項として考慮することにより溶融物の拡がりを計算する。25 kg の溶融物を 2.0 s 間、キャビティ中心に放出した解析例を Fig.2 に示す。本ケースでは溶融デブリが床に衝突する位置でリング状の隆起部を形成し、その後にキャビティ全体に拡がり、２箇所のサンプへの流入、ペデスタルから外のアニュラス部に流出する挙動等を解析することができた。



(a) Velocity distribution



(b) Thickness distribution

Fig.2 Analysis result

3. 結論

高温溶融物の床面での拡がり挙動を確認した。今後は更に広範囲のモデルのケーススタデイを行う。

謝辞

本稿では、アドバンスソフト(株)の波田地洋隆氏のご協力を頂いた。ここに謝意を表する。

*KIKUCHI Wataru[1], MORITA Akinobu[1], AKIBA Miyuki[1], HOTTA Akitoshi[1]
[1]Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority(S/NRA/R)

イオン液体による有機よう素の除去性能

Removal Performance of Organic Iodine by an Ionic Liquid

*福井 宗平[1]，石田 一成[1]，富永 和生[2]，橋本 義大[2]，田山 隆一[2]
[1]日立製作所，[2]日立 GE ニュークリア・エナジー

放射性物質の環境放出を抑制するフィルタベントシステム（FCVS）において、有機よう素除去のシステムを簡素化するために、液体の吸着材であるイオン液体の利用を検討した。ベント時に想定される温度において、イオン液体によって実機で求められる除染係数 50 以上で有機よう素を除去できることが分かった。

キーワード：シビアアクシデント，フィルタベント，有機よう素，イオン液体，除染係数

1. 緒言

原子力発電所事故に備えて、放射性物質の環境放出を抑制するために国内では FCVS が設置されている。FCVS ではエアロゾル状物質を除去するため、アルカリ性水溶液を充填したフィルタベント（FV）容器が設置されている。また、ガス状物質の有機よう素を除去するため、FV 容器の下流に固体吸着材である銀ゼオライトを充填した銀ゼオライト容器が設置されている[1]。本研究では有機よう素除去のシステムを簡素化するために、銀ゼオライトの代わりに液体吸着材であるイオン液体を利用し、FV 容器のみで有機よう素も除去できるシステムを開発している。FCVS の運用で想定される温度と滞留時間をパラメータに試験し、イオン液体による有機よう素除去のシステム成立性を検討した。

2. 実験

実機において有機よう素の主な化学形態であるよう化メチルをイオン液体にスクラビングさせ、スクラビング前後のよう化メチル濃度を測定することで除去性能の指標となる除染係数(DF)を算出した。よう化メチルの濃度は 50 ppm とした。イオン液体には水と分離する疎水性の$[P_{66614}][Cl]$(Trihexyltetradecylphosphonium cloride)を使用した。実機を模擬して、FV 容器に充填されるアルカリ性水溶液と$[P_{66614}][Cl]$を接触処理させた$[P_{66614}][Cl]$を用いた。また、温度と滞留時間はそれぞれ 298～433 K、0.05～0.5 s とした。

3. 結果

イオン液体によるよう化メチルの DF の温度依存性を図 1 に示す。実機で想定される温度 343～433 K で DF 10000 以上となることが分かった。次に DF の滞留時間依存性を図 2 に示す。温度が低い 343K でも滞留時間を 0.25 s 以上とすることで目標除去性能である DF 50 以上となることが分かった。以上から、アルカリ性水溶液が充填された FV 容器に$[P_{66614}][Cl]$も充填することで FV 容器のみで有機よう素を除去できる見通しを得た。

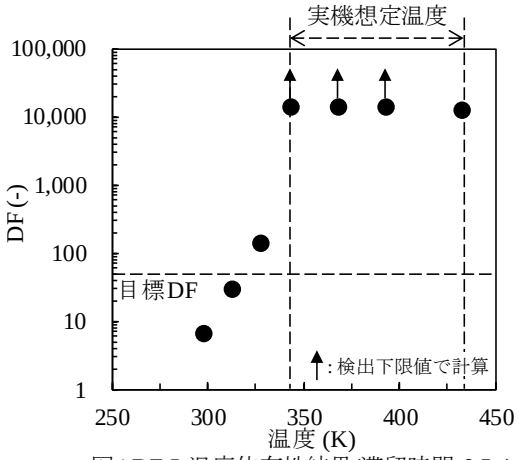


図1 DFの温度依存性結果(滞留時間: 0.5 s)

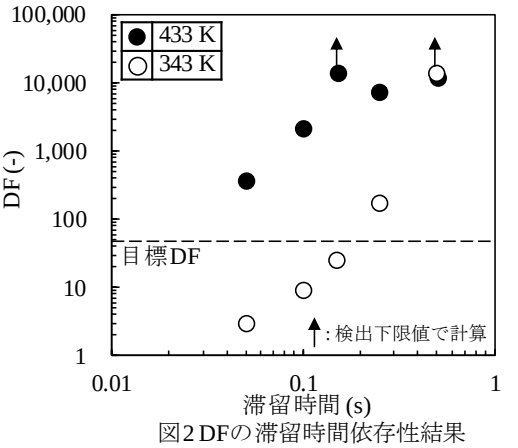


図2 DFの滞留時間依存性結果

参考文献

[1] 小林稔季、王吉豊、石川慶浩、宇津山雄一郎、遠藤好司、日本原子力学会 2018 年春の年会、2K21 (2018).

*Sohei Fukui[1], Kazushige Ishida[1], Kazuo Tominaga[2], Tomoharu Hashimoto[2] and Ryuichi Tayama[2]
[1]Hitachi, Ltd., [2]HGNE

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering | 305-1 Computational Science and Engineering

[2H01-07] Microscopic and Reactor Analysis

Chair:Hiroki Nakamura(JAEA)

Tue. Mar 17, 2020 10:00 AM - 11:55 AM Room H (Lecture Bildg. M 2F M-22)

[2H01] A research to evaluate the nano-mechanism responsible for precipitation hardening in FCC systems

*Yuuki Iwase[1], Sho Hayakawa[2], Taira Okita[3], Mitsuhiro Itakura[4] (1. Faculty of Engineering, the University of Tokyo, 2. University of Tennessee, 3. Research into Artifacts, Center for Engineering, School of Engineering, the University of Tokyo, 4. JAEA CCSE)

10:00 AM - 10:15 AM

[2H02] MD simulations to evaluate formation process of self-interstitial-atom clusters under high energetic neutron irradiation

*Satoshi Terayama[1], Yuuki Iwase[2], Sho Hayakawa[3], Taira Okita[4], Mitsuhiro Itakura[5] (1. Department of Systems Innovation, School of Engineering, the University of Tokyo, 2. Faculty of Engineering, the University of Tokyo, 3. University of Tennessee, 4. Research into Artifacts, Center for Engineering, School of Engineering, the University of Tokyo, 5. JAEA CCSE)

10:15 AM - 10:30 AM

[2H03] Behaviors of vacancy cluster in Zirconium by machine learning molecular dynamics

*Takao Baba[1], Satoshi Terayama[2], Taira Okita[3], Mitsuhiro Itakura[4], Masahiko Okumura[4] (1. Faculty of Engineering, the University of Tokyo, 2. Department of Systems Innovation, School of Engineering, the University of Tokyo, 3. Research into Artifacts, Center for Engineering, School of Engineering, the University of Tokyo, 4. JAEA CCSE)

10:30 AM - 10:45 AM

[2H04] Develepment of machine learning force fields of clay minerals

*Masahiko Okumura[1], Keita Kobayashi[2], Akiko Yamaguchi[1] (1. JAEA, 2. RIST)

10:45 AM - 11:00 AM

[2H05] Computational evaluation of surface tension of UO2 and ZrO2

*Mitsuhiro Itakura[1], Hiroki Nakamura[1] (1. JAEA)

11:00 AM - 11:15 AM

[2H06] Implementation of SP_3 method calculation capability to a FRBurner module of a CBZ code system

*Junshuang FAN[1], Go CHIBA[1] (1. Hokkaido Univ.)

11:15 AM - 11:30 AM

[2H07] Application of the Theta Method for Kinetic Calculation using MOC

*Kosuke Tsujita[1], Tomohiro Endo[2], Akio Yamamoto[2] (1. NEL, 2. Nagoya University)

11:30 AM - 11:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

面心立方金属中における析出硬化のナノメカニズム解明に関する研究

A research to evaluate the nano-mechanism responsible for precipitation hardening in FCC systems

*岩瀬 祐樹[1]，早川 頌[2]，沖田 泰良[3]，板倉 充洋[4]，
[1]東京大学工学部, [2]テネシー大学, [3]東京大学大学院工学系研究科人工物工学研究センター, [4]日本原子力研究開発機構システム計算科学センター

分子動力学法を用いて，面心立方金属中の第二相形成に伴う機械的特性変化を解明するため，単一ポテンシャルでセル内に不動な相を模擬する方法を構築し，それを用いて転位との相互作用，及びそれに伴う硬化を定量化した．

キーワード：ナノ組織，転位，析出物，分子シミュレーション

1. 緒言

軽水炉炉内構造材料として使用されるオーステナイト鋼では，照射下において γ'相，G 相等，種々の第二相（析出物）が観察される[1]．これらの析出物形成では，局所的な化学組成変化のみならず，転位の移動が阻害されることによって降伏応力の上昇を伴う．本研究では，面心立方（FCC）金属に於いて析出物形成に伴う硬化のナノメカニズムを解明することを目的とし，分子動力学（MD）法の計算セル内で転位との直接接触を介しても不動な析出物の設定方法を構築し，析出物-転位相互作用過程を定量化した．

2. 計算方法

本研究の MD 計算では，LAMMPS を用いた[2]．SFE が 14.6 – 186.5 mJ/m^2 と変化する一方，その他の物性値はほぼ等しい 6 つの FCC 金属原子間ポテンシャル[3]を用い，x [10-1] 44.1 nm，y [1-21] 40.1 nm，z [111] 25.2 nm，x 軸 y 軸方向周期境界，z 軸方向自由境界の計算セルを設定した．初期条件として $\boldsymbol{b} = a_0/2$ [10-1] の刃状転位，及び次節に示す方法で重心が転位のすべり面上に存在する析出物を配置した．温度 300 K，析出物直径 2.0 – 8.0 nm と変化させた計算を行い，その応力履歴から臨界分解せん断応力 (CRSS) を算出した．

3. 不動析出物の設定

重心が滑り面上にくる球状領域内原子群を転位との接触に対して不動な析出物とみなし，各構成原子の合力が平均化されて群全体にかかる一つの擬似巨大粒子とした（図 1）．この手法によって，化学組成の異なる種々の析出物に対しても転位との接触に対して不動である場合，単一ポテンシャルで回転運動以外はその挙動を再現することが可能になった．

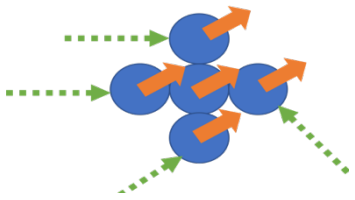


図 1　不動析出物の設定方法模式図
矢印（点線）と矢印（実線）はそれぞれ，周りから各構成原子にかかる力と実際に各構成原子にかけた力を表す．

参考文献

[1] P.J. Maziasz, J. Nucl. Mater. 205 (1993) 118.

[2] LAMMPS Molecular Dynamics Simulator < http://lammps.sandia.gov/>

[3] V. Borovikov et al., Modelling Simul. Mater. Sci. Eng. 23 (2015) 055003.

---

*Yuuki Iwase[1], Sho Hayakawa[2], Taira Okita[3] and Mituhiro Itakura [4]

[1]Faculty of Engineering, the University of Tokyo, [2]University of Tennessee, [3]Research into Artifacts, Center for Engineering, School of Engineering, the University of Tokyo, [4]JAEA-CCSE

MD 法を用いた高エネルギー中性子照射下における自己格子間原子集合体形成過程の解明

MD simulations to evaluate formation process of self-interstitial-atom clusters under high energetic neutron irradiation

*寺山　怜志[1]，岩瀬　祐樹[2]，早川　頌[3]，沖田　泰良[1]，板倉　充洋[4]

[1]東京大学大学院工学系研究科，[2]東京大学工学部　,[3]テネシー大学, [4]日本原子力研究開発機構

面心立方金属を対象にして、高エネルギー中性子照射下における自己格子間原子集合体の形成に及ぼす積層欠陥エネルギー(SFE)の影響を分子動力学法により定量化した。集合体が大きい場合、可動な集合体の数は積層欠陥エネルギーが大きくなると、従来の依存傾向から外れることが明らかとなった。

キーワード：カスケード損傷、面心立方金属、積層欠陥エネルギー

1. 緒言

軽水炉炉内構造材料として用いられているオーステナイト鋼は最も SFE が低い金属であるため、欠陥集合体形態が特異な可能性がある。そのため、構造材料の挙動予測を行う上で、SFE の影響を解明することは重要である。我々のグループでは、SFE が低くなると完全転位ループの形成促進により、可動な集合体の形成率が高くなることを明らかにした[1]。一方、このことは比較的集合体が小さい場合においてのみ成立し、集合体が大きくなると明らかでない可能性も示唆してきた[2]。そこで、本研究では、面心立方金属の場合における、大きな集合体形成率が高くなるより高エネルギー付与下での自己格子間原子集合体の特徴を解明した。

2. 計算手法

本研究では、SFE のみを 14.6~186.5mJ/m^2 において 6 段階で変化させ、その他の物性値を極力一定にした面心立方金属の原子間ポテンシャルを用いて計算を行った[3]。初期温度については既往研究を参考に 600K に設定し[1]、一次はじき出しエネルギー(E_{PKA})を 100keV、計算セル内原子数を 4.7×10^7 にして、NVE アンサンブルで 100ps までの計算を行った。各条件においては、25 回の繰り返し計算を行い、結晶欠陥形成数、および欠陥集合体の形態に及ぼす SFE の影響を明らかにした。

3. 結論

図 1 には、集合体の大きさごとに分類し、全集合体数に対する可動な集合体数割合の SFE 依存性を示す。サイズが 48 個以下の集合体では、低 SFE で完全転位ループが多く形成し可動な集合体が多く観察される従来の傾向同様、SFE の増加に伴い可動な集合体の割合は減少することが分かる。一方、E_{PKA} =100keV では、比較的大きな集合体も形成しており、サイズが 49~192 の集合体に着目すると、従来の傾向は限られた範囲においてのみしか観察されず、最も大きな SFE ではその傾向から外れていることが分かる。これは、高エネルギー付与非平衡下での欠陥形成過程においても、静的エネルギー計算結果[2]を反映した欠陥形態となることが分かった。

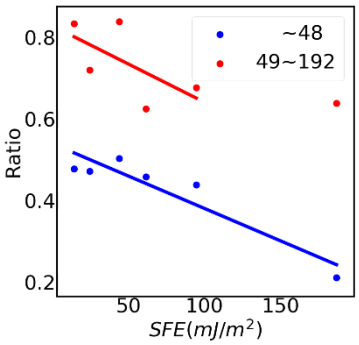


図 1 可動な集合体数割合の SFE 依存性

参考文献

[1] 沖田泰良他，日本原子力学会 2016 年秋の大会

[2] S.Hayakawa et al, J Mater Sci (2019) 54:11096

[3] V.Borovikov et al., Modeling Simukl. Mater. Sci. Eng.23(2015)055003

*Satoshi Terayama[1], Yuki Iwase[2], Sho Hayakwa[3], Taira Okita[1]and Mitsuhiro Itakura[4]

[1]School of Engineering, the University of Tokyo, [2]Faculty of Engineering, the University of Tokyo, [3]University of Tennessee, [4]Japan Atomic Energy Agency

機械学習分子動力学法を用いた Zr 中における空孔集合体挙動の解明

Behaviors of vacancy cluster in Zirconium by machine learning molecular dynamics

*馬場 貴生[1]，寺山 怜志[2]，沖田 泰良[3]，板倉 充洋[4]，奥村 雅彦[4]

[1]東京大学工学部, [2]東京大学大学院工学系研究科, [3]東京大学大学院工学系研究科人工物工学研究センター, [4]日本原子力研究開発機構システム計算科学センター

軽水炉燃料被覆管として使用される Zr を対象として，第一原理計算結果を教師信号とする機械学習により原子間ポテンシャルを作成し，これを用いた分子動力学法により空孔集合体の挙動を解明した．

キーワード：第一原理計算，c 型転位ループ，燃料被覆管

1. 緒言

軽水炉燃料被覆管として使用される Zr 合金は，六方最密構造であるため，照射下で形成する微細欠陥は異方的に拡散する．それにより，原子空孔は底面上に集合体を形成し，これが潰れて c-type 転位ループとなる．Zr 合金に特徴的な照射劣化は，主として c-type 転位ループ形成とほぼ同時に発生するため[1]，原子挙動に基づいて c-type 転位ループ形成過程を明らかにすることが，劣化機構を解明する上で重要な要素の一つである．しかし，従来の古典的分子動力学（MD）法では，特に空孔型欠陥の挙動を取り扱う上でその精度が不十分であることが課題であった[2]．これらを踏まえて，本研究では，高精度で計算コストも低い機械学習 MD 法を用い，Zr 中での c-type 転位ループ形成過程を解明することを目的とする．

2. 計算方法の概要

機械学習 MD 法では，Behler-Parrinello 法を用い[3]，比較的小さな系で第一原理計算の結果を人工ニューラルネットワークにより学習し，大きな系に拡張した．第一原理計算には VASP を用い，系の拡張には N2P2 を用いて学習させた．また，作成した原子間ポテンシャルを用いて，LAMMPS[4]により MD 計算を行った．

3. 計算結果

図 1 には，教師信号の例として，6 原子を含む系において格子定数，c/a をそれぞれ±15%の範囲で変化させエネルギーを求めた第一原理計算の結果を示す．格子定数 3.227 Å，c/a1.5975 での最安定が再現されていることがわかる．ひずみ付与下における系のエネルギー計算は，面心立方構造を対象としても行い教示信号とすることで，c-type 転位ループ形成で観察される積層欠陥部分の再現も可能となった．

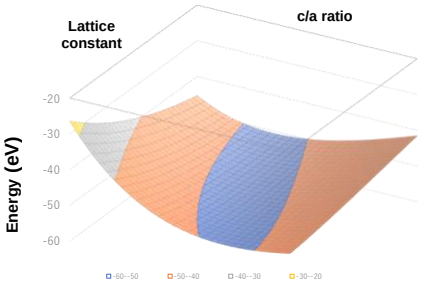


図 1 系のエネルギーの a 軸方向長さ，c/a 比依存性

参考文献

[1] A. V. Barashev et al., J. Nucl. Mater. 461 (2015) p.85

[2] H. Yu et al.，日本原子力学会 2017 年春の大会

[3] J. Behler et al., Phys. Rev. Lett., 98 (2007) 146401

[4] LAMMPS Molecular Dynamics Simulator < http://lammps.sandia.gov/>

*Takao Baba[1], Satoshi Terayama[2], Taira Okita[3], Mituhiro Itakura [4] and Masahiko Okumura[4]

[1]School of Engineering, the University of Tokyo., [2]Department of Engineering, the University of Tokyo., [3]Research into Artifacts, Center for Engineering, School of Engineering, the University of Tokyo., [4]JAEA-CCSE

粘土鉱物の機械学習力場の開発

Development of machine learning force fields of clay minerals

*奥村 雅彦[1]，小林 恵太[2]，山口 瑛子[1]

[1]原子力機構，[2]RIST

粘土鉱物は最も身近な環境物質の一つであり、福島第一原子力発電所事故では、セシウムを強く吸着することで注目を集めたが、その物性はまだ未知の部分が多い。粘土鉱物の物性解明には数値シミュレーションが有効であるが、現在良く用いられている古典分子動力学法は微細な構造を再現できないなどの問題がある。本講演では、第一原理計算を基にした機械学習力場について報告する。

キーワード：粘土鉱物，分子動力学，機械学習

1. 緒言

粘土鉱物は地表に豊富に存在し、最も身近な環境物質の一つである。最近では、福島第一原子力発電所事故によって環境中に放出された放射性セシウムを強く吸着することで注目を集めた。また、その性質から放射性廃棄物の地層処分におけるバリアとしての役割も期待されている。しかし、この粘土鉱物のセシウム吸着メカニズムの全容は明らかになっていない。メカニズム解明には数値シミュレーションが有効であるが、現在良く用いられている古典分子動力学の力場は粘土鉱物のミクロな構造を再現できないなどの問題があることが知られている。そこで、本研究では第一原理計算を基として、古典力場が持つ欠点を解消する機械学習力場を開発することを目的とした。

2. 機械学習力場

2-1. 対象

本研究では、最も単純な珪酸塩鉱物の一つであるカオリナイトを対象として、力場開発を行った。

2-2. 方法

学習セットは第一原理計算コード Vienna Ab initio Simulation Package (VASP)を用いて、カオリナイトの supercell について第一原理分子動力学シミュレーションを実行し、学習セットを取得した。用いた汎関数は SCAN (meta generalized gradient approximation)、supercell は 2×2×2、3×1×2、3×2×1 を採用し、それぞれの系において温度 100K から 1000K まで 100K 刻みで温度を変えた系を用意し、それぞれ NVT で 10,000 ステップ計算し、学習データセットを取得した。作成した学習セットについて、機械学習分子動力学法の公開パッケージ n2p2[2]を用いて学習し、分子動力学法コード LAMMPS[3]を用いて物理量を評価した。

2-2. 結果

講演では、カオリナイトの構造について、開発した機械学習力場による計算結果と第一原理計算による結果及び実験結果と比較し、その性能について報告する。

参考文献

[1] G. Kresse and J. Hafner, Phys. Rev. B **47**, 558 (1993).

[2] A. Singraber, J. Behler, and C. Dellago, J. Chem. Theo. Comp. **15**, 1827 (2019).

コード URL　https://github.com/CompPhysVienna/n2p2

[3] S. Plimpton, J. Comp. Phys. **117**, 1 (1995).

---

*Masahiko Okumura[1], Keita Kobayashi[2] and Akiko Yamaguchi[1,2]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Research Organization for Information Science and Technology

UO2 および ZrO2 の表面張力の計算による評価

Calculation of Surface tension in Liquid UO2 and ZrO2

*板倉　充洋[1]，中村 博樹[1]

[1]JAEA,

過酷事故解析に必要となる燃料溶融物の表面張力を、分子動力学計算および第一原理計算で評価した結果を示し、実験結果と比較する。

キーワード：第一原理計算

1. 緒言

軽水炉の過酷事故においては酸化した被覆管である ZrO2 と燃料の UO2 が溶融、混合し落下すると考えられる。これらの物質はいずれも融点が 3000K 付近と非常に高く、液体の物性を測定する実験手法が限られるため計算・シミュレーションによる補完が重要となる。計算で評価する場合、古典的な分子動力学を用いた計算では、ポテンシャルが主に固体の物性を再現する目的で作成されていることが多いため液体の物性に関しては信頼性が低い。そのため第一原理計算を用いて評価することになるが、この場合扱える原子数が限られるために大規模な計算はできない。たとえば液体状態の気液界面の平均エネルギーは比較的容易であるが、エントロピーの効果まで考慮した表面の自由エネルギーの評価には多くの原子と長時間の計算が必要となる。実験において観測されるのはこの自由エネルギーであるため、本研究では第一原理計算で界面エネルギーおよび界面自由エネルギーを測定することを行い、どの程度の計算が必要で、どの程度の精度で計算可能かを調べた。

2. 計算結果

第一原理計算では ZrO2 と、二酸化アクチノイドで UO2 と同じ構造を持つ ThO2 について計算を行った。また UO2 については古典 MD を用いて計算を行った。これは UO2 では磁性や相対論効果、電子相互作用などを取り入れる必要があり液体状態の第一原理計算自体が困難であったためである。第一原理計算では 432 原子を用い、MD 計算では 2000 原子を用いて気液界面の計算を行った。その結果、第一原理計算では界面エネルギーは 10%の精度で評価でき、おおむね固体状態での<111>面のへき開エネルギーの 80%程度のエネルギーとなることが分かった。また応力を用いた界面自由エネルギーの計算は第一原理計算ではゆらぎが大きいため評価できなかった。MD 計算では大規模な系を扱えるため自由エネルギーを評価することができ、値は 0.5J/m2 程度、エントロピーの効果は 0.1J/m2 程度であることが分かった。また温度依存性は小さいという結果が得られた。これらの値は最近行われた実験の結果と矛盾しない。

3. 結論

計算の結果、界面自由エネルギーは界面エネルギーだけでもある程度の見積もりができ、これが上限を与えることが分かった。実験との比較においてこの情報は有用となる。エントロピーの効果まで取り入れるためには第一原理計算をもとに機械学習で作成したニューラルネットポテンシャルを用いて評価する必要がある。そのためには各原子の電荷が状況によって変化する効果を取り入れる必要があると考えられる。

*Mitsuhiro Itakura[1] , and Hiroki Nakamura[1]

[1]JAEA

Implementation of SP3 method calculation capability to FRBurner module of CBZ code system

*Junshuang FAN[1], Go CHIBA[1]

[1]Hokkaido Univ.

We add SP_3 method calculation capability into CBZ code system and verify the accuracy of this new function by calculating the OECD/NEA benchmark problem [1].

Keywords: SP_3 method, perturbation theory, reactivity.

1. **Introduction** The simplified P_N (SP_N) method is one extension of diffusion theory which considers angular neutron flux, so it could provide high accuracy result comparing to diffusion theory, besides, it cost shorter computing time than transport theory. In this work, we add SP_3 calculation function into a fast reactor burn-up calculation module FRBurner in CBZ which is a general-purpose reactor physics code system. The original SP_3 equations are [2] :

$$-D_g\nabla^2(\phi_g^0+2\phi_g^2)+\Sigma_{r,g}\phi_g^0-\sum_{g'\neq g}\Sigma_{s,g'\to g}\phi_{g'}^0=\frac{\chi_g}{k_{eff}}\sum_{g'}\nu\Sigma_{f,g'}\phi_{g'}^0 \qquad (1)$$

$$\frac{27}{14}D_g\nabla^2\phi_g^2-\frac{5}{2}\Sigma_{t,g}\phi_g^2+\Sigma_{r,g}\phi_g^0-\sum_{g'\neq g}\Sigma_{s,g'\to g}\phi_{g'}^0=\frac{\chi_g}{k_{eff}}\sum_{g'}\nu\Sigma_{f,g'}\phi_{g'}^0 \qquad (2)$$

The perturbation theory is one important method to analyze small changes of reactor, such as reactivity. As perturbation theory needs adjoint flux, we derive the explicit expression of adjoint equations corresponding to Eqs. (1) and (2),

$$-D_g\nabla^2\phi_g^0+\Sigma_{r,g}(\phi_g^0+\phi_g^2)-\sum_{g'\neq g}\Sigma_{s,g\to g'}(\phi_{g'}^0+\phi_{g'}^2)=\frac{1}{k}\nu\Sigma_{f,g}\sum_{g'}\chi_{g'}(\phi_{g'}^0+\phi_{g'}^2) \qquad (3)$$

$$-2D_g\nabla^2\phi_g^0=-\frac{27}{14}D_g\nabla^2\phi_g^2+\frac{5}{2}\Sigma_{t,g}\phi_g^2 \qquad (4)$$

2. **Result** Results about coolant void reactivity given by diffusion and SP_3 theory are compared with transport theory, and differences are shown in figures 1 and 2. Although systematical underestimation on leakage component is observed, the total reactivity still reasonable. As for other components such as non-leakage component, there is no significant difference.

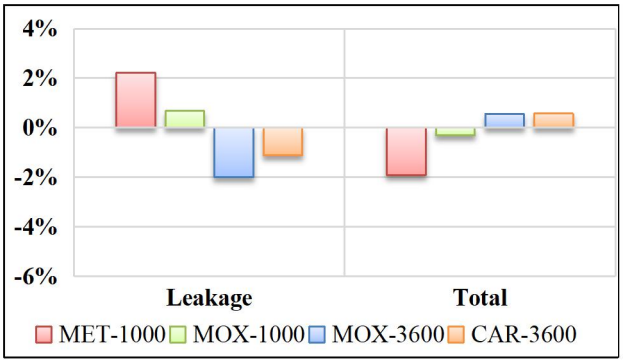


Fig.1 Difference between diffusion and Transport theory(0-D Homogenized model)

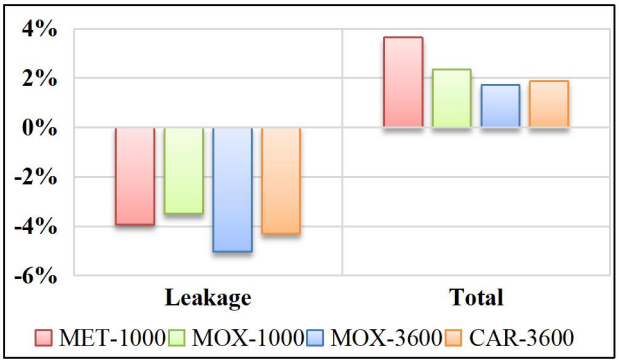


Fig.2 Difference between SP_3 and Transport theory (0-D Homogenized model)

3. **Conclusion** In this work, we implemented SP_3 method in CBZ and find that SP_3 theory systematically underestimates the leakage component of sodium void reactivity.

References [1] Bernnat, Wolfgang, et al.(2016). (NEA/NSC/R(2015)9). [2] Kenichi TADA, et al. (2008). 45:10, 997-1008.

MOC を用いた動特性計算における θ 法の適用

Application of the Theta Method for Kinetic Calculation using MOC

*辻田 浩介[1]，遠藤 知弘[2]，山本 章夫[2]

[1]NEL，[2]名古屋大学

MOC を用いた動特性計算において、前ステップの残余項の空間分布・角度分布に対する近似を必要としない θ 法の実装方法を検討し、TWIGL ベンチマーク問題での検証を実施した。

キーワード：MOC，動特性計算，θ 法，MAF 法

1. 緒言　時間依存の輸送方程式に対し θ 法を適用した場合、中性子の収支式は(1)式で表される。

$$\frac{1}{v_g}\frac{\psi_g(\vec{r},\vec{\Omega},t_{n+1})-\psi_g(\vec{r},\vec{\Omega},t_n)}{\Delta t}=\theta R_g(\vec{r},\vec{\Omega},t_{n+1})+(1-\theta)R_g(\vec{r},\vec{\Omega},t_n) \quad (1)$$

ここで右辺の残余項$R_g(\vec{r},\vec{\Omega},t)$は、(2)式に示す通り、中性子の位置及び飛行方向に依存する関数となる。

$$R_g(\vec{r},\vec{\Omega},t)=-\vec{\Omega}\cdot\nabla\psi_g(\vec{r},\vec{\Omega},t)-\Sigma_{t,g}(t)\psi_g(\vec{r},\vec{\Omega},t)+Q_g(\vec{r},\vec{\Omega},t) \quad (2)$$

しかし、MOC を用いた動特性計算では、あらゆる方向に飛行する無数の中性子パスを考慮することから、前ステップにおける位置依存の非等方変数の値を全てメモリ上に保持することは困難である。ゆえに、θ 法に基づく MOC 動特性計算を実用的なメモリ量で実施するためには、角度中性子束の時間差分項及び前ステップの残余項の空間分布・角度分布に対する近似が必要となる。本研究では、因子化法の一つである MAF 法を用いて、前ステップの残余項に対する近似を必要としない θ 法の実装方法を検討した。なお、角度中性子束時間差分項については、等方近似の影響が小さいことを過去検討で確認済みのため、等方近似を適用した。

2. 計算理論　MAF 法では、中性子束を形状関数と振幅関数に分離し、形状関数を詳細メッシュ・粗タイムステップの動特性計算、振幅関数を粗メッシュ・詳細タイムステップの動特性計算で求め、互いに空間・時間に関する精度を補償し合うことで、中性子束の詳細な時間変化に追従する。ゆえに、MOC 動特性計算で求める形状関数の時間離散化には完全陰解法、拡散計算により求める振幅関数の時間離散化には θ 法を適用することで、前ステップの残余項に対する近似を排除しつつ、θ 法の時間積分精度を再現できる可能性がある。

3. 計算結果　TWIGL ベンチマーク問題のステップ状摂動条件における MOC 動特性計算を完全陰解法、MAF 法で実施した。各計算ケースの計算条件を以下に示す。なお、Δt_{shape}, Δt_{amp} はそれぞれ形状関数、振幅関数のタイムステップ幅であり、θ は MAF 法における振幅関数の時間離散化に使用した θ 値である。

- 参照解　：完全陰解法 (Δt = 0.1ms)
- ケース 1：完全陰解法 (Δt = 1ms)
- ケース 2：MAF 法 (θ = 1　, Δt_{shape}=100ms, Δt_{amp}=1ms)
- ケース 3：MAF 法 (θ = 0.5, Δt_{shape}=100ms, Δt_{amp}=1ms)

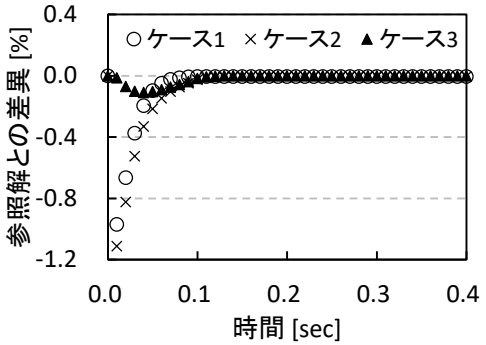


図 1　炉心出力の参照解との差異

各ケースの炉心出力の時間変化について、参照解との差異を図 1 に示す。ケース 1 とケース 2 を比較すると、両者の時間離散化誤差はほぼ同程度であり、中性子束の時間差分項を直接離散化した完全陰解法の結果をよく再現していることが確認できる。さらに、ケース 3 では、ケース 2 よりも高次の離散化手法(θ = 0.5, Crank-Nicolson 法)を振幅関数の時間離散化に適用したことで、ステップ状の正の反応度添加事象に対して完全陰解法を適用した際に現れやすい時間の離散化誤差（中性子束の過小評価傾向）が大幅に低減されている。以上の結果より、MOC を用いた動特性計算に対する θ 法の適用時に、前ステップの残余項に対する近似を排除するには、MAF 法の適用が有効である。

*Kosuke TSUJITA[1], Tomohiro ENDO[2] and Akio YAMAMOTO[2]

[1]NEL, [2]Nagoya Univ.

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering | 301-2 Reactor Design, Nuclear Energy Strategy, Nuclear Transmutation

[2H08-09] Environmental Load-Reducing LWR

Chair:Hiroki Takezawa(Tokyo City Univ.)

Tue. Mar 17, 2020 2:45 PM - 3:20 PM Room H (Lecture Bildg. M 2F M-22)

[2H08] Concept of a nuclear fuel cycle using an environmental load-reducing light-water reactor

*Kouji Hiraiwa[1], Rei Kimura[1], Satoshi Wada[1], Mitsuaki Yamaoka[1], Kenichi Yoshioka[1] (1. Toshiba ESS)

2:45 PM - 3:00 PM

[2H09] Concept of a nuclear fuel cycle using an environmental load-reducing light-water reactor

*Satoshi Wada[1], Kouji Hiraiwa[1], Kenichi Yoshioka[1], Tsukasa Sugita[1], Mitsuaki Yamaoka[1], Rei Kimura[1] (1. TOSHIBA ESS)

3:00 PM - 3:15 PM

©Atomic Energy Society of Japan

環境負荷低減軽水炉を用いた核燃料サイクル概念の構築

(8)FORSETI™概念適用による超ウラン元素生成低減と崩壊熱低減効果に関する検討

Concept of a Nuclear Fuel Cycle Using an Environmental Load-Reducing Light-Water Reactor

(8) Reduction of TRU Generation and Decay Heat Obtained by FORSETI™ Fuel Design Concept

*平岩 宏司[1]，木村 礼[1]、和田 伶志[1]、山岡 光明[1]、吉岡 研一[1]

[1]東芝エネルギーシステムズ（株）

FORSETI™型ウラン使用済み燃料では通常の燃料より核分裂性プルトニウム割合が大きく増加する。このプルトニウムを用いたMOX燃料では環境負荷低減効果とともにPu消費量時間効率が増大する効果がある。

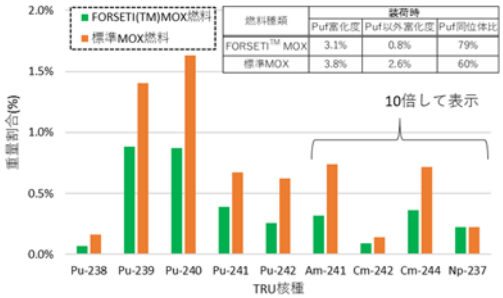
キーワード：潜在的放射性毒性,超ウラン元素,崩壊熱,プルトニウム,環境負荷低減

1. 緒言

潜在的放射性毒性（以下、有害度）の発生元の軽水炉に注目し有害度等低減が可能な環境負荷低減軽水炉と核燃料サイクル概念の構築を行っている。FORSETI™ 型ウラン(以下、U)燃料から得られるプルトニウム（以下、Pu）を用いたFORSETI™型MOX燃料により環境負荷が低減されるとともにPu消費量が倍増する。

2. FORSETI™ 型 MOX 燃料の超ウラン元素生成特性と再処理冷却期間短縮による Pu 消費量増大効果

図1にFORSETI™ 型 MOX 燃料の燃焼後の主要超ウラン元素（以下、TRU）の重量割合を示す。初期の ^{239}Pu/Pu 比が向上することで中性子毒物となる ^{240}Pu 重量割合が減少し核分裂性Pu（以下、Puf）富化度が低下する。さらに初期に存在する高次Puが少ないことによって ^{238}Pu、^{241}Pu、^{241}Am、^{244}Cm 生成が従来型の標準 MOX に比べて概ね半減する。このように MOX 型においても有害度や発熱に影響が大きい TRU が低減する。図2に崩壊熱増加に伴う冷却必要年数と MOX 燃料の Pu 消費量を冷却期間で除した Pu 消費量時間効率の関係を示す。ここで横軸は燃焼度一定のもとで MOX 燃料の Pu を ^{235}U に連続的に置換していったことを示している。必要冷却期間は使用済みウラン燃料 15 年冷却後と同じ崩壊熱になる年数を求めた。冷却期間は標準 MOX 燃料で 136 年に対し FORSETI™ 型 MOX 燃料では 50 年と短縮される。Pu 消費量時間効率は標準 MOX では Put /^{235}U が 1 以上の範囲では変化が少なく 2.5 付近で極大になるのに対し、FORSETI™ 型 MOX 燃料では 3.3 で極大となる。極大値で比較すると FORSETI™ 型は標準型に比べ Pu 消費量時間効率は倍増となる。



燃料種類	装荷時 Puf富化度	Puf以外富化度	Puf同位体比
FORSETI™ MOX	3.1%	0.8%	79%
標準MOX	3.8%	2.6%	60%

図1　取出時の主要超ウラン元素重量割合

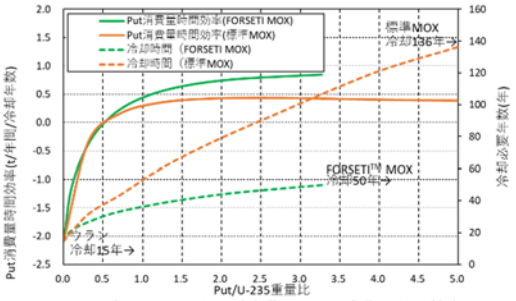


図2 再処理までの必要冷却期間とPut消費量利用効率

本研究は令和元年度文部科学省原子力システム研究開発事業の一環として東芝エネルギーシステムズ（株）、大阪大学、東京工業大学が実施した成果の一部である。

参考文献

[1] 環境負荷低減型軽水炉を使った核燃料サイクル概念の構築、平成 30 年度「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・人材育成推進事業」成果報告会

*Kouji Hiraiwa[1], Rei Kimura[1], Satoshi Wada[1], Mitsuaki Yamaoka[1], Kenichi Yoshioka[1]

[1]Toshiba Energy Systems and Solutions Corporation

環境負荷低減軽水炉を用いた核燃料サイクル概念の構築
（9）FORSETI^{TM} 概念適用による冷却期間がサイクル諸量へ与える影響評価

Concept of a Nuclear Fuel Cycle Using an Environmental Load-Reducing Light-Water Reactor

(9) Impact on Fuel Cycle from Cooling Period with FORSETI^{TM} Concept

*和田 怜志[1]，平岩 宏司[1]，吉岡 研一[1]，杉田 宰[1]，山岡 光明[1]，木村 礼[1]

[1]東芝エネルギーシステムズ

核燃料サイクルにおける潜在的放射性毒性および使用済み燃料の発熱量低減に有効な概念としてFORSETI^{TM} 概念を構築してきた。本発表では、FORSETI^{TM} 概念適用による冷却期間短縮の効果が核燃料サイクルに与える影響を報告する。

キーワード：核燃料サイクル，マイナーアクチノイド，崩壊熱，FORSETI

1. 緒言

再処理施設の使用済み燃料受入れにあたって十分な減衰を待つため、冷却期間が長期化する[1]。使用済みMOX 燃料受入れ時の発熱量を使用済みウラン燃料と同等であると想定すると冷却期間が大幅に長期化する[2]。この大幅な長期化は再処理後のプロセスで有害度低減や放射性廃棄物減容をはかるためのシナリオのハードルが高くなるとともに、冷却期間中の貯蔵先が課題となる。従って、軽水炉使用済み燃料の有害度低減、崩壊熱低減が重要となる。

2. FORSETI^{TM} 概念による冷却期間低減の効果

FORSETI^{TM} 概念[3]では濃縮度を高めることによりウラン燃料中の ^{235}U の中性子利用率を高めプルトニウム（Pu）等の核種の中性子吸収を阻害し、高次の Pu およびマイナーアクチノイド（MA）生成量を低減する。さらに使用済み燃料中の Pu 組成は核分裂性 Pu 割合が現行のものに比べ高くなることから、再処理後の MOX 燃料中の Pu 富化度を低減することができ、使用済み MOX 燃料中の高次 MA 量も低減できる。使用済みMOX燃料の崩壊熱ではMAが占める割合は大きい（図1）。これらから、FORSETI^{TM} 概念適用による冷却期間低減の効果は MOX 燃料で顕著となる。

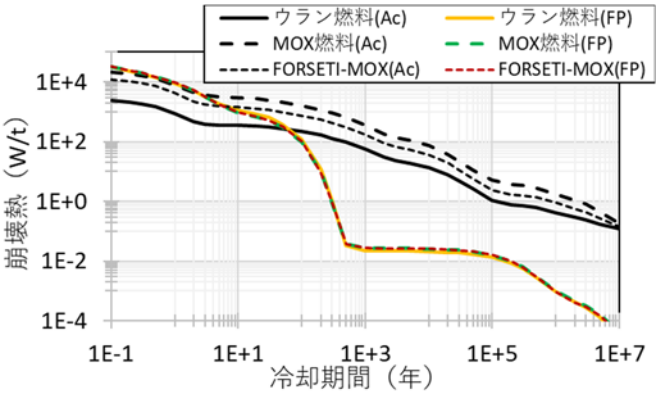


図 1 使用済み燃料中の崩壊熱推移

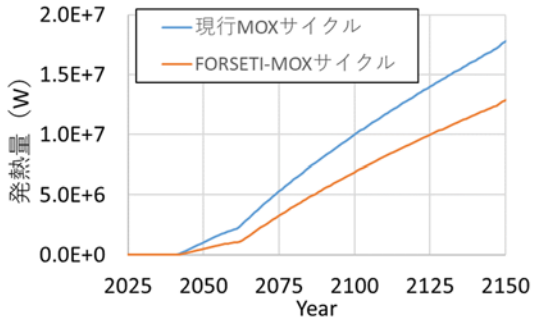


図 2 MOX サイクルの Ac 発熱量

3. サイクル諸量評価解析

FORSETI^{TM} 概念適用によるサイクル諸量への影響をATRUNCyS^{TM}[3]により評価した。図 2 に軽水炉ウラン燃料から軽水炉 MOX 燃料へ 1 度再処理（ウラン燃料再処理前 15 年冷却）したときの使用済み燃料中のアクチニウム（Ac）の発熱量の積算値を示す。FORSETI^{TM} 概念を適用することによって 3 割程度低減される。これはウラン燃料で発生する Pu および高次 MA が低減されたこと、MOX 燃料の燃焼組成が良くなったことによる。軽水炉 MOX 燃料を再処理し高速炉で利用した結果については、発表で紹介する予定である。

本研究は令和元年度文部科学省原子力システム研究開発事業の一環として東芝エネルギーシステムズ、大阪大学、東京工業大学が実施した成果の一部である。

参考文献 [1] JFNL，第 13 回再処理・リサイクル部会セミナー資料(2017), [2] 平岩宏司 他，2020 春の年会,
[2] S. Wada, et al., *Proceedings of PBNC2018*, 303-307(2018), [3] S. Wada, et al., *Proceedings of PHYSOR 2018*, 2288-2295, (2018)

*Satoshi Wada[1], Kouji Hiraiwa[1], Kenichi Yoshioka[1], Tsukasa Sugita[1], Mitsuaki Yamaoka[1] and Rei Kimura[1]

[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering | 301-2 Reactor Design, Nuclear Energy Strategy, Nuclear Transmutation

[2H10-17] LLFP Transmutation System

Chair:Jun Nishiyama(Tokyo Tech)

Tue. Mar 17, 2020 3:20 PM - 5:30 PM Room H (Lecture Bildg. M 2F M-22)

[2H10] Research and development of an innovative transmutation system of LLFP by fast reactors

*Satoshi Chiba[1], Toshio Wakabayashi[2], Naoyuki Takaki[3], Yoshiaki Tachi[4], Makoto Takahashi[2] （1. Tokyo Tech., 2. Tohoku University, 3. Tokyo City University, 4. Japan Atomic Energy Agency）

3:20 PM - 3:35 PM

[2H11] Research and development of an innovative transmutation system of LLFP by fast reactors

*Toshio Wakabayashi[1], Makoto Takahashi[1] （1. Tohoku University）

3:35 PM - 3:50 PM

[2H12] Research and development of an innovative transmutation system of LLFP by fast reactors

*Yoshihisa Tahara[1], Peng Hong Liem[1], Naoyuki Takaki[1] （1. Tokyo City Univ.）

3:50 PM - 4:05 PM

[2H13] Research and development of an innovative transmutation system of LLFP by fast reactors

*Yoshiaki TACHI[1], Satoshi CHIBA[2], Naoyuki TAKAKI[3], Yoshihisa TAHARA[3], Toshio WAKABAYASHI[4] （1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Tokyo Institute of Technology, 3. Tokyo City University, 4. Tohoku University）

4:05 PM - 4:20 PM

[2H14] Research and development of an innovative transmutation system of LLFP by fast reactors

*Hiroyasu MOCHIZUKI[1], Satoshi CHIBA[1] （1. Tokyo Institute of Technology）

4:20 PM - 4:35 PM

[2H15] Research and development of an innovative transmutation system of LLFP by fast reactors

*Tsunenori Inakura[1], Naoki Yamano[1], Chikako Ishizuka[1], Satoshi Chiba[1] （1. Tokyo Tech）

4:35 PM - 4:50 PM

[2H16] Research and development of an innovative transmutation system of LLFP by fast reactors

*Naoki Yamano[1], Tsunenori Inakura[1], Chikako Ishizuka[1], Satoshi Chiba[1] （1. Tokyo Tech）

4:50 PM - 5:05 PM

[2H17] Research and development of an innovative transmutation system of LLFP by fast reactors

*Makoto Takahashi Takahashi[1], Toshio Wakabayashi[1], Masaharu Kitamura[2] （1. Tohoku University , 2. TeMS Co.Ltd.）

5:05 PM - 5:20 PM

©Atomic Energy Society of Japan

高速炉を活用したLLFP核変換システムの研究開発 (1)全体計画

Research and development of an innovative transmutation system of LLFP by fast reactors
(1) Research Plan of the Project

*千葉 敏[1], 若林 利男[2]、高木 直行[3]、舘 義昭[4]、高橋 信[2]
[1]東工大、[2]東北大、[3]東京都市大、[4]JAEA

「もんじゅ」クラスの小型高速炉を活用する6種類の長寿命核分裂生成物（LLFP、^{79}Se, ^{93}Zr, ^{99}Tc, ^{107}Pd, ^{129}I, ^{135}Cs)を新規減速材(YH_2, YD_2)と混合しブランケット領域に配置することにより、高いサポートファクター(SF)及び高核変換率を実現する核変換システムの研究を行った。
キーワード：高速炉、長寿命核分裂生成物、核変換、減速材、サポートファクター

1. 緒言

使用済み燃料中には長寿命のマイナーアクチニド(MA)と核分裂生成物（LLFP）が含まれる。MAは放射性廃棄物の潜在的毒性の主要元素群であり、また処分場面積の節約にはMAなどの発熱性核種を除去することが有効であるとされている一方、LLFPは、遠い将来の公衆への被ばく線量の観点から問題とされている。将来の原子力エネルギーシステムには、安全性に優れ、放射性廃棄物による環境負荷を効果的に低減し環境と調和する高い性能が求められる。MAの核変換は核分裂によるため最終的にはLLFPの問題に帰着する。このためLLFPの核変換は、不確実性を伴う超長期の放射性廃棄物処分リスクを低減し、地層処分の安全性を一般社会にわかり易い形で提示すること、そして原子力の信頼性を取り戻し一層高めるため必要である。

2. 研究の全体計画

本研究開発では、高速増殖炉「もんじゅ」で得られたデータを活用し計算精度の検証を行いつつ、将来の高速炉平衡サイクル社会の実現を念頭に、LLFPとして上記6核種を対象として同位体分離及び偶奇分離を仮定せずに高速炉を用いて減量するための核変換システムを検討することを目的とした。基本的アイデアは、これらを減速材と混合して含むターゲット集合体を高速炉のブランケット領域に装荷し、従来より飛躍的に高い核変換効率を達成し、かつ炉心で生成される以上の量を変換することである(SF>1)。その実現性や効率を評価・最適化するため、LLFP核データ評価、核変換特性、核変換ターゲット集合体の交換法、炉心特性評価、熱特性評価、安全性評価、ターゲットの物性測定評価、製造技術開発、LLFP回収技術開発、核変換ターゲット集合体の構造検討、照射試験計画策定、並びに社会科学的意義の検討を実施した。最終的に放射性廃棄物減容・有害度低減に寄与し社会受容性の観点からも実現性の高い高速炉LLFP核変換システム概念を複数確立した。これらの成果を基に参考文献に示す論文発表[1-4]及びプレスリリース[5-7]を行って来た。

謝辞

本研究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東京工業大学が実施した〝高速炉を活用したLLFP核変換システムの研究開発〝の成果である。

参考文献

[1] S.Chiba et al, Scientific Reports 7, 13961(2017).
[2] M.D.Usang et al., Scientific Reports 9, 1525(2019).
[3] T.Wakabayashi et al., Nucl. Eng. Design 352, 110208(2019).
[4] T.Wakabayashi et al, Scientific Reports 9, 19156(2019).
[5] 東工大プレスリリース『長寿命核分裂生成物を飛躍的に短寿命化する高速炉技術を利用した核変換システムを提案』、https://www.titech.ac.jp/news/2017/039840.html
[6] 東工大プレスリリース『核分裂生成物の二つの転移機構を同時に説明可能な理論構築』、https://www.titech.ac.jp/news/2019/043509.html
[7] 東工大プレスリリース『長寿命核分裂生成物の半減時間を9年以下に短縮』、2020年1月（予定）

*Satoshi Chiba[1], Toshio Wakabayashi[2], Naoyuki Takaki3, Yoshiaki Tachi4 and Makoto Takahashi[2]
[1]Tokyo Institute of Technology., [2]Tohoku University, [3]Tokyo City University, [4]JAEA

高速炉を活用したLLFP核変換システムの研究開発

（２）核変換特性の検討

Research and development of an innovative transmutation system of LLFP by fast reactors

(2) Study on LLFP transmutation characteristics

*若林利男[1]，高橋　信[1]

[1]東北大・工

6 つの長半減期核分裂生成物と減速材を組み合わせた核変換ターゲットを高速炉で照射した場合について核変換特性を明らかにした。

キーワード：高速炉、長半減期核分裂生成物、YD_2減速材、YH_2減速材

1. 緒言： 高速炉の多様な利用としては、余剰中性子を使用した増殖、長半減期核分裂生成物（LLFP）およびマイナーアクチニド(MA)の核変換などがある。LLFP に関しては、環境負荷の低減観点から重要な 6 核種（^{79}Se: 327,000 年, ^{93}Zr: 1,570,000 年, ^{99}Tc: 211,000 年, ^{107}Pd:6,500,000 年, ^{129}I: 15,700,000 年, ^{135}Cs: 2,300,000 年）を対象とした核変換研究が行われてきている。その結果、高速炉を用いて、YD_2減速材を利用してこれら 6 核種のそれぞれに対してサポートレシオ 1 を超えて核変換できることを示した[1]。その場合、6 核種の同位体分離は行わず、元素を使用している。また、6 核種を同時に 1 つの高速炉で核変換できる手法も明らかにした[2]。しかし、1 つの高速炉で 6 核種同時核変換の場合、核変換率は低い結果となっていた。また、4 核種（^{79}Se、^{99}Tc、^{107}Pd、^{129}I）を対象として高核変換率(約 8%/年）を達成する手法についての研究も行われた[3]。これらの研究をベースとして、6 核種の核変換効率を向上させ、1 つの高速炉だけでなく複数の高速炉を組み合わせてシステム全体で 1 以上のサポートレシオを確保する高速炉 LLFP 核変換システムを構築することを目的とした。サポートレシオとは、核変換された核種の量と原子炉内で生成された核種の量との比を意味する。

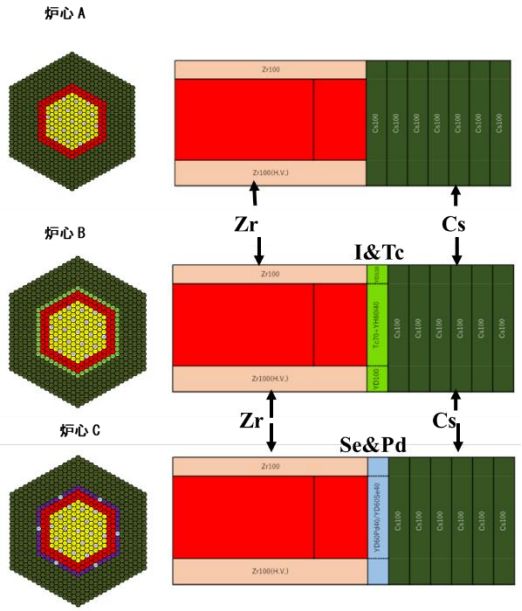


図 1　3 つの炉心における LLFP の配置

2. 手法：核変換システムとしては、300MWe クラスの 3 つの高速炉で構成することとした。3 つのうちの 1 つは、図 1（炉心 A）に示すように、3 層の径方向のブランケット領域及び 4 層の遮蔽領域に ^{135}Cs: を配置し、内側、外側炉心の上下の軸方向ブランケット領域に ^{93}Zr を配置した。 2 番目の炉心は、図 1 （炉心 B）に示すように、ブランケット領域の第 1 層に ^{99}Tc および YH_2 減速材を用いた ^{129}I を配置し、ブランケット領域の 2 層、3 層、及び遮蔽体領域の第 1 層から 4 層には ^{135}Cs が装荷された。そして、内側、外側炉心の上下の軸方向ブランケット領域に ^{93}Zr を配置したものである。 3 番目炉心は、図 1 （炉心 C）に示すように、ブランケット領域の第 1 層に ^{79}Se 核変換ターゲット集合体を 6 体、^{107}Pd 核変換ターゲット集合体を 48 体装荷した。そして、ブランケット 2 層、3 層、及び遮蔽体の第 1 層から 4 層には ^{135}Cs が装荷された。さらに、内側および外側炉心の上下の軸方向ブランケット領域には ^{93}Zr が装荷された。

表 1　LLFP 核変換の解析結果

LLFP	核変換率（%/年）	サポートレシオ	実効半減期（年）
^{79}Se	2.90%	5.92	24
^{93}Zr	0.46%	3.22	150
^{99}Tc	2.47%	3.75	28
^{107}Pd	2.36%	3.18	29
^{129}I	3.41%	3.25	20
^{135}Cs	0.14%	3.01	505

3. 結果・結論： 表 1 に解析結果を示す。6 つの核種でサポートレシオ 3 以上を確保できた。3 つの高速炉を組み合わせて、システム全体で 1 以上のサポートレシオ（3 つの炉心ではサポートレシオ 3 以上）を確保する高速炉 LLFP 核変換システムを構築することができた。

謝辞：本研究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東京工業大学が実施した〝高速炉を活用した LLFP 核変換システムの研究開発“の成果である。

参考文献

[1] S.Chiba et al, Scientific Reports 7, 13961(2017).
[2] T.Wakabayashi et al., Nucl. Eng. Design 352, 110208(2019).
[3] T.Wakabayashi et al, Scientific Reports 9, 19156(2019).

*Toshio Wakabayashi[1], Makoto Takahashi[1], [1]Tohoku Univ.

高速炉を活用したLLFP変核変換システムの研究開発
（3）核変換高速炉の特性と照射試験計画

Research and development of an innovative transmutation system of LLFP by fast reactors
(3) Characteristics of a fast reactor core for nuclear transmutation and an irradiation test plan

*田原義壽[1]、リン ペン ホン[1,2]、高木直行[1]
[1]東京都市大、[2]ナイス

代表的 LLFP 装荷炉心の核特性および LLFP 炉心に特有な安全性についての検討結果、および核変換の実証と積分実験としてのデータを取得するために計画した常陽での照射試験について報告する。

キーワード：高速炉，核変換，長寿命核分裂生成物、炉心特性、安全性、照射試験

1. 緒言：高速炉核変換システムとして構築された代表炉心であるヨウ素（I）核変換用炉心について核特性と安全性の両面から炉心の成立性を検討した。また、LLFP 核変換の実証と核計算の妥当性検証のため常陽での照射試験を想定し、天然 Cs の照射燃焼解析を行い ^{135}Cs 生成のための照射場を検討した。

2. 核変換炉心の核特性と安全性：本炉心は径方向ブランケット第一層に I-集合体、軸方向ブランケットには Zr、その他の領域に Cs-集合体が配置されている。I-集合体は YH_2 減速材を体積比で 60%含んでいるため、熱中性子を考慮できるように高速炉用 70 群ライブラリを改良し、SLAROM-UF(J4.0)/CITATION(MINISTRI)を用いて解析した。高速炉の主な炉心特性は前提とした「もんじゅ」の設計条件を満足するが、径・軸部ランケット削除したことにより炉心部出力分担が増加し線出力が制限値を超過した。このため、想定しうる燃料の高密度化と中空燃料の採用により燃料中心温度が過出力条件で燃料溶融に対する設計目標温度以下となることを確認し炉心成立の見通しを得た。

安全解析では気体・固体状の減速材流出による炉心反応度への影響および流路閉塞による出力ピークを評価するとともに LLFP 集合体ピンの破損検出法としてタグガス法を検討した。LLFP 集合体にタグガスを封入し、破損後に放出されるタグガスの組成を RIMS(レーザ共鳴イオン化質量分析法)[1]で測定することにより破損 LLFP 集合体の検出が可能となる。

3. 核変換実証のための照射試験：LLFP 核種のサンプルは希少であることから照射の過程で測定可能な LLFP 核種を含むものとして Cs を選定した。天然 Cs を常陽の異なる位置で照射する解析を MCNP(J4.0)および FISPACT-II[2](核種燃焼解析)を用いて行った。燃料に接する位置では出力ピーク抑制のため熱中性子遮蔽材として Gd 棒を用い、外側反射体内の位置では高い共鳴領域中性子束を得るためアルミを減速材として用いた。LLFP である ^{135}Cs の生成とその燃焼時間依存性から実証試験として成立することを確認した。

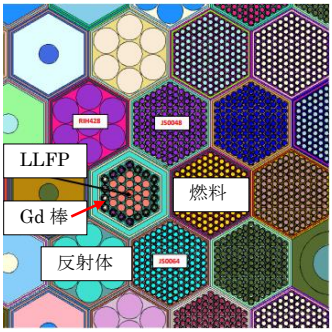


図 1 常陽での LLFP 照射場例

4. 結言：本提案の LLFP 核変換高速炉は中空燃料の採用により成立する見通しが得られ、LLFP 棒の破損が起こった場合でも破損 LLFP 集合体を迅速に検知することが可能である。また、常陽で天然 Cs を照射することにより核変換の実証性を示すために必用な LLFP(^{135}Cs)量を生成できる照射場を策定することができた。

謝辞 本研究は原子力システム研究開発事業による文部科学省からの受託事業として東京工業大学が実施している「高速炉を活用した LLFP 核変換システムの研究開発」の成果である。炉心解析では日立 GE ニュークリア・エナジー（株）に協力頂き、常陽での照射場解析では JAEA 大洗研究所高速実験炉部の皆様に協力頂きました、ここに謝意を表します。

参考文献 [1] サイクル機構技報 No.9 2000.12、井口哲夫 他、[2] UKAEA-R (18) 001, Feb. 2018, The Fispact-II User Manual

*Yoshihisa Tahara[1], Liem Peng Hong[1,2], Naoyuki Takaki[1]
[1]Tokyo City Univ., [2]Nippon Advanced Information Service

高速炉を活用したLLFP核変換システムの研究開発
（4）LLFP核変換ターゲットの候補材とその諸特性

Research and development of an innovative transmutation system of LLFP by fast reactors

(4) Candidates of transmutation target and their properties

*舘　義昭[1]，千葉 敏[2]、高木　直行[3]，田原　義壽[3]，若林　利男[4]

[1]原子力機構，[2]東京工業大学、[3]東京都市大学，[4]東北大学

原子力発電に伴って生成される長寿命核分裂生成物について、高速炉システムを活用して効果的に安定核種又は短寿命核種に変換する技術について研究開発を進めている。高速炉の炉心環境に適合する核変換ターゲットの候補材を選定し、その製造性やリサイクル性について調査した。

キーワード：長寿命核分裂生成物、LLFP、核変換、高速炉、核変換ターゲット

1. 緒言

使用済燃料に含まれる ^{79}Se、^{93}Zr、^{99}Tc、^{107}Pd、^{129}I 及び ^{135}Cs はいずれも半減期が 10 万年を超える長半減期の核分裂生成物（以下、LLFP と記す。）であり、これらを短寿命核種又は安定核種に変換することにより、地層処分の信頼性向上に寄与することが可能である。これらの LLFP を高速炉で効率的に核変換させるための装荷形態を選定し、その製造性やリサイクル性について調査した。

2. 核変換ターゲットの候補材とその諸特性

2-1. 核変換ターゲットの候補材の選定

6 種の LLFP の核変換は、高速炉のブランケット領域においてそれぞれの中性子捕獲断面積を有効に利用するため、図 1 に示すような中性子減速材と複合化したペレット状のターゲットを装荷することで実施する。中性子減速材には、中性子減速能の高い水素を高密度に含む金属水素化物の中で高温まで水素保持が可能な水素化イットリウム（YH_2）又は水素よりも中性子吸収が小さい重水素を含む重水素化イットリウム（YD_2）を用いる。LLFP としては、炉内装荷時の健全性が重要であり、融点を調査した結果、Zr、Tc 及び Pd は融点が炉内温度より高く、単体形態で装荷できる。一方、Se、I 及び Cs は融点や沸点が炉内温度よりも低いため、単体形態での装荷はできない。そのため、これらについては炉内温度よりも高い融点を持つ化合物形態を選定することとし、文献情報や熱力学データベース、先行研究実績を踏まえて、Se は ZnSe、I は BaI_2、Cs は Cs_2CO_3 を候補材とした。

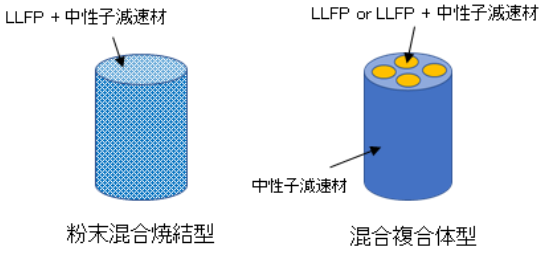


図1　LLFPと中性子減速材の複合体

2-2. 核変換ターゲット候補材の諸特性

6 種の LLFP の核変換ターゲット候補材について、製造性とリサイクル性について調査を行った結果、化合物形態として選定した ZnSe、BaI_2 及び Cs_2CO_3 にはすでに確立されている製造手法が適用でき、製造性の見通しが得られた。また、リサイクル性について、核変換により生成される核種と未変換 LLFP 核種の分離手法について調査、検討を行った結果、Zr、Tc、Pd、I 及び Cs については溶液分離などによる分離手法が見出せたのに対して Se については中性子捕獲により高次化生成する Br との分離が困難であることが判明した。このため、核変換ターゲット候補材である Zr、Tc、Pd、BaI_2 及び Cs_2CO_3 についてはリサイクル性を有しているが、ZnSe については課題が残った。

3. 結論

上記のように 6 種の LLFP の核変換ターゲットの候補材として ZnSe、Zr、Tc、Pd、BaI_2 及び Cs_2CO_3 を選定した。これらの製造には既存技術の適用が可能であり、リサイクルについても ZnSe 以外は見通しが得られたが、ZnSe については核変換生成元素である Br との分離に課題があることが明らかになった。

謝辞

本研究は原子力システム研究開発事業の下で文部科学省からの受託事業として東京工業大学が実施した平成 28 年度から平成 30 年度までの "高速炉を活用した LLFP 核変換システムの研究開発“の成果である。

*Tachi Yoshiaki[1], Chiba Satoshi[2], Takaki Naoyuki[3], Tahara Yoshihisa[3] and Wakabayashi Toshio[4]

[1]JAEA., [2]Tokyo Institute of Technology, [3]Tokyo City Univ., [4]Tohoku Univ.

高速炉を活用した LLFP 核変換システムの研究開発
（5）LLFP ターゲットの熱的健全性評価

Research and development of an innovative transmutation system of LLFP by fast reactors

(5) Thermal integrity evaluation of LLFP targets

*望月　弘保[1]，千葉　敏[1]

[1] 東京工業大学

「もんじゅ」相当の高速炉で各種 LLFP を核変換する場合のターゲット健全性に関して RELAP5-3D を用いて評価した。最も熱的に厳しくなる ^{129}I ピンの健全性と炉心全体の健全性に関して評価している

キーワード：LLFP 核変換，高速炉，ターゲットピン，熱的健全性，RELAP5-3D

1. 緒言： 本プロジェクトにおいては、LLFP4 核種（^{79}Se, ^{99}Tc, ^{107}Pd, ^{129}I）を「もんじゅ」並みの高速炉炉心のブランケット第 1 列（炉心中心を 0 列として第 9 列目：リング 9）に配置し、すべての核種のサポートファクター(SF)が 1 を超える炉心配置を研究してきた。SF が 1 以上で、増殖も可能とする炉心として、3 種類の炉心で照射することが最適との結論に至った。その中で、^{129}I の核変換を効率的に行うために、60YH_2-40BaI_2 のように水素での減速を行うと、隣接の燃料集合体にサーマルスパイクが発生する問題があり、本研究では ^{129}I ピンの周囲に ^{99}Tc 単体で構成されるピンを配置して影響を抑える集合体としている。

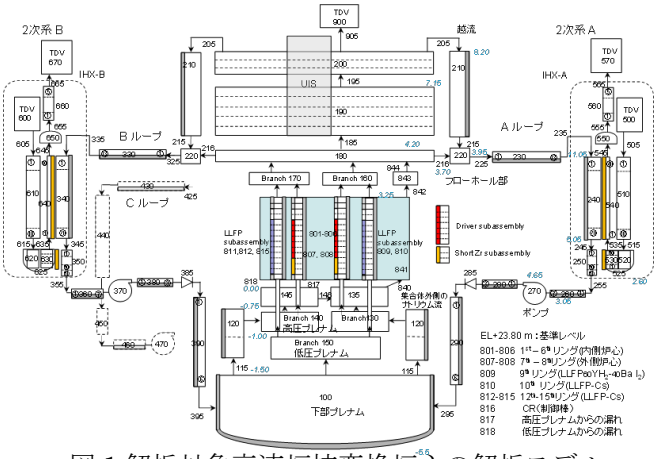


図 1 解析対象高速炉核変換炉心の解析モデル

2. 解析モデルと検証: 「もんじゅ」相当の高速炉 3 ループ全体を RELAP5-3D でモデル化し（図 1）、流動伝熱を正しく評価している事を検証するために、「もんじゅ」で行われた 45%熱出力時の計測結果[1]を用いた。この結果が正しく再現されていることを確認し(図 2)、できる限り多くの ^{93}Zr 消滅を可能にするため駆動炉心下部に 61 ピンの ^{93}Zr 短尺集合体を配置し、第 9 列の 61 ピン集合体に 60YH_2-40BaI_2 を 37 本と外周に ^{99}Tc を 24 本配置した集合体を設けている。外側には炉心最外層まで Cs_2CO_3 (^{135}Cs)を装荷している。

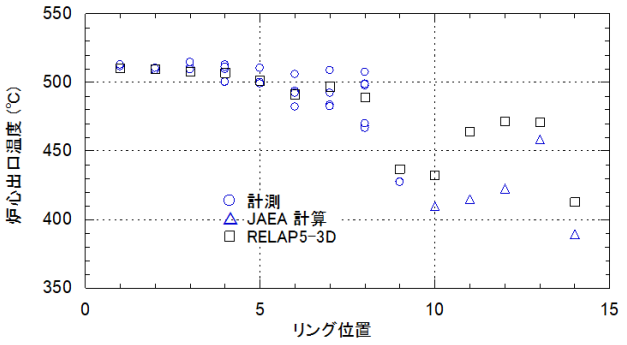


図 2 もんじゅ試験時の炉心出口温度と解析結果

3. 解析結果： 径ブランケット部に LLFP を装荷することで燃料部の出力が少し増加するが、被覆管の温度は制限値範囲になる。^{129}I のピンからは核変換に伴って熱伝導率の低い Xe がギャップに放出され、コンダクタンスを低下させる。初期出力誤差と各種ピーキングを考慮して評価すると、^{129}I 要素中心温度を制限値以内に保つため、初期に He 圧力を 2MPa と高くする必要がある。ペレットに中心空孔を最大で 1.8mm 設けることで、より制限温度に余裕のある照射を行うことができる結果となる。

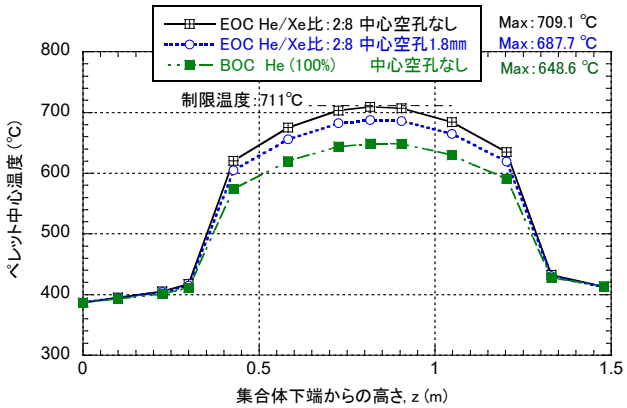


図 3 出力誤差を考慮した YH_2-BaI_2 ピンの中心温度

4. 結論:3 種類の高速炉心を用いることで、^{79}Se, ^{99}Tc, ^{107}Pd, ^{129}I の他に、^{93}Zr と ^{135}Cs の 6 核種を温度制限条件以内で照射できると結論できる。

参考文献：[1] IAEA-TECDOC-1754.

*MOCHIZUKI Hiroyasu[1], CHIBA Satoshi[1]

[1]Tokyo Institute of Technology.

高速炉を活用したLLFP核変換システムの研究開発
(6) LLFP断面積の共分散推定

Research and development of an innovative transmutation system of LLFP by fast reactors
(6) Evaluation of covariance of cross section of LLFP

*稲倉 恒法[1]，山野 直樹[1]，石塚 知香子[1]，千葉 敏[1]
[1]東京工業大学先導原子力研究所

高速炉を活用した革新的な長寿命核分裂(LLFP)の核変換システムの設計において、LLFP核種の中性子捕獲断面積の誤差評価は重要である。中性子捕獲断面積の共分散を評価することで、核変換などの誤差を定量的に評価できるようになる。LLFP について、核データ評価コード群T6を用いて中性子捕獲断面積の共分散を推定した。

キーワード：LLFP, 中性子捕獲断面積, 共分散, 不確かさ評価, T6

1. 緒言

長寿命核分裂生成物（LLFP）の核変換技術は、地層処分の安全性向上並びに環境負荷低減の観点から重要である。高速炉を活用する革新的な核変換システムにおいて、従来に比べ飛躍的に高いLLFP核変換効率を達成するためには、LLFP核種の中性子捕獲断面積の誤差に起因する核変換特性の不確かさ評価は重要な課題である。本研究では、核データ評価コード群T6[1,2]でLLFP 6核種の断面積の不確かさを評価した。

2. 手法

T6 は核データライブラリを評価して共分散を生成するコード群であるが、種々のパラメータは TENDL 用に調整されている。我々は LLFP 核種の中性子捕獲断面積が JENDL-4.0 に沿うように、共鳴パラメータを JENDL-4.0 の値に置き換え、スムースパートのパラメータなどを調整して、可能な限り JENDL-4.0 の断面積を再現した。共分散の計算は以下のようにした。まず、1) Bayesian Monte Carlo 法に基づいて多数回の計算を行い、スムースパートのパラメータの事前分布を作成した。次に、2) 連続領域のパラメータは前述の分布に、共鳴パラメータは実験値の誤差に基づいてモンテカルロ計算を行い、1,000 個のランダム計算ファイルを作成した。最後に、3) このランダム計算ファイルを統計処理し、中性子断面積の共分散を計算した。

3. 結論

T6を用いてLLFP 6核種(^{79}Se, ^{93}Zr, ^{99}Tc, ^{107}Pd, ^{129}I, ^{135}Cs)の中性子捕獲断面積の共分散を推定した。この共分散を使うことで、LLFPの核変換率を誤差付きで評価できるようになった。

謝辞：本研究は原子力システム研究開発事業による令和元年度の文部科学省から東工大への委託事業「高速炉を活用したLLFP核変換システムの開発研究」の成果である。

参考文献

[1] A.J. Koning, D.Rochman, Ann. Nucl. Energy 35 (2008) 2024-2030.

[2]A. J. Koning and D. Rochman, Nuclear Data Sheets 113, 2841 (2012)

*Tsunenori Inakura[1], Naoki Yamano[1], Chikako Ishizuka[1] and Satoshi Chiba[1]
[1]Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Tokyo Institute of Technology.

高速炉を活用したLLFP核変換システムの研究開発 （7）反応率の不確かさ推定

Research and development of an innovative transmutation system of LLFP by fast reactors
(7) Estimation of uncertainty on transmutation rate

*山野 直樹[1]，稲倉 恒法[1]，石塚 知香子[1]，千葉 敏[1]
[1]東京工業大学 先導原子力研究所

高速炉を活用した革新的な長寿命核分裂生成物（LLFP）の核変換システムの設計において，LLFP核種の中性子捕獲反応断面積の誤差に起因する核変換特性の不確かさ評価は重要な課題である。T6システムを用いて推定した中性子捕獲反応断面積の誤差を用いて，高い核変換効率を可能とする核変換ターゲット集合体の各LLFP核種の反応率の不確かさを解析した。

キーワード：高速炉，核変換システム，長寿命核分裂生成物，中性子捕獲反応断面積，核変換率，不確かさ解析

1. 緒言

高速炉を活用する革新的な核変換システムにおいて，従来に比べ飛躍的に高い LLFP 核変換効率を達成するためには，LLFP 核種の中性子断面積の誤差に起因する核変換特性の不確かさ評価は重要な課題である。本研究では，断面積計算コード TALYS を内包する T6 コード[1]で LLFP 核種の断面積の不確かさを評価し，トータルモンテカルロ計算法（TMC）を用いて LLFP 核種の核変換率の不確かさを解析した。

2. 手法

T6 を用いて JENDL-4.0 の LLFP 断面積を再現した後に，各種モデルパラメータをランダムに振って 1000 個の核データランダムファイルを生成した。図１に示すLLFP４核種を含む集合体をブランケット領域第１層に配置した「もんじゅ」相当の核変換炉の炉心計算（MVP-II 及び MARBLE2）で得られた中性子スペクトルを用いて，このランダムファイルから 1000 セットの自己遮蔽を考慮した１群断面積を作成し，TMC による１年照射における生成消滅計算によって LLFP 核種の核変換率とその不確かさを算出した。前回の計算[2]と異なり，TMC の統計処理方法を改良した。

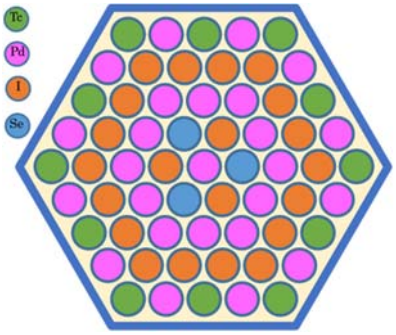


図１ LLFP４核種集合体構成

3. 結論

TMC で得られた結果を表１に示す。前回の計算と比較して，thermal での断面積誤差を Mughabghab の実験値に近づけることにより不確かさが減少した。これらの計算を通して，核データライブラリの断面積の不確かさの影響を評価する手法を構築した。

表１ TMC による核変換率

LLFP nuclide	Transmuatation rate per year	Uncertainty
Tc-99	20.86 %	0.69 %
Pd-107	11.54 %	0.35 %
I-129	9.90 %	0.27 %
Se-79	14.47 %	5.20 %

謝辞: 本研究は原子力システム研究開発事業による令和元年度の文部科学省から東京工業大学への委託事業「高速炉を活用したLLFP核変換システムの開発研究」の成果である。

参考文献

[1] A.J. Koning, D. Rochman, Ann. Nucl. Energy 35 (2008) 2024-2030.
[2] 山野直樹，他，日本原子力学会 2019 年秋の大会, 2M08 (2019).

*Naoki Yamano[1], Tsunenori Inakura[1], Chikako Ishizuka[1] and Satoshi Chiba[1]
[1]Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Tokyo Institute of Technology.

高速炉を活用したLLFP核変換システムの研究開発

（８）社会受容性の検討

Research and development of an innovative transmutation system of LLFP by fast reactors

(8)Study on social acceptance of LLFP concept

*高橋　信[1]，若林利男[1]，北村正晴[2]

[1]東北大・工，[2](株)テムス研究所

LLFP技術の社会的受容性に関して、Webによるアンケート調査と理工系学生を対象にした対話を行い、分離変換技術の理解のレベルをあきらかにし、研究者側に求められるコミュニケーションリテラシーをあきらかにした。

キーワード：長寿命核種分離変換技術，社会的受容性，Webアンケート

1. 緒言：本研究で行っている分離変換技術の開発の社会科学的意義、その必要性に関する一般市民の理解の現状を分析し、理解を促進するための知見を得ることが本研究項目の目的である。核物理に関する基本的な知識を持たない一般市民に、そもそもこの技術の仕組み自体を理解してもらうことは非常に困難であることが予想される。本研究では第一段階として本研究の意義に関する理解度をWebアンケートによる調査によりあきらかにし、第二段階としては工学系学生との対話を通じて情報の送り手側である研究者側に要求されるリテラシーの明確化を目指した。

2. 手法

2-1. Webアンケートによる調査：Webアンケートを行うにあたっては分離変換技術の内容に関して一般市民が理解可能な説明を提供した上で回答してもらう必要がある。この際社会科学的調査としての正当性を担保するためには、この説明の内容に関しては、当該技術のメリットとデメリットをバランス良く説明したものではなければならないという点が重要なポイントとなる。本調査では分離変換技術に関する７ページ程度の資料を作成し（その一部を図１に示す）、その内容を十分理解した上での回答をするように指示した。実際のアンケートは専門の調査会社を通じて行い1459名の有効回答を得ている。

2-2. 理工系学生との対話：情報を受ける市民側の科学技術リテラシー向上が望まれる一方で，情報の送り手である原子力専門家，より狭義には，LLFP核変換研究者の，市民向けコミュニケーションリテラシーの向上が強く求められる。本研究の第二段階としては理工系大学院学生（９名）を対象としたLLFP核変換技術説明会を開催し，そこでの発話記録を分析して，市民向けコミュニケーションリテラシーの向上のための指針を導出することを試みた。

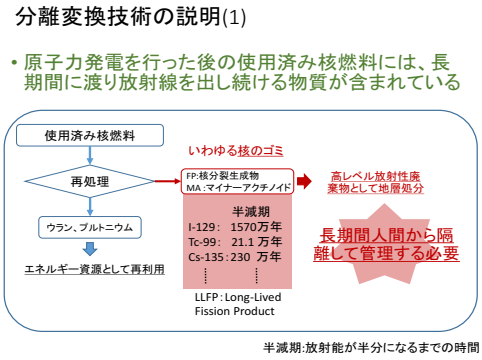


図１　分離変換技術に関する説明資料の一部

3. 結論：Webアンケートでは一般市民にとって分離・変換技術の理解は困難であるが、放射瀬廃棄物の処分の負荷の低減に対する基本的な有効性の認識はある程度は可能であるという結果が示された。しかしながら、原子力エネルギー利用という枠組みの中で明確な反対の根拠となっている地層処分の問題に対して否定的意見が多かったことは、分離・変換技術に関しても今後、より具体的な問題として認識されるにつれて、否定的な意見が増える可能性もあると考えられる。
理工系学生との対話においては発話記録をコミュニケーション過程のモデルを参照し発話分析して、テーマに関する「科学的，技術的知識の説明力不足に由来する問題点」と，より一般的な「コミュニケーション上のスキル不足に由来する問題点」を明らかにすることができた。そしてそれぞれの問題点について，その改良方策，並びにその改良方策のカテゴリー化を行い、比較的少数のコミュニケーション指針を導出することができた。これらの指針を活用しつつ，科学技術にある程度の共感性を有している市民と積極的に対話することを通じて，LLFP核変換技術の社会的受容が進展することが期待される。

謝辞：本研究は原子力システム研究開発事業の下で文部科学省からの受託事業として東北大学が実施した平成29～令和元年度　〝高速炉を活用したLLFP核変換システムの研究開発“の成果である

*Makoto Takahashi[1], Toshio Wakabayashi[1] and Masaharu Kitamura[2]

[1]Tohoku Univ., [2] TeMS Co.Ltd

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

[2I01-03] Analysis Method of Experiment

Chair:Satoshi Wada(TOSHIBA ESS)

Tue. Mar 17, 2020 10:00 AM - 10:50 AM Room I (Lecture Bildg. M 2F M-23)

[2I01] Application of SG method to reactivity estimation based on subcrtical quasi-state power profile equation

*Yuichi Yamane[1] （1. JAEA）

10:00 AM - 10:15 AM

[2I02] Development of Measurement Method of Prompt Neutron Decay Constant α using the Dynamic Mode Decomposition

*Fuga Nishioka[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1], Masao Yamanaka[2], Cheol Ho Pyeon[2] （1. Nagoya Univ., 2. Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto University）

10:15 AM - 10:30 AM

[2I03] A Study for Reactor Noise Measurement in Power Operation at Kyoto Univ. Reactor Part.3

*Sin-ya Hohara[1], Atsushi Sakon[1], Kunihiro Nakajima[2], Kazuki Takahashi[2], Tadafumi Sano[1], Jyunichi Hori[3], kengo Hashimoto[1] （1. Kindai Univ. AERI, 2. Graduate School of Sci. and Eng., Kindai Univ., 3. Institute of Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto Univ.）

10:30 AM - 10:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

準定常状態の出力挙動方程式を用いた反応度評価における SG 法の適用

Application of SG method to reactivity estimation based on subcritical quasi-state power profile equation

*山根 祐一
原子力機構

未臨界の核燃料を対象とし、その準定常状態における出力挙動に基づいてドル単位の反応度を評価する目的で、未臨界過渡実験で得られた中性子計数率データに Savitzky-Golay 法を適用して平滑化と数値微分を行った。その結果、出力挙動を表す方程式を直接利用して反応度評価が可能であることがわかった。

キーワード：未臨界、反応度評価、一点炉動特性、準静的状態、Savitzky-Golay 法

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、福島第一原発の燃料デブリへの適用等を想定し、未臨界の核燃料の反応度が変化した直後の準静的状態における出力Pの挙動を表す方程式$P = \alpha_y \mathrm{q} + P_\infty$（式 1）を導出した[1]。ここでqは$P$の時間微分$\dot{P}$の関数であり、これを計算する上で中性子計数率の揺らぎやノイズが影響することを避けるために、式 1 を積分して反応度を評価する手法を開発し、検証用の実験データを取得して評価を行ってきた[2]。

データの平滑化手法として知られている Savitzky-Golay 法（SG 法）[3]を TRACY の未臨界過渡実験で得られたデータに適用し、P及び$\dot{P}$を計算したところ、その他の移動平均に比べて精度よくデータを平滑化し、微分値を計算することができた。これにより、式 1 が示すように点(q, P)が傾きα_y、切片P_∞となる q-P 平面上の直線となることを示すとともに、反応度を出力が安定するまで待つ必要なく評価できる見通しを得た。

この成果は、任意の未臨界体系における数値解析に依存しない反応度測定手法の整備に寄与するとともに、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. SG 法によるデータの平滑化

図 1 に示す TRACY の未臨界過渡実験データ（黒丸）は、0.01s ごとの中性子計数率である。以下では、出力 P の代わりにこの中性子計数率を用いる。時刻 t における計数率の平滑化した値$n(t)$を得るため、t の 5 秒前から 5 秒後までの合計 1001 点に対して 3 次の SG 法を適用し、$n(t)$及び$\dot{n}(t)$を算出した。算出した$n(t)$を図 1 に示す。パルス中性子発生装置（PNS）がオフになる前後では、急激に計数率が変化するため、$n(t)$の形状が歪んでいるが、それ以外のところでは滑らかになっている。PNS オフ後に点(q, n)が式 1 で予測される傾き$-1.7\ (= 1/(-1.4) - 1)$の直線上を原点に向かう様子が図２に示されている（視認性を良くするため、移動平均も用いたが、以下の反応度評価では用いていない）。

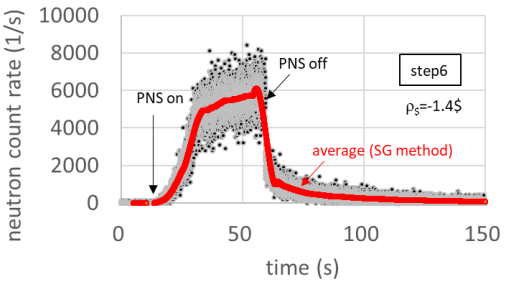


図 1.　中性子計数率に SG 法を適用した結果

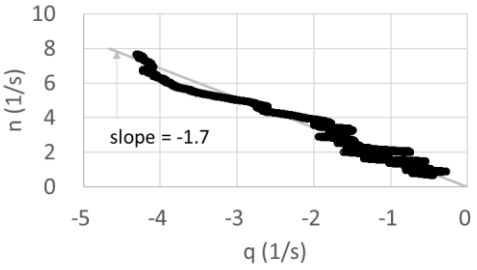


図２．　点（q, n）の計算結果

3. 反応度評価

図２の例（初期$\rho_\$ = -1.4\$$）で評価結果は$-1.36\$$となった。

参考文献

[1] 山根祐一、「一点炉動特性方程式に基づく未臨界状態における出力の漸近的挙動」日本原子力学会 2017 春の年会予稿集、1F04 (2017).
[2] 山根祐一他、「準定常状態の出力挙動に基づく反応度評価手法の改良」日本原子力学会 2019 秋の大会予稿集、2J03 (2019).
[3] A Savitzky, MJE Golay, Anal. Chem., **36**, 1627(1964).

*Yuichi Yamane
JAEA

Dynamic Mode Decomposition を用いた即発中性子減衰定数α測定手法の開発

Development of Measuring Method of Prompt Neutron Decay Constant α Using the Dynamic Mode Decomposition

*西岡 楓賀[1]，遠藤 知弘[1]，山本 章夫[1]，山中 正朗[2]，卞 哲浩[2]

[1]名古屋大学, [2]京都大学複合原子力科学研究所

京都大学臨界集合体実験装置(KUCA)で得られた中性子計数の時系列データに対して Dynamic Mode Decomposition (DMD)を適用し、基本モード成分の即発中性子減衰定数αを測定可能か検証した。

キーワード：即発中性子減衰定数α，Dynamic Mode Decomposition，基本モード，未臨界度測定，パルス中性子法

1. 緒言：即発中性子減衰定数αは体系内における即発中性子束の指数関数的減衰を表す時定数であり、基本モード成分のαを測定することで体系の未臨界度を求めることができる。パルス中性子法[1]により、中性子計数の時間変化をマスキングし最小二乗フィッティングすることでαを測定できるが、基本モード成分のみを抽出する方法には未だ検討の余地がある。そこで本研究では、基本モード成分のαを測定する手法として DMD の適用可能性について検討した。

2. 解析手法：DMD はデータ駆動型の分析手法であり、時系列データを$f(x,t) \approx \sum_{i=1}^{r} \psi_i(x)\exp(\omega_i t)$に展開し、各モードの時定数$\omega_i$と固有関数$\psi_i(x)$を求める手法である。パルス中性子打ち込み後、$m$個の検出器により時間幅$\Delta t$毎に中性子を計数する。$n$ステップの測定で得られた時系列データを m 行 n 列の行列 $\mathbf{X}$ に並べ、この行列 $\mathbf{X}$ から 1 番目～$(n-1)$番目までの時系列データを取り出した行列を$\mathbf{X_{1:n-1}}$、2 番目～n番目を取り出した行列を$\mathbf{X_{2:n}}$と定義する。DMD では、$\mathbf{X_{1:n-1}}$と$\mathbf{X_{2:n}}$の関係を$\mathbf{AX_{1:n-1}} \approx \mathbf{X_{2:n}}$で近似し、時系列データのみで時間発展行列 $\mathbf{A}$ を推定する。この行列 $\mathbf{A}$ を固有値分解することで、各モードの固有値λ_iと固有ベクトル$\psi_i(x)$が得られ、$\omega_i = -\ln(\lambda_i)/\Delta t$の関係式より各モードの時定数$\omega_i$が求められる。

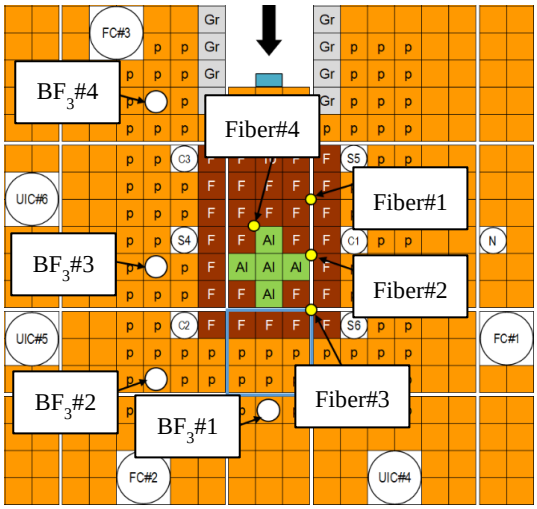


図 1　C1~C3 制御棒挿入、約−1.8%dk/k

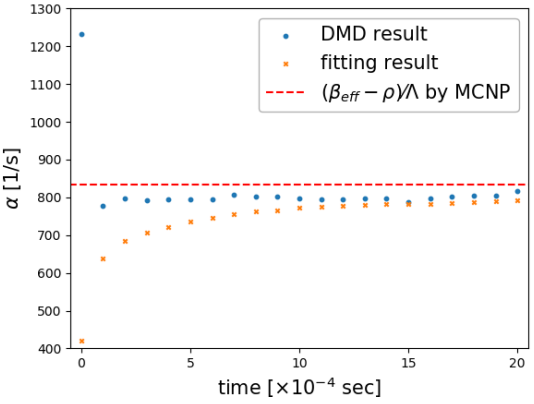


図 2　DMD によるαの算出結果

3. 適用結果：加速器駆動の未臨界体系における DMD の適用性を調べるために、KUCA の A 架台体系(図 1)でパルス中性子法を行った。BF_3検出器 4 個、光ファイバー検出器 4 個、核分裂電離箱 FC# 1、FC# 2 の 2 個で計 10 個の検出器から取得した中性子計数の時系列データに加え、遅発中性子による定常成分を差し引くため全時間ステップに対して 1 となる定常信号を $\mathbf{X}$ に追加した上で DMD を適用した。DMD による基本モード成分のα推定結果を図 2 に示す。定常信号を加えた DMD を用いることで、従来のフィッテイング法（BF_3#3 の計数結果を用いた）と比べてマスキング点数に依らずαの推定値はほぼ一定となり、高次モード成分の影響を軽減できた。

参考文献：[1] B. E. Simmons, J. S. King, *Nucl. Sci. Eng.*, **3**, pp.595-608 (1958).

謝辞　本研究は KUCA 共同利用研究(CA3101)の成果であり、JSPS 科研費(19K05328)の助成による。

*Fuga Nishioka[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1], Masao Yamanaka[2], Cheol Ho Pyeon[2]

[1]Nagoya University, [2]Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto University

京都大学原子炉における出力時原子炉雑音測定のための研究　その 3

A Study for Reactor Noise Measurement in Power Operation at Kyoto Univ. Reactor Part.3

*芳原　新也[1]，左近　敦士[1]，中嶋國弘[2]，高橋和暉[2]，佐野忠史 1，堀順一[3]，橋本憲吾[1]
[1]近畿大学原子力研究所
[2]近畿大学大学院総合理工学研究科
[3]京都大学複合原子力科学研究所

京都大学原子炉（KUR）の黒鉛熱中性子設備（CN1 ポート）を用いて原子炉雑音測定を、4 段階の異なる出力臨界状態に対して実施した。実験結果を Feynman-α/ バンチング法で解析した結果、KUR の原子炉核雑音の可能性がある結果が得られた。

キーワード：京都大学原子炉、原子炉雑音、Feynman-α法、黒鉛熱中性子設備

1. 緒言

高出力炉の雑音解析は、1960 年代から 1970 年代にかけて世界的に多くの研究者が取り組んだ研究対象であり、我が国においても斎藤、須田、森島、山田らの優れた研究があるが、当時の炉雑音解析研究は、原子炉の異常診断や出力安定性診断のための技術開発を主たる目的としており、炉物理特性量の測定を目的とした炉雑音解析は僅かであった。本発表では前回及び前々回の発表[1]に引き続き、京都大学原子炉 KUR 中性子計装系における KUR 炉心の核雑音測定可能性の調査を行ったので、その結果を報告する。

2. 実験条件及び結果

測定は、京都大学原子炉 KUR の黒鉛熱中性子設備（CN1 ポート）において 2019 年 11 月 7 日に実施した。原子炉からの漏洩中性子は ^{3}He 計数管により検出し、波高信号は時間記録器（HSMCA4106LC / ANSeeN Inc.）により記録した。測定は 4 段階の異なる出力の臨界状態（20W, 100W, 300W, 1kW）に対して実施した。測定結果に対して Feynman-α解析（バンチング法）を行った結果、20W～300W の出力においては有意な結果が得られなかったが、1kW 出力においては図 1 に示すように、原子炉雑音と思われる結果が得られた。

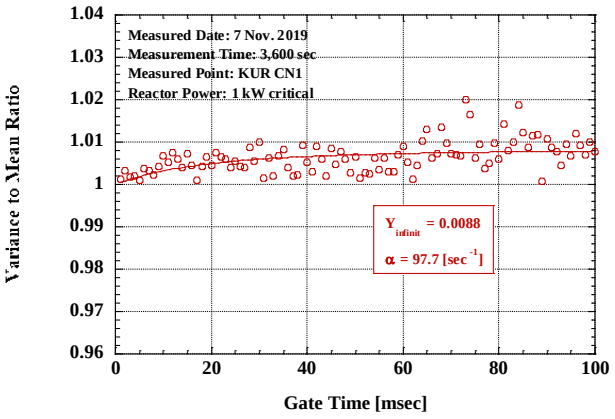


図 1　1kW 出力運転時の Feynman-α解析結果

3. 結論

京都大学原子炉 KUR 黒鉛熱中性子設備（CN1 ポート）における KUR 炉心の核雑音測定可能性の調査を行った結果、Feynman-α/バンチング法により、原子炉雑音測定の可能性がある結果が得られた。詳細については当日報告する予定である。

参考文献

[1] “京都大学原子炉における出力時原子炉雑音測定のための研究その 2”, 芳原新也, 中嶋國弘, 高橋和暉, 左近敦士, 橋本憲吾, 2019 年日本原子力学会秋の大会 2J01 (2019)

*Sin-ya Hohara[1], Atsushi Sakon[1], Kunihiro Nakajima[2], Kazuki Takahashi[2], Tadafumi Sano[1], Jyunichi Hori[3] and Kengo Hashimoto[1]
[1]Atomic Energy Research Institute, Kindai Univ., [2]Graduate School of Sci. and Eng., Kindai Univ., [3]Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto Univ.

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

[2I04-07] Development of Nuclear Data Processing Code

Chair:Go Chiba(Hokkaido Univ.)

Tue. Mar 17, 2020 10:50 AM - 12:00 PM Room I (Lecture Bildg. M 2F M-23)

[2I04] Investigation of the impact of difference between open nuclear data processing codes on neutron transport calculations

*Kenichi Tada[1], Tadashi Ikehara[1], Michitaka Ono[2], Masayuki Tojo[2] (1. JAEA, 2. GNF-J)

10:50 AM - 11:05 AM

[2I05] Investigation of the impact of difference between open nuclear data processing codes on neutron transport calculations

*Michitaka Ono[1], Masayuki Tojo[1], Kenichi Tada[2], Tadashi Ikehara[2] (1. GNF-J, 2. JAEA)

11:05 AM - 11:20 AM

[2I06] Feasibility study of low power HTGR for long-term operation

*Hai Quan Ho[1], Nozomu Fujimoto[2], Shimpei Hamamoto[1], Satoru Nagasumi[1], Etsuo Ishitsuka[1] (1. JAEA, 2. Kyushu Univ.)

11:20 AM - 11:35 AM

[2I07] Multi-group Cross Section Generation Capability using ACE File

*Akio Yamamoto[1], Tomohiro Endo[1], Kenichi Tada[2] (1. Nagoya Univ., 2. JAEA)

11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

公開核データ処理コードの違いが中性子輸送計算に与える影響評価 （1）全体概要

Investigation of the impact of difference between open nuclear data processing codes on neutron transport calculations

(1) Overview of comparison of nuclear data processing

*多田 健一[1]，池原 正[1]，小野 道隆[2]，東條 匡志[2]

[1] JAEA，[2] GNF-J

核データ処理に内在する不確かさ評価を試みた。国産核データ処理コード FRENDY の公開により、デファクトスタンダートと言える NJOY との独立検証が可能となった。本発表では、処理手法上の比較、処理結果中の差異、その中性子輸送計算に与える影響の予測と共に、関連した IAEA の研究について説明する。

キーワード：FRENDY，NJOY，核データ処理，独立検証，ACE ライブラリ，シミュレーション信頼性

1. 緒言

核データ処理は評価済み核データライブラリと中性子輸送計算コードを繋ぐ重要なプロセスである。この核データ処理には、世界的に LANL の NJOY と、IAEA の PREPRO が広く利用されてきた。しかし、NJOY と PREPRO では生成される断面積ライブラリのフォーマットが異なるなどの課題があり、核データ処理コード間の比較は長年実施されていなかった。FRENDY[1]は、世界で初めて NJOY を除く独自のプログラムで ACE ライブラリの作成を実現した公開コードである。FRENDY では NJOY と同一入力での処理が可能なため、両処理コードを用いることで、同一入力条件下での核データ処理の比較（独立検証）が実現可能となった。

2. 核データ処理コード間の比較

FRENDY は NJOY と同一処理ステップを採用しているが、ドップラー拡がり処理部での 0 eV の断面積の取り扱いや確率テーブル作成時のカイ二乗分布乱数生成手法などで確認された NJOY 処理手法の要改善点に対しては、処理手法を改良している。なお、FRENDY と NJOY の処理手法の違いについては、参考文献 1 の 9.2 節にまとめられている。これらの処理手法の違いが断面積等に与える影響については、原子力学会や核データ研究会、IAEA の技術者会合にて報告している。しかし、処理手法の違いが中性子輸送計算に与える影響について、これまで詳細に検証していなかった。そこで本シリーズ発表では、軽水炉を模擬した熱炉体系を主な対象として、積分実験解析結果の比較や、燃焼計算での核種生成量の比較などを行う。

核データ処理コード間の比較は、IAEA の ACE verification project でも実施されており、FRENDY と NJOY だけでなく、各国で開発中の核データ処理コード間の比較が実施されている。ACE verification project では ^{235}U と ^{238}U のみを変更し、確率テーブルの影響が大きい高速及び中速スペクトルの積分実験で比較している。本研究では全ての核種を変更すると共に、軽水炉体系を模擬した熱炉の積分実験や、燃焼計算での比較も対象としており、ACE verification project に比べて検証の範囲が広くなっている。

3. 本シリーズ発表の構成

本シリーズ発表は、本発表を含めて四部構成の予定である。春の年会では二部までを報告し、三部以降は次回以降に報告する。(2)では処理手法の違いが実効増倍率に与える影響について報告する。(3)では処理手法の違いが燃焼計算に与える影響や多群輸送計算に与える影響について報告する予定である。また、(4)では(2)や(3)で示された中性子輸送計算の違いの要因分析について報告する予定である。

参考文献

[1] K. Tada, et al., “Nuclear Data Processing Code FRENDY Version 1,” JAEA-Data/Code 2018-014 (2019).

---

*Kenichi Tada[1], Tadashi Ikehara[1], Michitaka Ono[2] and Masayuki Tojo[2]

[1]JAEA, [2]GNF-J

公開核データ処理コードの違いが中性子輸送計算に与える影響評価
（2）核データ処理の違いが核計算に与える影響の評価

Investigation of the impact of difference between open nuclear data processing codes on neutron transport calculations

(2) Investigation of the impact of difference between nuclear data processes on nuclear calculations

*小野 道隆[1]，東條 匡志[1]，多田 健一[2]，池原 正[2]

[1]GNF-J, [2]JAEA

核データ処理に内在する不確かさ評価を試みた。国産核データ処理コード FRENDY の公開により、デファクトスタンダートと言える NJOY との独立検証が可能となった。本発表では，核データ処理の違いが核計算に与える影響について評価した。

キーワード：FRENDY，NJOY，核データ処理，独立検証，ACE ライブラリ，シミュレーションの信頼性

1. 緒言　JAEA が開発している公開の核データ処理コード FRENDY[1]を用いることで，NJOY[2]の独立検証が可能となった。本発表では，NJOY と同一入力での処理が可能である FRENDY の特徴を生かし、核データ処理に内在する手法上の違いが断面積処理結果や下流側の核計算へ与える影響について確認した。

2. 断面積処理プロセス　核データ処理と核計算のプロセスを図 1 に示す。本研究では，最新の評価済み核データファイルである ENDF/B-VIII.0 をもとに FRENDY と NJOY で同一の入力を使用し同一のプロセスで核データ処理を行って作成した ACE ライブラリを用いて MCNP6.1 解析を実施した。MCNP6.1 の解析で使用する入力も同一である。FRENDY と NJOY の各断面積処理プロセスでのモデルの違いは(1)全体概要で述べる。

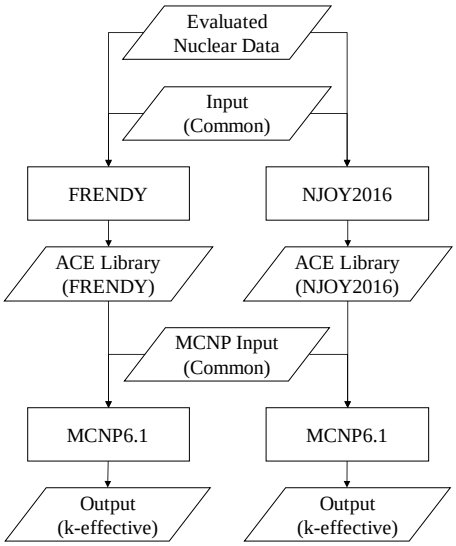


図1 断面積処理と核計算のプロセス

3. 計算体系　ICSBEP（計 817 ケース），EGBUC Phase III-C の BWR 燃料集合体（計 94 ケース），EOLE 臨界試験（EPICURE，MISTRAL，BASALA，FUBILA から計 19 ケース）を対象とした。計算温度点は冷温条件（296.3K）であるが，EGBUC Phase III-C のみ高温条件（燃料：900.0K，被覆管及び水：550.0K）を含む。

4. 結果　全ケースの k-eff の差と MCNP が出力する k-eff の統計誤差 σ の比を図 2 に示す。ケースによって k-eff の差が統計誤差の 3 σ を超える場合があるが、MCNP が出力する σ にはバイアスがあり、それを考慮すると 3 σ 以内になると推測される。統計的手法である MCNP の結果の信頼性は，“計算の正常性”、“スキップバッチ設定の妥当性”や “k-eff やソース分布の収束性” などの観点から確認しており、当日は、MCNP 出力情報の具体的な活用方法も含め，統計的・炉物理的な観点から整理した内容を報告する。

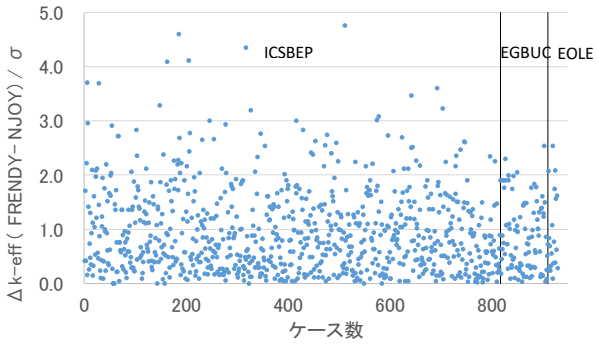


図2 k−effとMCNPの統計誤差(σ)の比

5. まとめ　FRENDY と NJOY で独立に処理された二つのライブラリによる熱炉体系の k-eff が統計誤差の範囲で一致することを確認した。引き続き，多群輸送計算での検討を含め中性子輸送計算に与える影響の評価を進め，本研究のまとめとして，今後の核データ処理に関する課題やその処置方法について以降の学会で報告する予定である。

参考文献　[1] K.Tada et al. JNST 54 (2017) 806-817, [2] LA-UR-17-20093

* Michitaka Ono[1], Masayuki Tojo[1], Kenichi Tada[2], Tadashi, Ikehara[2]

[1]GNF-J, [2]JAEA

Feasibility study of low power HTGR for long-term operation

*Hai Quan Ho[1], Nozomu Fujimoto[2], Shimpei Hamamoto[1], Satoru Nagasumi[1], Etsuo Ishitsuka[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Kyushu University

Abstract

In this study, feasibility study for a low-power HTGR with long-term operation based on the HTTR design was carried out. The fuel enrichment and burnable poison were optimized to achieve 30 years operation with reactor power of 5MW.

Keywords: HTTR, MVP, neutronics calculation, reactor power, long-term operation.

1. Introduction The aim of this study is to propose a nuclear reactor for multipurpose heat applications with excellent safety feature, long-term operation without refueling the fuel. The image thermal applications of this proposed reactor are shown in Fig. 1. These heat utilizations do not require very high temperature as in conventional HTGR design. Therefore, the reactor power in this study was set to 5MW with the expected operation time of about 30 years.

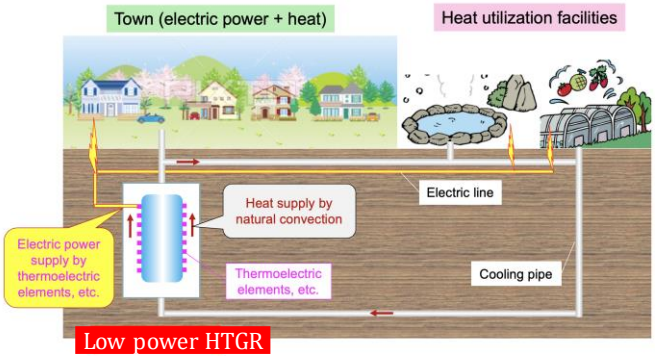


Fig. 1. Useage image of low power HTGR

2. Method The core configuration is based on the original HTTR design with 2.9m in height and 2.3m in diameter. The reactor power was set to 5MW and the uniform temperature of 800K was assumed for neutronic calculation. The criticality and core burnup calculations were performed by MVP code with JENDL-4.0 neutron cross-section library. In the first step, the enrichment of uranium was changed from 6 to 20% without the existent of the burnable poison rod. As in the second step, the burnable poison rod was added and optimized to reduce the exceed reactivity

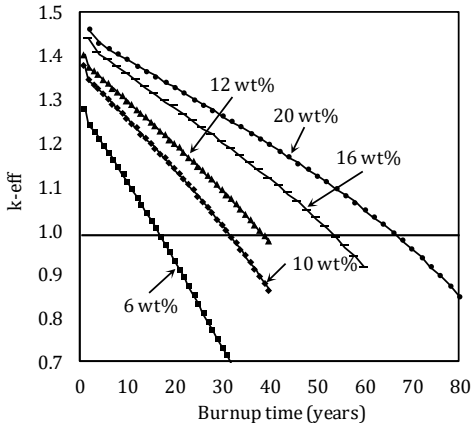


Fig. 2. Change of k-eff with different enriched U235

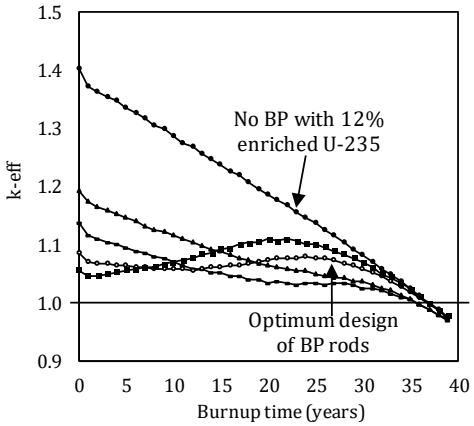


Fig. 3. Change of k-eff with/without BP rods

3. Results and discussion In the first step, the k_{eff} was calculated by changing the enrichment of uranium. The change of k_{eff} with different uranium enrichment is shown in Fig. 2. It can be seen that the operation time could be more than 30 years if the uranium enrichment is 10 wt% or more. The case of 12 wt% was selected as a reference design for the optimization of burnable poison design. The diameter and concentration of boron in burnable poison rod were changed to determine the optimum design in which the exceed reactivity is small during long-term operation. Fig. 3 shows the change of k_{eff} for various design of BP rod. The optimum design was 1.5cm in diameter and 2wt% of boron concentration.

ACE ファイルを用いた多群断面積作成機能の開発

Multi-group Cross Section Generation Capability using ACE File

*山本 章夫[1]，遠藤 知弘[1]，多田 健一[2]
[1]名古屋大学, [2]JAEA

MCNP 用連続エネルギーデータを格納している ACE ファイルを入力として、中性子の多群実効断面積を作成する機能を開発中である。本機能は JAEA で開発中の FRENDY と統合することを計画している。

キーワード：ACE ファイル、中性子多群実効断面積、FRENDY、NJOY

1. 緒言

決定論的手法で炉心解析を実施するためには、核データから中性子多群断面積を作成する必要があり、NJOY の RECONR-BROADR-UNRESR-THERMR-GROUPR の各モジュールを使用した処理が一般的に使用されている。一方、JAEA では、MCNP, PHITS や SERPENT などの連続エネルギーモンテカルロ法で使用されている ACE 形式の断面積を作成する FRENDY を開発、公開している。ACE ファイルには連続エネルギー断面積、非分離共鳴領域の確率テーブル、$S(\alpha,\beta)$などが処理された形で入っており、RECONR～THERMR までの処理が済んだデータが格納されているとみることができる。そのため、ACE ファイルを断面積データの入力とし、多群実効断面積の作成機能を開発することは合理的である。また、FRENDY に本機能を統合することで、核データから多群断面積を一貫して作成可能となる。

2. 機能

(1)実効断面積作成：減速計算あるいは NR 近似による超多群スペクトルを用いた連続エネルギー断面積の任意エネルギー群構造への縮約。NJOY では、単一の核種のみを扱うことが可能であるが、本機能では、複数の核種からなる物質(例えば、UO2)を扱うことが可能であり、核種間の共鳴干渉を正確に考慮可能である。非分離共鳴に対しては、確率テーブルよりバックグランド断面積に対する実効断面積を作成する。

(2)散乱断面積作成：任意の非等方散乱次数の散乱断面積を作成可能。$S(\alpha,\beta)$については、2019 年 12 月時点においては　free gas モデルのみを考慮可能。

(3)核分裂スペクトル、ν 値：total、prompt、delayed 中性子(グループごと及び平均)に対する値を計算

(4)角度/エネルギー分布の取扱い：ACE ファイルの LAW=3, 4, 7, 9, 44, 61 を取り扱い可能。(B-VII.1, B-VIII.0, JEFF-3.3, J4.0 のうち、B-VII.1, B-VIII.0 の ^{2}H、B-VII.1 の ^{233}U 以外は全て取り扱い可能)

3. 結果

NJOY(99.364)の処理結果との比較例を図 1-3 に示す。断面積ライブラリは JENDL4.0u、多群構造は XMAS172 群である。いずれも、NJOY と本機能(MG)の処理結果は良い一致を示している。

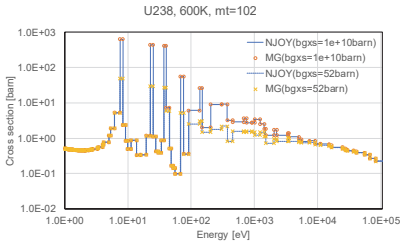


図 1 U238 実効断面積(MT102)

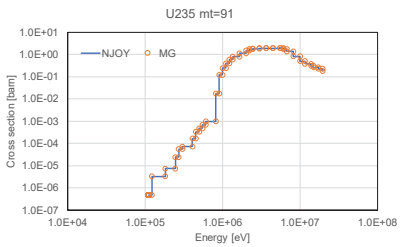


図 2 U235 非弾性散乱断面積(MT91)

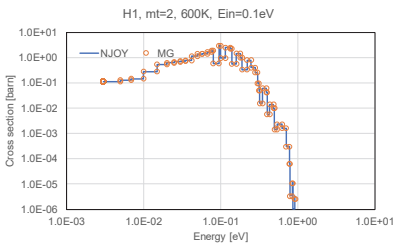


図 3 H1 の熱群散乱断面積(MT2)

* Akio Yamamoto [1], Tomohiro Endo [1], Kenichi Tada[2]
[1] Nagoya University, [2]Japan Atomic Energy Agency

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

[2I08-11] Development of Analysis Method &Code 1

Chair:Go Chiba(Hokkaido Univ.)

Tue. Mar 17, 2020 2:45 PM - 3:50 PM Room I (Lecture Bildg. M 2F M-23)

[2I08] Development of a Monte Carlo Solver Solomon for Criticality Safety Analysis

*Yasunobu Nagaya[1] （1. JAEA）

2:45 PM - 3:00 PM

[2I09] Adjoint-weighted kinetics parameter calculation using multigroup version of Solomon solver

*Delgersaikhan Tuya[1], Yasunobu Nagaya[1] （1. Japan Atomic Energy Agency）

3:00 PM - 3:15 PM

[2I10] A Resonance Calculation Method using Energy Expansion Bases based on Reduced Order Model

*Ryoichi Kondo[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1], Satoshi Takeda[2], Hiroki Koike[3], Kazuya Yamaji[3], Daisuke Sato[3] （1. Nagoya Univ., 2. Osaka Univ., 3. MHI）

3:15 PM - 3:30 PM

[2I11] Development of Mitsubishi Three-Dimensional Heterogeneous Transport Calculation Code GALAXY-Z

*Kazuya Yamaji[1], Hiroki Koike[1], Koichi Ieyama[1], Daisuke Sato[1], Akio Yamamoto[2], Satoshi Takeda[3] （1. MHI, 2. Nagoya Univ., 3. Osaka Univ.）

3:30 PM - 3:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

臨界安全解析用モンテカルロ計算ソルバーSolomon の開発 （3）熱中性子散乱モデルの実装

Development of a Monte Carlo Solver Solomon for Criticality Safety Analysis
(3) Implementation of Thermal Neutron Scattering Models

*長家 康展
原子力機構

臨界リスク基礎データベースの作成に資するため、燃料デブリ体系を取り扱うことができる新規モンテカルロ計算ソルバーSolomon を開発している。熱炉体系へ適用範囲を拡張するため、熱中性子散乱モデルをSolomon に実装し、簡単な体系に対する実効増倍率をモンテカルロコード間で比較することにより実装を検証した。

キーワード：Monte Carlo solver, Solomon, criticality safety, thermal neutron scattering models

1. 緒言

東京電力福島第一原子力発電所の事故で生じた燃料デブリ性状を網羅した基礎臨界特性データのデータベース（DB）を構築するため、原子力機構では燃料デブリ体系をより忠実に取り扱うことができる新規モンテカルロ計算ソルバーSolomon（Solver of Monte Carlo）を開発している[1,2]。これまでに、MCNP コード[3]の断面積データ（ACE 形式）を用いた衝突解析機能、面（平面、球、円柱）によって定義された幾何形状での中性子トラッキング機能、非分離共鳴領域に対する確率テーブル法を用いた計算機能、実効増倍率計算機能を実装した。今回は、熱炉体系の計算を正確に行うため、熱中性子散乱モデルを Solomon に実装し、単純な体系に対する実効増倍率を計算することにより熱中性子散乱モデルが正しく実装されていることを検証する。

2. 熱中性子散乱モデルの実装と検証

熱中性子散乱モデルとしてフリーガスモデルと熱中性子散乱則（S(α,β)）モデルを取り扱うクラスを Solomon に実装した。検証計算として ICSBEP[4]から選択した体系について実効増倍率（k_{eff}）を衝突エスティメータで計算し、MCNP5 の結果と比較した（表 1）。1 サイクル当りのヒストリー数は 1 万で、スキップサイクル 100、有効サイクル 2,000 で計算を行い、用いた評価済み核データは JENDL-4.0 である。両者の結果は 1 標準偏差の範囲で一致し、熱中性子散乱モデルは正しく実装されていることが確認できた。

表 1　Solomon と MCNP5 を用いて計算した実効増倍率の比較

体系 (ICSBEP ID)	k_{eff} (Solomon)	k_{eff} (MCNP5)
HST-013	0.99851± 0.00019	0.99837± 0.00019
STACY (LST-007)	0.99353 ± 0.00022	0.99342 ± 0.00023
STACY (LST-010)	0.99789 ± 0.00020	0.99793 ± 0.00020
HMF-019	1.00136 ± 0.00017	1.00147 ± 0.0016

*統計誤差は 1 標準偏差を表す。

3. 結論

燃料デブリ体系を取り扱うことができるモンテカルロ計算ソルバーSolomon に熱中性子散乱モデルを実装し、MCNP コードと比較することにより正しく実装できていることを確認した。今後は、遅発中性子モデルの実装、実効増倍率に対する感度係数計算機能の実装などを行う予定である。

参考文献

[1] 長家、羽倉、日本原子力学会 2018 年春の大会(2F12). [2] 長家、羽倉、日本原子力学会 2018 年秋の大会(2M18).
[3] X-5 Monte Carlo Team, LA-UR-03-1987 (2003). [4] NEA Nuclear Science Committee, NEA/NSC/DOC(95)03 (2013).

本報は原子力規制庁の平成 30 年度および令和元年度東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備事業として行われたものである。

*Yasunobu Nagaya
Japan Atomic Energy Agency

Adjoint-weighted kinetics parameter calculation using multigroup version of Solomon solver

*Delgersaikhan Tuya[1] and Yasunobu Nagaya[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

Abstract: Adjoint-weighted kinetics parameters have been calculated using the multigroup version of a Monte Carlo solver Solomon. Three iterated fission probability (IFP) algorithms/methods have been implemented and compared for multigroup infinite geometry systems.

Keywords: Solomon solver, fuel debris, kinetic parameter, adjoint-weighting, iterated fission probability

1. Introduction

In response to the need of safe decommissioning of Fukushima Daiichi NPS, Japan Atomic Energy Agency is developing a new continuous-energy Monte Carlo solver Solomon (**Sol**ver **o**f **Mon**te Carlo) that can be applied to a system with random and continuous distribution of materials such as fuel debris. Currently, various capabilities are being implemented in the Solomon solver [1]. One important capability is to estimate adjoint-weighted kinetic parameters and k-eigenvalue sensitivity coefficients that are needed for kinetic and sensitivity/uncertainty analyses. The purpose of this study is to compare three different IFP algorithms, namely Non-Overlapping Blocks (NOB) [2], Multiple-Overlapping Blocks (MOB) [3], and Superhistory (SH) method [4], by implementing them in the multigroup version of Solomon solver.

2. Methodology

The three algorithms differ in their implementation rather than theoretical background as all three are based on the IFP method. In the NOB algorithm the active cycles are divided into non-overlapping blocks to accommodate the adjoint-weighted calculation. In the MOB algorithm, the active cycles are divided into over-lapping blocks and a new block for adjoint-weighted calculation starts essentially at each active cycle. On the other hand, the SH algorithm embeds a block in each active cycle based on the superhistory method [4].

The adjoint-weighted kinetic parameters have been calculated for three 2-group infinite geometry problems (i.e. Problem-1, Problem-2, and Problem-3), where analytic solutions are available for comparison [5], by each method. The three problems differ by a scattering cross section from group 1 to group 2 to make k_{inf}(Problem-1)=0.9, k_{inf}(Problem-2)=1.0, and k_{inf}(Problem-3)=1.1. All calculations were run with 2 inactive cycles, 100 active cycles, block size of 10, and 1 million neutron histories per cycle.

3. Results and discussion

Table I presents the calculated adjoint-weighted effective delayed neutron fraction β_{eff} and generation time Λ for Problem-2 as an example along with the analytic results. It can be seen from the table the three methods produced the values that are mostly within 1σ to the analytic solutions. The results for the other two problems showed also that most of the calculated kinetic parameters are within 1σ, all within 3σ, to the analytic solutions.

Table I. Comparison of calculated kinetic parameters of Problem-2

	NOB	MOB	SH	Analytic[5]
$\beta_{eff}\times10^3$ ($1\sigma\times10^3$)	5.4220 (0.0656)	5.4094 (0.0250)	5.4294 (0.0239)	5.4353
Λ, ms (1σ, ms)	4.0579 (0.0073)	4.0591 (0.0021)	4.0586 (0.0013)	4.0576

4. Conclusion

The adjoint-weighted kinetics parameter calculation capability has been implemented in the multigroup version of Solomon solver based on three different adjoint-weighting algorithms, namely Non-Overlapping Blocks (NOB), Multiple-Overlapping Blocks (MOB), and Superhistory (SH) method. The implemented capability has been tested for three 2-group infinite geometry problems. The calculation results showed good agreement with the analytic solutions and compared the NOB, MOB, and SH methods in the multigroup version of Solomon solver. In terms of accuracy, given the same number of active cycles for each algorithm, the SH algorithm generally gave better results for the considered problems in this study.

References

[1] Y. Nagaya, T. Ueki, and K. Tonoike. *11th International Conference on Nuclear Criticality Safety*, 2019.
[2] B. C. Kiedrowski, F. B. Brown, and P. P. H. Wilson. *Nucl. Sci. Eng.*, vol. 168, no. 3, pp. 226–241, Jul. 2011.
[3] Y. Qiu, Z. Wang, K. Li, Y. Yuan, K. Wang, and M. Fratoni. *Prog. Nucl. Energy*, vol. 101, pp. 424–434, Nov. 2017.
[4] R. N. Blomquist and E. M. Gelbard. *Nucl. Sci. Eng.*, vol. 141, no. 2, pp. 85–100, Jun. 2002.
[5] H. J. Shim and C. H. Kim. *PHYSOR 2010: Advances in Reactor Physics to Power the Nuclear Renaissance*, 2010.

Reduced Order Model に基づくエネルギー展開基底を用いた共鳴計算 （3）マルチセル体系への適用

A Resonance Calculation Method using Energy Spectral Expansion based on Reduced Order Model (3) Application to multi-cells

*近藤 諒一[1], 遠藤 知弘[1], 山本 章夫[1], 竹田 敏[2], 小池啓基[3], 山路 和也[3], 左藤 大介[3]
[1]名古屋大学, [2]大阪大学, [3]三菱重工

新しい共鳴計算手法である RSE 法(Resonance calculation using energy Spectral Expansion method)を UO2 セル、MOX セル、水セルを含み、共鳴干渉効果が現れるマルチセル体系に適用し、その有効性を確認した。

キーワード：共鳴計算, Reduced order model, 低ランク近似, 超多群スペクトル

1. 緒言：近年、新しい共鳴計算手法として RSE 法を提案している。本手法は従来法の精度や計算コストを改善し得る手法である。これまでに RSE 法の理論とその妥当性を検討し、平板などの簡易な体系で検証を行った[1]。本研究では、より複雑な体系への本手法の有効性を確認した。

2. 計算体系と計算条件：本研究では RSE 法を図 1 に示すマルチセル体系に適用した。直交基底を作成する超多群スペクトルは、図 1 に含まれる各物質領域の均質体系に複数のバックグラウンド断面積を与えて計算した。バックグラウンド断面積は燃料領域(UO2 と MOX)に 11 点(10^{-3} - 10^{10} barn)、減速材領域に 1 点(10^{10} barn)、被覆管領域に 9 点(5×10^{1} - 5×10^{6} barn)与え、均質体系で計 32 個の超多群スペクトルを計算した。ある多群内においてこれらの超多群スペクトルを特異値分解することで、直交基底を作成した。超多群断面積は JENDL-4.0u の ACE 形式断面積を使用し、温度は 600K とした。また、参照値は MOC による超多群計算を用いた。多群構造は XMAS172 群、超多群構造は 12 万群とした。中性子源は、MOC の超多群計算による結果を用いた。

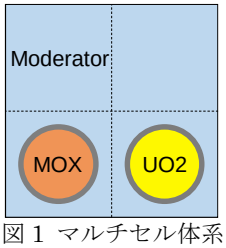


図 1 マルチセル体系

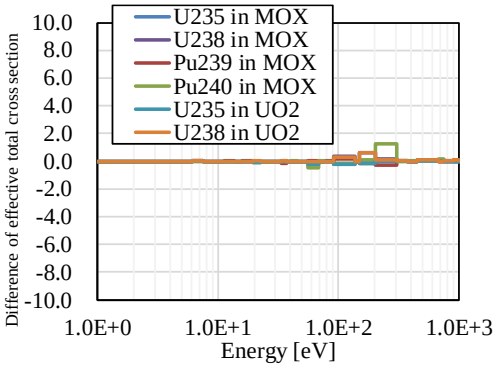


図 2 実効断面積の差異

3. 計算結果：RSE 法を用いて実効断面積を計算し、参照値との相対差異を計算した。主要な共鳴領域における実効全断面積の差異を図 2 に示す。この際の基底の展開次数は 16 である。差異は最大で 2%程度であり、本手法の結果は参照値をよく再現している。さらに、U238 の大きい共鳴がある 88 群(6.16 eV – 7.52 eV)における、実効断面積の差異と展開次数の関係を図 3 に示す。少ない展開次数で差異が収束し、より計算コスト低減が可能であることを示している。また、図 1 の体系は UO2 と MOX が隣接し、スペクトルの干渉効果が現れる体系である。本手法の結果が参照値をよく再現していることから、干渉効果の取り扱いが可能であることを示している。今後の課題は、中性子源の取り扱いや直交基底を作成する超多群スペクトルの選定方法、関数展開された輸送方程式に現れる指数行列の数値計算の効率化などである。

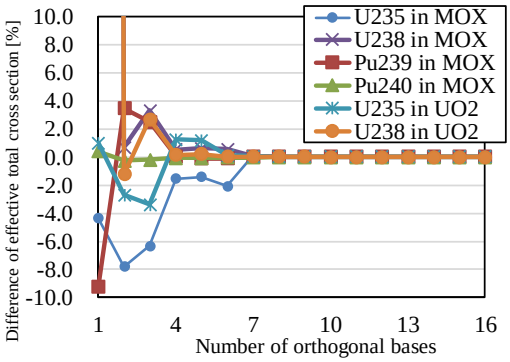


図 3 展開次数と実効断面積の差異の関係: 88 群

参考文献 [1] A. Yamamoto et al., “A Resonance Calculation Method Using Energy Expansion Bases based on a Reduced Order Model,” *Proc. M&C2019*, Portland, OR, Aug. 25-29, 2019.

*Ryoichi Kondo[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1], Satoshi Takeda[2], Hiroki Koike[3], Kazuya Yamaji[3], Daisuke Sato[3]
[1]Nagoya Univ., [2]Osaka Univ., [3]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.

三菱 3 次元詳細輸送計算コード GALAXY-Z の開発
(4)　RSE 法を用いた共鳴計算

Development of Mitsubishi Three-Dimensional Heterogeneous Transport Calculation Code GALAXY-Z

(4) Resonance Calculation using the RSE Method

*山路 和也[1]，小池 啓基[1]，家山 晃一[1]，左藤 大介[1]，山本 章夫[2]，竹田 敏[3]

[1]MHI, [2]名大, [3]阪大

中性子スペクトルを基底関数で展開する RSE(Resonance calculation method using energy Spectral Expansion)法に基づく共鳴計算手法を GALAXY-Z に導入した。RSE 法で作成した実効断面積は超詳細共鳴計算で得られた実効断面積を精度よく再現することを確認した。

キーワード：GALAXY-Z、共鳴計算、RSE 法、基底関数

1.　はじめに

三菱重工では、次期核設計コードとして、3 次元詳細輸送計算コード GALAXY-Z を開発中である。複雑な幾何形状や共鳴干渉効果を精度良く取り扱うことのできる共鳴計算手法として RSE 法[1],[2]を GALAXY-Z に導入した。

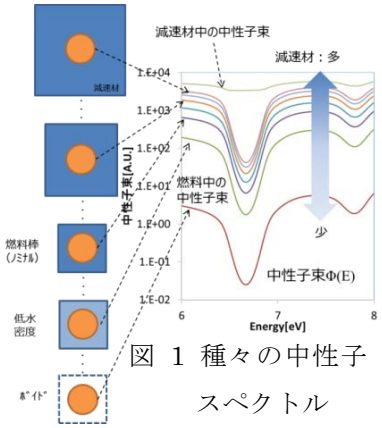


図 1 種々の中性子スペクトル

2.　理論

GALAXY-Z に導入した RSE 法の計算プロセスを以下に示す。

① 炉内の減速材条件を包絡する種々のピンセル体系(図1)において、燃料・減速材領域の超詳細群中性子スペクトルを特異値分解し、中性子束のエネルギー依存性を表現する基底関数を作成する。

② 基底関数を用いて、基底毎のトータル断面積マトリックス$\Sigma_{t,g,n,n'}$、散乱マトリックス$\Sigma_{s,g'n'\to gn}$を求める。適用体系において、(1)式に示す輸送方程式を解くことで、中性子束モーメントϕ_n^gを計算する。

$$\vec{\Omega}\cdot\nabla\begin{pmatrix}\psi_1^g\\ \vdots\\ \psi_N^g\end{pmatrix}+\begin{pmatrix}\Sigma_{t,g,1,1} & \cdots & \Sigma_{t,g,1,N}\\ \vdots & \ddots & \vdots\\ \Sigma_{t,g,N,1} & \cdots & \Sigma_{t,g,N,N}\end{pmatrix}\begin{pmatrix}\psi_1^g\\ \vdots\\ \psi_N^g\end{pmatrix}=\begin{pmatrix}Q_1^g\\ \vdots\\ Q_N^g\end{pmatrix} \quad (1)$$

但し、$Q_n^g=\frac{1}{4\pi}\sum_{g'}\sum_{n'=1}^{N}\Sigma_{s,g'n'\to gn}\phi_{n'}^{g'}$,　　$\phi_{n'}^{g'}=\int_{4\pi}\psi_{n'}^{g'}d\vec{\Omega}$,

g,g'：エネルギー群、n,n'：基底次数、N: 最大基底次数

③ 基底関数とϕ_n^gから超詳細群中性子束を再構築し、超詳細群断面積をエネルギー縮約することで実効断面積を得る。

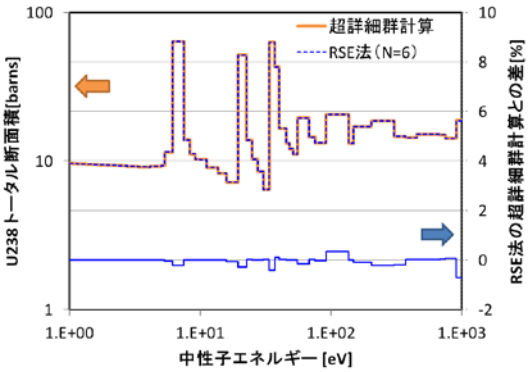


図 2 実効断面積の比較

3.　検証

4.8wt%ウラン燃料のピンセル体系において、超詳細群計算(参照解)と RSE 法(N=6)で求めた U238 の実効断面積(172 群 XMAS 構造)とを比較し、共鳴エネルギー群において、1%以内での一致を得た。(図 2)

4.　結言

GALAXY-Z に RSE 法に基づく共鳴計算機能を導入した。超詳細群計算の結果を良く再現し、精度良い共鳴計算手法であることを確認した。今後、複雑な形状への適用性、共鳴干渉効果の適用性を確認する。

参考文献

[1] A. Yamamoto, et. al., “Resonance Calculation using Energy Spectral Expansion based on Reduced Order Model: Application to Heterogeneous Geometry,” *Trans. Am. Nucl. Soc.*, 121, 1316 (2019)

[2] R. Kondo, et. al., “Performance of the RSE (Resonance calculation using energy Spectral Expansion) Method for Heterogeneous Pin-cell Geometry,” *Proceedings of the Reactor Physics Asia 2019*

* Kazuya Yamaji [1], Hiroki Koike[1], Koichi Ieyama[1], Daisuke Sato[1], Akio Yamamoto[2] and Satoshi Takeda[3], [1]MHI, [2] Nagoya Univ., and [3] Osaka Univ.

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

[2I12-15] Development of Analysis Method &Code 2

Chair:Hiroki Koike(MHI)

Tue. Mar 17, 2020 3:50 PM - 4:55 PM Room I (Lecture Bildg. M 2F M-23)

[2I12] BWR whole core nuclear-thermal hydraulic coupled simulation system

*Masayuki Tojo[1], Michitaka Ono[1], Munenari Yamamoto （1. GNF-J）

3:50 PM - 4:05 PM

[2I13] An Investigation on Improvement of the Core Neutronics Design Calculation Method for Advanced Fast Reactors (6)

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

4:05 PM - 4:20 PM

[2I14] Improvement of Optimally-Weighted Predictor-Corrector Method for Nuclear Fuel Burnup Calculation (2)

*JUMPEI SASUGA[1], Go Chiba[1], Yasunori Ohoka[2], Kento Yamamoto[2], Hiroaki Nagano[2] （1. Hokkaido University, 2. NFI）

4:20 PM - 4:35 PM

[2I15] Extension of the hierarchical-domain decomposition boundary element method to the general multi-group diffusion equation

*Tian Qin[1], Go Chiba[1] （1. Hokkaido Univ）

4:35 PM - 4:50 PM

©Atomic Energy Society of Japan

BWR 全炉心非均質核熱結合計算システム
（6）集合体不連続因子の補正方法の検討

BWR whole core nuclear-thermal hydraulic coupled simulation system

(6) Investigation of Assembly Discontinuity Factor correction method

*東條 匡志[1]，小野 道隆[1]，山本 宗也

[1]GNF-J

3 次元 BWR 全炉心非均質核計算コード DACHS[1]と熱水力解析コードを結合させた BWR 非均質核熱結合計算システム PHNTM（Physics of absolute Neutronics, Thermal-hydraulics and Mechanics）[2]を開発している。DACHS を用いて粗メッシュ計算で用いる集合体不連続因子の補正方法について検討しその影響を評価した。

キーワード：BWR，DACHS，スペクトルミスマッチ，不連続因子，燃料棒単位

1. 緒言　近年の BWR 炉心設計では，核的には燃料集合体内の非均質性や燃料集合体間の相互効果（スペクトルミスマッチ）が，熱水力的には燃料集合体（ノード）内のボイド率分布の偏りが，より顕著となる傾向にある。そこで，3 次元全炉心非均質核計算コード DACHS と熱水力計算コードを結合し，これらの非均質性を詳細に扱う核熱結合システム PHNTM を開発している。本研究では，DACHS を用いて粗メッシュ計算で使用する集合体不連続因子の補正方法について検討しその影響を評価した。

2. DACHS 概要　DACHS は，ノード毎の核定数の計算部（TGBLA）と燃料棒単位の 3 次元詳細メッシュ拡散計算部（BLOX3D）からなり，収束加速のための粗メッシュ計算部（ALEX）を有する。分析用オプションとして，収束後の BLOX3D の中性子束分布から作成した均質化定数を用いた粗メッシュ計算も可能である。

3. 不連続因子の補正方法　様々な二次元 2x2 体系（燃焼燃料を含む U 体系，MOX 体系，U・MOX 混在体系）について DACHS（詳細メッシュ計算）で得られた全境界面での熱群における【中性子流(J)と中性子束(ϕ)の比[3]】と【正確な不連続因子(DF)と集合体不連続因子(ADF)の比】の関係を図 1 に示す。図 1 より【DF と ADF の比】（＝ADF に乗じる補正量）は、ボイド依存性はあるものの燃焼度や核設計に依存することなく【J と ϕ の比】に対しある関数で表現可能なことが分かる。漏れの無い境界面（J がゼロ）では DF は ADF に一致する。本研究では【J と ϕ の比】に依存した ADF 補正量を式 1 に示す 1 次式として効果を確認した。

$$\text{correction factor} = a_{vf} * (J/\phi) + 1 \qquad \text{（式 1）}$$

4. 結果　未燃焼の BWR 燃料集合体 1 体と燃焼燃料集合体 3 体の二次元 2x2 U 炉心（40%ボイド率）体系の粗メッシュ計算で ADF 補正モデルを検証した。径方向の境界条件は反射条件であり、補正後の境界カレントと DF がそれぞれ収束するまで反復計算を実施したときの実効増倍率を図 2 に示す。参照解は詳細メッシュ計算の増倍率である。集合体不連続因子を補正しないケースと比べ，補正ケースでは参照解との差が大きく改善しており収束性も良好である。評価に使用した均質化定数（断面積や初期 ADF）は無限体系の評価値であり、本補正モデルの有効性が分かる。

5. まとめ　粗メッシュ計算で用いる集合体不連続因子補正方法を少数燃料集合体体系で検証した。

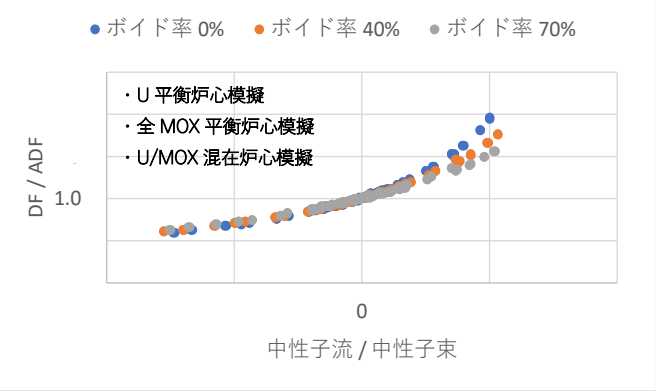


図 1 二次元 2X2 体系詳細計算での熱群 ADF 補正量

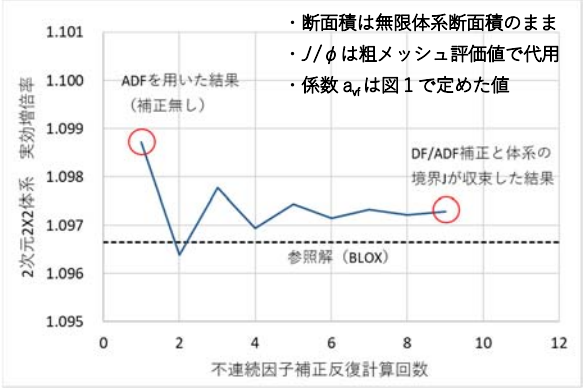


図 2 粗メッシュ体系計算の情報のみの ADF 補正効果

参考文献 [1] 日本原子力学会 2011 年秋の大会 N08，[2] 日本原子力学会 2019 年秋の大会 1J10，[3] W. Kim et al. NSE 192 (2018) 1-20

*Masayuki Tojo[1], Michitaka Ono[1] and Munenari Yamamoto
[1]GNF-J

次世代高速炉の核設計における解析手法の詳細化の検討(6)
出力分布評価の改善に関する検討

An Investigation on Improvement of the Core Neutronics Design Calculation Method for Advanced Fast Reactors (6) - Investigation on the improvement in power distribution evaluation -

*杉野 和輝[1]，大木 繁夫[1]

[1]JAEA

炉心体系を模擬したマクロ格子モデルを用いて再均質化断面積及び反応率保存因子あるいは不連続因子を求め、炉心計算に適用することにより、次世代高速炉炉心の径方向出力分布評価の改善を図った。

キーワード：高速炉，出力分布，マクロ格子，再均質化，反応率保存，不連続因子

1. 緒言

高速炉の核設計手法の検証・妥当性確認及び不確かさ評価を目的として、電気出力 750MWe の次世代高速炉炉心を対象に種々の検討を行っているが、当炉心の径方向出力分布評価において、高速炉の標準的な解析手法には断面積均質化の観点から改善の余地のあることが分かった[1, 2]。その改善策として、炉心計算により得られる中性子束分布を非均質モデル単一格子計算に反映することにより、一定の改善が図られることを確認した[3]。ただし、この方策は比較的計算コストを要すると共に改善度合いが十分ではなかった。

2. 検討条件

2-1. 解析手法の提案

合理的な計算コストで炉心計算による中性子束分布を再現するために、**図 1** に示すような炉心体系を模擬した 2 次元マクロ格子モデルを設定する。非均質モデル単一格子計算では、燃料バンドル部とそれ以外（ラッパ管とギャップ部 Na）の 2 領域に区別して断面積の均質化を行う。次に、得られた 2 領域の断面積を用いて、S_N 法輸送計算によりマクロ格子モデル（2 領域非均質）体系計算を行い、燃料集合体毎に断面積の再均質化を行う。更に、得られた再均質化後の断面積を用いて、S_N 輸送法計算によりマクロ格子モデル（再均質化後）体系計算を行い、断面積に関する反応率保存因子（RRPF）あるいは中性子束に関する不連続因子（DF）を得る。得られた、再均質化断面積と不連続因子あるいは反応率保存因子を用いて 3 次元炉心計算を行う。

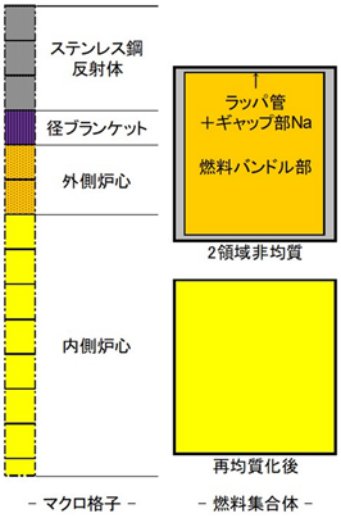


図1 2次元マクロ格子モデル

2-2. 解析条件

解析は全て 70 群で行った。炉心計算は S_N 法輸送計算により行った。参照解は、2 領域非均質モデルを用いた多群モンテカルロ法計算の結果とした。

3. 検討結果

参照解に対する径方向出力分布の相対差を**図 2** に示す。再均質化断面積の適用により、従来の手法に対し一定の改善が得られたことは既報[3]と同様である。加えて、反応率保存因子の適用により、出力分布の差異がほぼ解消されていることが分かる。なお、不連続因子を適用した場合には、外側炉心と径ブランケットの境界に適用した因子が悪影響を及ぼすことから改善の余地のあることが分かった。従って、その境界への不連続因子の適用を避けることとし、出力分布の改善は炉心領域に限定される結果となった。

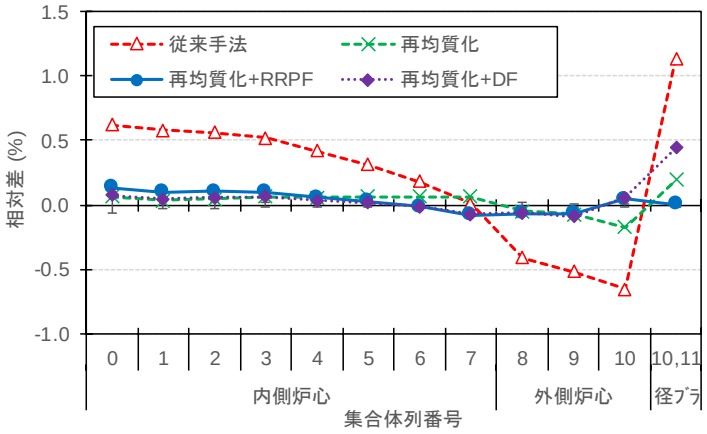


図2 解析結果の参照解に対する相対差の比較

4. 結言

炉心体系を模擬したマクロ格子モデルを用いて再均質化断面積と反応率保存因子を求め、炉心計算に適用することにより、合理的な計算コストで、径方向出力分布の改善が効果的に図られることが分かった。

参考文献

[1] 本学会「2015 年秋の大会」A30, [2] 本学会「2016 年春の年会」1O21, [3] 本学会「2016 年秋の大会」3L07.

*Kazuteru Sugino[1] and Shigeo Ohki[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

燃焼計算のための最適重み付け予測子・修正子法の改良(2)

Improvement of Optimally-Weighted Predictor-Corrector Method for Nuclear Fuel Burnup Calculations (2)

*流石淳平[1],千葉豪[1],大岡靖典[2],山本健士[2],長野浩明[2]

[1]北海道大学,[2]原子燃料工業

最適重み付け予測子・修正子法(OWPC 法) [1,2]について、より様々な条件に対しても適用できるよう、計算結果に大きく影響する誤差の低減を行った。

キーワード：可燃性毒物、燃焼計算、予測子・修正子法

1. 背景 可燃性毒物を含んだ燃料に対して燃焼計算を数値的に行う場合、核種の数密度の急激な変化に伴い反応率が大きく変化するため、燃焼ステップを細かく刻む必要がある。そのような燃焼計算を効率的に行う方法として、我々は OWPC 法を提案・開発している[1]。OWPC 法では予測子・修正子法(PC 法)で生じる離散化誤差を低減するために、重みパラメータωを用いて式(1)に従いステップ終点の数密度Nを決定する。

$$N = \exp\left[(1-\omega)\ln N_p + \omega \ln N_c\right] \tag{1}$$

式(1)において、N_pとN_cは PC 法を適用した際に得るパラメータである。前回の学会では、最適なωを自動的に決定するアルゴリズムを提案した[2]。本稿では、OWPC 法が様々な条件に対しても適用できるように改良した結果を報告する。

2. 提案手法と適用結果 本検討では PWR 燃料集合体体系における無限増倍率の燃焼特性に着目し、参照解としてステップ幅 0.055GWd/t の PC 法を用い，そこからの誤差で性能を評価している。一般的に燃焼ステップの詳細化に伴い誤差は単純に低減するが、OWPC 法において燃焼ステップ幅を徐々に小さくすると、図 1 に示すように誤差が単純に低減しない挙動が確認された。この挙動は複数の誤差が互いに打ち消し合っているためと考えられたことから、本検討では代表的な誤差である OWPC 法における数密度と反応率の相関をとる際に生じる誤差に着目した。OWPC 法では対象核種ごとにそれ自身の数密度を利用して反応率との相関をとっていたが、本検討では Gd-157 の数密度よりも Gd-155 の数密度の方が Gd-157 の反応率との相関がより直線に近いという性質を利用し、Gd-155 の数密度のみに着目して反応率との相関をとることで誤差の低減を図った[3]。結果、図 2 に示すように、改良した OWPC 法(図中では OWPC(155))は燃焼ステップの詳細化に伴い誤差が単純に低減していくことが確認された。

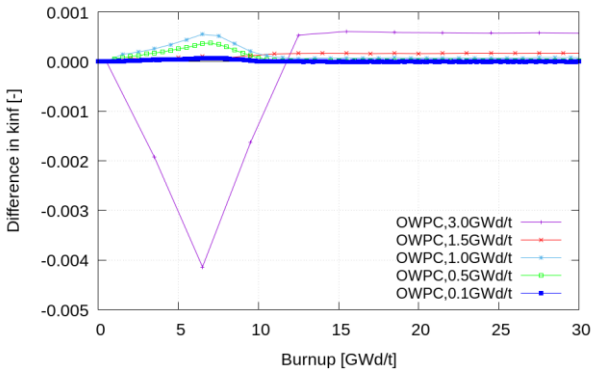


図 1　無限増倍率の誤差

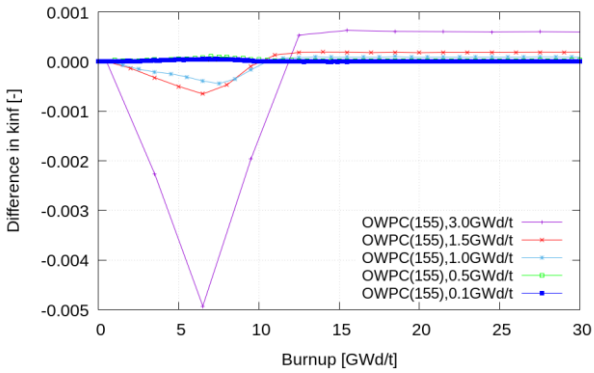


図 2　無限増倍率の誤差(改良版)

参考文献 [1] S.Okumura, G.Chiba, *Proc. of Reactor Physics Asia 2017,* (2017). [2]流石ら、2019 年秋の大会 1J08.

[3] D.J. Lee, et al., *Proc. Advances in Nuclear Fuel Management IV, ANFM 2009* (2009).

*Jumpei Sasuga[1], Go Chiba[1], Yasunori Ohoka[2], Kento Yamamoto[2], Hiroaki Nagano[2]

[1]Hokkaido Univ., [2]NFI

Extension of the hierarchical-domain decomposition boundary element method to the general multi-group diffusion equation

*Tian Qin[1], Go Chiba[1]
[1]Hokkaido Univ.

The hierarchical domain decomposition boundary element method (HDD-BEM) is extended to deal with the general multi-group diffusion equation.

Keywords: Boundary element method, HDD-BEM, Diffusion equation

1. Introduction The neutron diffusion equation (NDE) serves a foundation equation in nuclear reactor analysis. Traditionally, the Finite Difference Method (FDM) or the Finite Volume Method (FVM) is used, however, recently the progress of HDD-BEM shows great potential compared with conventional methods [1,2]. The HDD-BEM can handle with only one-group/two-group problems, so we attempt to extend HDD-BEM to general multi-group problems.

2. Theory In HDD-BEM, multi-group NDE is transformed into a set of independent mode equations. A whole system is divided into homogeneous regions. Neutron multiplication factor of the system and mode flux on inner boundaries between neighboring regions are assumed. Then the boundary information of all regions can be calculated with BEM, and finally continuity condition of neutron current on inner boundaries is checked. If this condition is not satisfied, the assumed variables are modified by Newton's method until iteration converged. When 1-group/2-group problems are treated by HDD-BEM, only real variables is treated, however when the number of energy groups is larger than two, complex variables should be treated. In this work, we adopt a method proposed by Cossa et al.[3], and attempt to extend HDD-BEM for general multi-group problem.

3. Calculation results With the utilization of Python programming language, developing a computer program which can calculate complex variables for multi-group problems is possible. First step, a program which can only treat one-dimensional, two-group problems is developed. Considering a reactor core (width 30cm), sandwiched by infinite reflector regions. Figure 1 shows the neutron flux (half core) of with FVM (reference) and HDD-BEM. It shows good agreements between HDD-BEM solution and the references. The neutron multiplication factor based on HDD-BEM is 1.35885 which also agrees well with reference solution 1.35884.

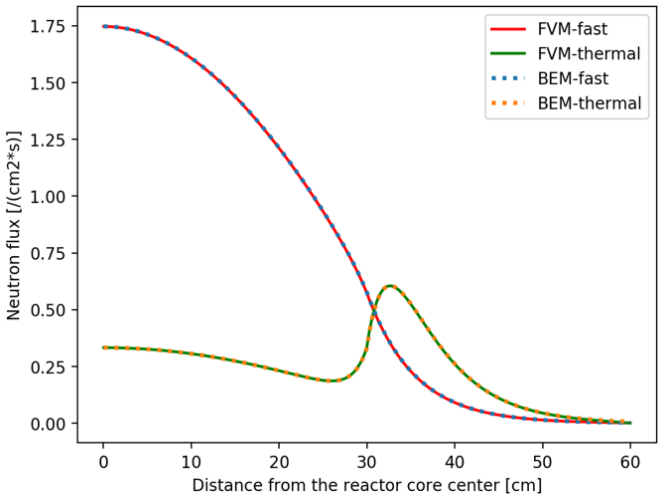


Fig. 1. Neutron flux distributions of FVM and HDD-BEM

4. Conclusion and future plan The satisfactory agreement between FVM and BEM indicates that HDD-BEM has been applied to the NDE successfully. For future plan, we will extend our program to treat complex buckling and apply it the general multi-group NDE and SP3 equation.

References

[1] G. Chiba, M. Tsuji, Y. Shimazu, JNST, 38, p.664 (2001).
[2] G. Chiba, ANE, 38, p.1033 (2011).
[3] G. Cossa, et al., ANE, 37, p.953 (2010).

Oral presentation | IV. Nuclear Plant Technologies | 401-2 Operational Management, Inspection and Maintenance of Reactor

[2J01-06] Reactor Maintenance, Inspection and Preservation Technology

Chair:Koji Nishino(TOSHIBA ESS)

Tue. Mar 17, 2020 10:15 AM - 11:55 AM Room J (Lecture Bildg. M 2F M-24)

[2J01] Development of Abnormal Sign Detection System using AI for Nuclear Power Plant

*Isaku Nagura[1], Shinya Tominaga[1], Miyake Ryota[1], Toshio Aoki[1], Susumu Naito[2], Yasunori Taguchi[2], Yuichi Kato[2], Kouta Nakata[2] (1. Toshiba ESS, 2. Toshiba)

10:15 AM - 10:30 AM

[2J02] Development of Abnormal Sign Detection System using AI for Nuclear Power Plant

*Shinya Tominaga[1], Isaku Nagura[1], Ryota Miyake[1], Toshio Aoki[1], Susumu Naito[2], Yasunori Taguchi[2], Yuichi Kato[2], Kouta Nakata[2] (1. TOSHIBA ESS, 2. TOSHIBA)

10:30 AM - 10:45 AM

[2J03] Development of nondestructive inspection for flange

*Ryota Ogawa[1], Mitsuyuki Sagisaka[1], Takashi Matsunaga[1], Hiroaki FUJIYOSHI[1], Motomu Ishii[1], Yoshihiro Isobe[1] (1. NFI)

10:45 AM - 11:00 AM

[2J04] Advanced computerization of Hammering Inspection 3

*Yoshihiro Isobe[1], Takashi Matsunaga[1], Ryota Ogawa[1], Mitsuyuki Sagisaka[1], Tomonori Yamada[2], Shinobu Yoshimura[2] (1. NFI, 2. Univ. of Tokyo)

11:00 AM - 11:15 AM

[2J05] Advanced computerization of Hammering Inspection 3

*Takashi Matsunaga[1], Ryota Ogawa[1], Mitsuyuki Sagisaka[1], Yoshihiro Isobe[1], Tomonori Yamada[2], Shinobu Yoshimura[2] (1. NFI, 2. Univ. of Tokyo)

11:15 AM - 11:30 AM

[2J06] Development of safety review method to cope with an aging degradation for the facilities using nuclear material

*Naoki Sakamoto[1], Tadatasune Fujishima[1], Yasutaka Mizukoshi[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

11:30 AM - 11:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

ＡＩを用いた原子力発電所における異常予兆検知システムの開発
（１）オートエンコーダを適用した検知アルゴリズムの検討

Development of Abnormal Sign Detection System using AI for Nuclear Power Plant
(1) Study of detection algorithm using autoencoder

*名倉 伊作[1]，富永 真哉[1]，三宅 亮太[1]，青木 俊夫[1]，
内藤 晋[2]，田口 安則[2]，加藤 佑一[2]，中田 康太[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

原子力発電所への異常予兆検知システムの適用にあたっては、高い検知性能を確保することが重要であり、深層学習の一つであるオートエンコーダを選定してアルゴリズムを検討している。本アルゴリズムの性能についてシミュレーションデータを用いて確認し、有効な結果を得ることができた。

キーワード：異常予兆検知、深層学習、オートエンコーダ

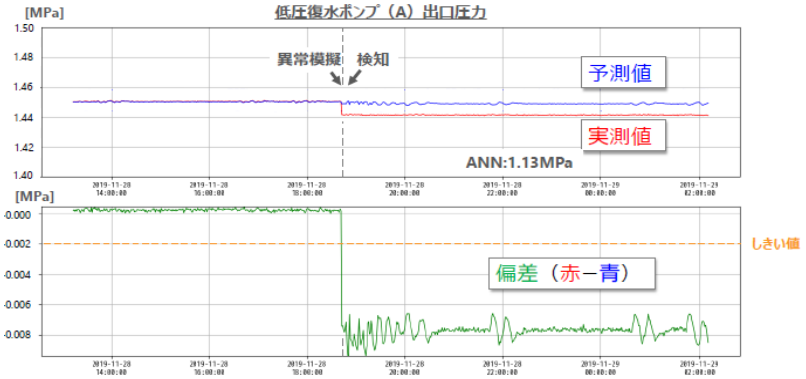
1. 緒言

原子力発電所において、大量のプロセスデータを収集しＡＩを用いて分析を行う異常予兆検知システムを活用することで、日々の運転や健全性確認活動を支援してユーザの負担軽減をはかり、稼働率，保守性及び安全性向上に貢献できる可能性がある。そのためにはユーザが容易に扱え、特定の機器、運転状態に特化せず、未知の事象を含めて高い性能で検知することが重要と考えられる。本観点から、深層学習手法の一つであるオートエンコーダに改善を加えた異常予兆検知アルゴリズムを開発しており、検知性能をシミュレータで生成したプラントデータを使って確認した。

2. 実施内容

2-1. アルゴリズムの改善

原子力発電所における運用面でのニーズを考慮すると、多くのプロセスデータを時系列変化も含めて同時に扱え、誤検知なく異常予兆を早期検知できる高い性能が求められる。これを考慮してオートエンコーダ（ＡＥ）のアルゴリズムに改善機能を付加した。



2-2. シミュレータによる性能確認

運転訓練用シミュレータで生成したプラントの正常データから学習モデルを作成し、さらにテスト用に正常データと異常を模擬したデータをこのモデルに入力して予測値を出力させ、実測値との偏差から検知性能を確認した。

3. 結論

原子力発電所へ異常予兆検知システムを適用にあたってオートエンコーダを選定しアルゴリズムに改善を加え、シミュレータデータを使用して有効な検知性能を確認した。今後は、実データを使用して評価を行い、さらなる性能向上をはかっていくことが重要である。

---

*Isaku Nagura[1], Shinya Tominaga[1], Miyake Ryota[1], Toshio Aoki[1], Susumu Naito[2], Yasunori Taguchi[2], Yuichi Kato[2], Kouta Nakata[2]
[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, [2]Toshiba Corporation

ＡＩを用いた原子力発電所における異常予兆検知システムの開発
（２）原子力発電所への導入へ向けた構成検討

Development of Abnormal Sign Detection System using AI for Nuclear Power Plant
(2) Consideration of configuration for the installation to nuclear power plant

*富永 真哉[1]，名倉 伊作[1]，三宅 亮太[1]，青木 俊夫[1]，
内藤 晋[2]，田口 安則[2]，加藤 佑一[2]，中田 康太[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

深層学習手法の一つであるオートエンコーダに性能改善を加えた検知アルゴリズムを用いた原子力発電所における異常予兆検知システムの開発を進めている。本システムを導入するためのユーザインタフェース及び機器構成について検討した。

キーワード：異常予兆検知、深層学習、セキュリティ

1. 緒言

原子力発電所において、大量のプロセスデータを収集しＡＩを用いて分析を行う異常予兆検知システムを活用することで、日々の運転や健全性確認活動を支援してユーザの負担軽減をはかり、稼働率，保守性及び安全性向上に貢献できる可能性がある。そのためには、発電所の円滑運転に貢献できるシステムとする必要がある一方で、発電所のプロセスデータを取り扱うことからセキュリティについても考慮した構成とする必要がある。本システムを原子力発電所に導入するためのユーザインタフェース及び機器構成について検討した。

2. 実施内容

2-1. ユーザインタフェース

原子力発電所における異常予兆検知システムのユースケースとして「プラント運転中の監視支援」「系統健全性の評価支援」の２つを想定、それぞれに対応するユーザインタフェースの基本構成を検討、立案した（図 1）。

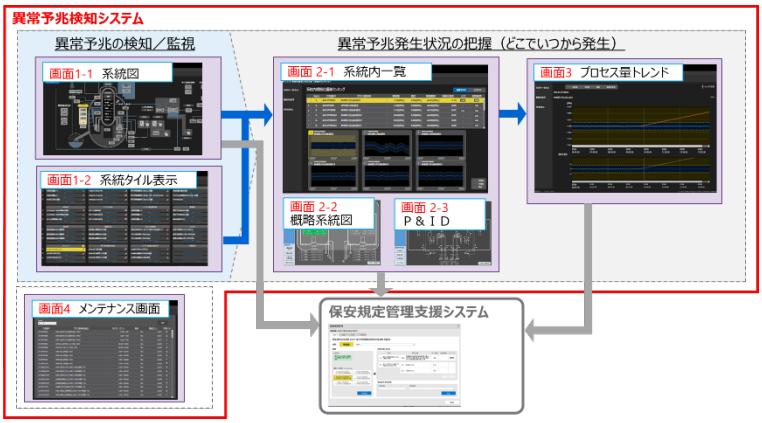


図 1：異常予兆検知システムの画面構成

2-2. 機器構成

本システムは発電所のプロセスデータを取り扱うことから、2-1 で論じたユースケースにおける利便性に加え、セキュリティについても考慮した機器構成を検討、立案した。

3. 結論

異常予兆検知システムを原子力発電所へ導入するためのユーザインタフェース及び機器構成について検討した。今後は、ユーザの意見を取り入れながら改良を行い、さらなる利便性の向上を図ることが重要である。

*Shinya Tominaga[1], Isaku Nagura[1], Miyake Ryota[1], Toshio Aoki[1], Susumu Naito[2], Yasunori Taguchi[2], Yuichi Kato[2], Kouta Nakata[2]
[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, [2]Toshiba Corporation

フランジの非破壊検査技術開発

Development of nondestructive inspection for flange

*小川 良太[1]，匂坂 充行[1]，松永 嵩[1]，藤吉 宏彰[1]，石井 元武[1]，礒部 仁博[1]
[1]原子燃料工業

配管フランジ部からの液漏れを防止する予防保全技術として、AE センサを用いたポータブル振動測定装置を用いたフランジの非破壊検査技術開発をしている。配管フランジ部からの液漏れを防止する予防保全技術の開発として、AE センサを用いた打音検査をフランジ面、フランジボルトを対象に行うことにより、フランジ部の異物混入等の検出性を確認した。

キーワード：フランジ、性能維持、AE センサ

1. 緒言

フランジのトラブルは、施工不良によるものが全体の約 2/3 を占めるとの調査結果[1]があり、施工不良のトラブルは①締付不足、②過剰締付、③片締めの 3 点に大別できる。原子力プラントでは、従来からフランジ部の異物混入、ボルトの緩み、シール材の劣化等に起因すると考えられるリークが多数報告されている。そのうち、施工不良や異物混入については、施工時の手順順守や施工前の異物確認等を十分に行うことで対処しているが、一度施工されたフランジが健全であることを確認する方法については十分には確立されていない。

本報では、フランジのモックアップ試験体を用いたフランジ診断技術の基礎的検討として、AE センサを用いたフランジの打音検査によるフランジ部への異物混入等の検出性について報告する。

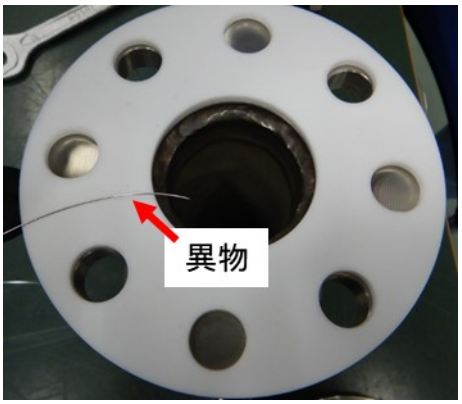


図 1　異物挟み込み状況写真

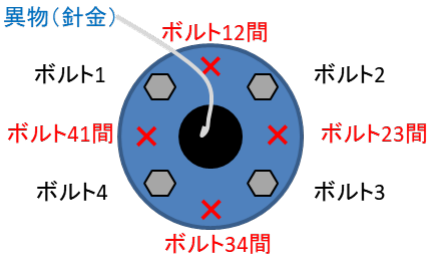


図 2　打音検査位置（×位置）

2. 試験内容

実施した試験の例として、SUS 製のフランジ（外形φ156mm、内径約φ60mm）にテフロンガスケットを挟み、70N・m で全てのボルトを締付けた健全状態と、0.6mm の針金をガスケットとフランジ間に挟み（図 1 参照）、全てのボルトを 70N･m で締付けた異常状態を作り、フランジのボルト間を打音検査（図 2 参照）することで、周波数分布の違いを確認した。

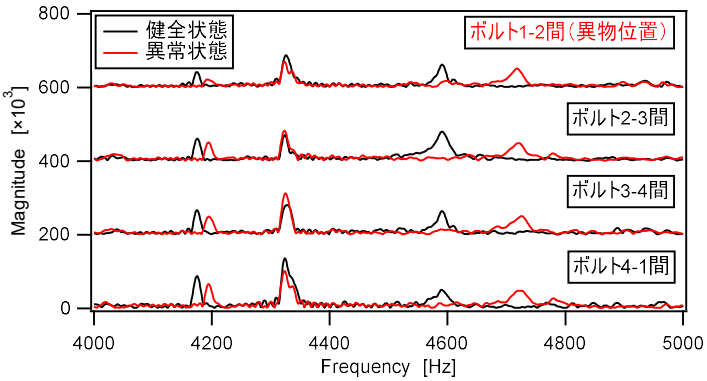


図 3　打音検査結果（周波数分布）

3. 結果

健全と異常状態のフランジにおける、フランジ面を打音検査することで得られた周波数分布を図 3 に示す。4600Hz 付近のピークにおいて、異常状態のフランジでは、約 120Hz のピーク周波数増加が確認できた。また、そのピーク周波数の増加は打撃位置に関わらず全ての打音検査位置で確認できた。以上より、フランジのいずれか 1 点を打音検査することで、異物混入の異常を検出できる見通しを得た。

参考文献

[1] バルカー技術誌, “ガスケットの締付けトラブルとその対策”, Summer 2016 No.31 pp.8-11

*Ryota Ogawa[1], Mitsuyuki Sagisaka[1], Takashi Matsunaga[1], Hiroaki FUJIYOSHI[1], Motomu Ishii[1] and Yoshihiro Isobe[1]
[1]Nuclear Fuel Industries, Ltd.,

デジタル打音検査技術の高度情報化　３
（１）実験的アプローチ

Advanced computerization of Hammering Inspection 3

(1) Experimental approach

*礒部 仁博[1]，松永 嵩[1]，小川 良太[1]，匂坂 充行[1]，山田 知典[2]，吉村 忍[2]

[1]原子燃料工業，[2]東京大学

国土交通省令和元年度建設技術研究開発助成制度により「デジタル打音検査と AI・シミュレーションの統合的活用によるコンクリート内部構造診断」として、令和元年度には「(1) 実験的 DB の構築」、「(2) AI・シミュレーション技術による大規模 DB 化」を実施し、令和２年度には「(3) 逆解析モデルの構築と適用性検証」を実施予定である。ここでは（1）実験的 DB の構築として、コンクリートの施工品質、経年変化を模擬したモックアップ試験を実施した。

キーワード：デジタル打音検査、AI、高度情報化、保全最適化、コンクリート

1. 緒言

原子力発電所、トンネル、橋梁、ダム、高層ビル等のコンクリート基礎、並びに構造物の施工品質、経年変化の評価向上を目的として、AE センサを用いたデジタル打音検査（以降、AE 打音検査）と AI・シミュレーション技術の統合的活用によりコンクリート内部構造を定量的に診断する技術開発を進めている。前報ではコンクリート基礎・構造物に対する AE 打音検査と AI・シミュレーション技術の統合的活用により、コンクリート内部構造を診断する「アプローチ」を報告した。本報では「(1) 実験的 DB の構築」、「(2) AI・シミュレーション技術による大規模 DB 化」の内、前者を報告する。

2. 実験的 DB の構築　実施内容

AE 打音検査の FEM シミュレーションモデルを検証し、AI・シミュレーション技術による大規模 DB 化を実現するために、コンクリート基礎、並びに構造物の施工品質、経年変化を模擬するコンクリートモックアップ試験体を製作し、その後、AE 打音検査を実施して振動データの特徴量を DB 化した。

コンクリートモックアップ試験体（1000x1000x400mm）は、健全、寸法とかぶり厚が異なる内部空隙、寸法の異なるうき・剥離、寸法と角度が異なるひび割れ、異なる圧縮強度を模擬した 30 体から成り立つ。AE 打音検査は 100mm 格子で実施し、各格子点の固有周波数分布から選定された固有周波数等に基づきコンター図を描いた。

3. 結果

図１は AE 打音検査によるコンクリートモックアップ試験の様子と、健全／内部欠陥を含む試験体に対して各格子点の固有周波数分布から得られた特定の固有振動モードに対応する周波数のコンター図の例である。他にも異なる固有振動モードに対応する周波数、打音検査時の振動持続時間のコンター図を描くことにより、コンクリート基礎、並びに構造物の施工品質、経年変化を表す特徴量を DB 化した。

コンクリートの施工品質、経年変化は多様なパターンがあるため、実験的に DB 化することは困難である。そのため、実験的に得られた結果に基づき、AE 打音検査の FEM シミュレーションモデルを構築して、AI・シミュレーション技術による大規模 DB 化を実現する。さらに、逆解析モデルを構築することで、AE 打音検査によるコンクリート内部構造を診断する計画である。

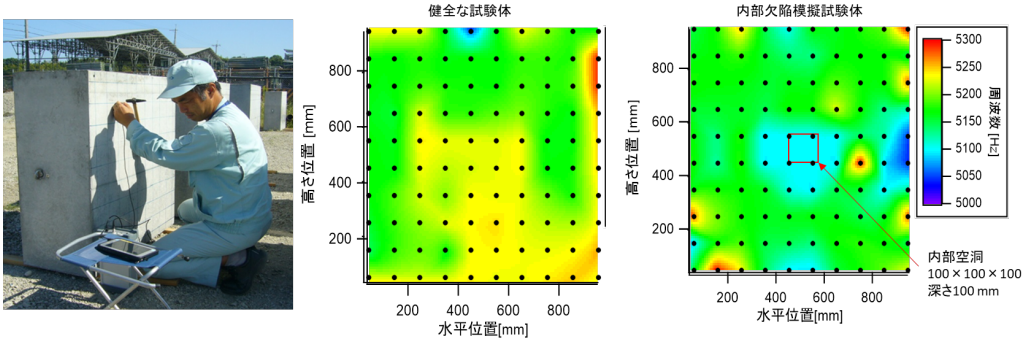


図１　AE 打音検査によるモックアップ試験の例

*Yoshihiro Isobe[1], Takashi Matsunaga[1], Ryota Ogawa[1], Mitsuyuki Sagisaka[1], Tomonori Yamada[2], Shinobu Yoshimura[2]

[1]Nuclear Fuel Industries, Ltd., [2] The University of Tokyo

デジタル打音検査技術の高度情報化　３
（２）解析的アプローチ

Advanced computerization of Hammering Inspection 3

(2) Analytical approach

*松永　嵩[1]，小川　良太[1]，匂坂　充行[1]，礒部　仁博[1]，山田　知典[2]，吉村　忍[2]

[1]原子燃料工業，[2]東京大学

コンクリート構造物の建設時の欠陥（ひび割れ、内部空洞等）に対して、現場適用性に優れたデジタル打音検査を用いたコンクリートの内部構造診断技術の開発を進めている。この内部構造診断技術は、施工時不具合の状態とデジタル打音検査の大規模なデータベース（DB）を必要となるため、本報では、FEM シミュレーション技術・AI 技術を応用して、解析的に大規模な DB 構築について取りまとめた。

キーワード：コンクリート、AE センサ、AI、打音検査、変状

1. 緒言

コンクリート構造物において多い変状として、かぶりコンクリートの剥落があり、第三者への影響が大きいことから問題とされている。そこで、誰でも容易に評価可能な、現場適用性に優れたデジタル打音検査を用いたコンクリートの内部構造診断技術の開発が望まれている。デジタル打音検査は、AE センサを用いることにより従来の打音点検を定量化できるが、コンクリートの不具合の種類は多岐にわたり、不具合の種類を識別し、規模（深さ、大きさ等）を定量的に評価するまでには至っていない。

これを実現するためには、施工時不具合の状態とデジタル打音検査の大規模なデータベース（ＤＢ）が必要であり、本報では、近年発展が著しいＡＩ・シミュレーション技術を活用したコンクリートの内部構造診断に必要な大規模ＤＢの構築について報告する。

2.　FEM シミュレーション

内部欠陥を模擬したコンクリートモックアップ試験体（1000x1000x400mm）の実験的 DB を大規模化するために、FEM シミュレーションモデルを用いた振動解析を行った。

内部空隙、寸法の異なるうき・剥離、寸法と角度が異なるひび割れ、異なる圧縮強度を模擬した FEM シミュレーションから得られた、欠陥中央部の振動特性（固有振動周波数）は、実験的に得られた傾向とおおむね一致し（図１）、FEM シミュレーションモデルの妥当性が確認された。

3. AI による大規模 DB 化

コンクリートの施工品質、経年変化は多様なパターンがあるため、構築した FEM シミュレーションの結果に基づき、誤差逆伝播法によるニューラルネットワークを用い、打音検査で得られる振動特性の大規模 DB 化を実現した。具体的な方法としては、図２は内部空洞のかぶり深さの多様な変化に対する欠陥中央部の振動特性（固有振動周波数）の大規模化のイメージを記載するが、このように欠陥の形状・位置と測定する位置によって得られる振動特性の非線形性を AI により学習させ、大規模 DB 化する。

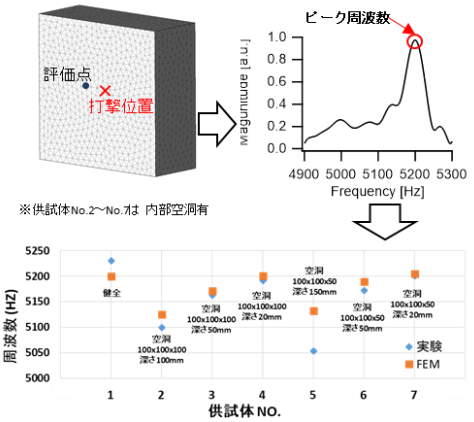


図１　欠陥種別と欠陥中央部の振動特性に関する実験と FEM 対比

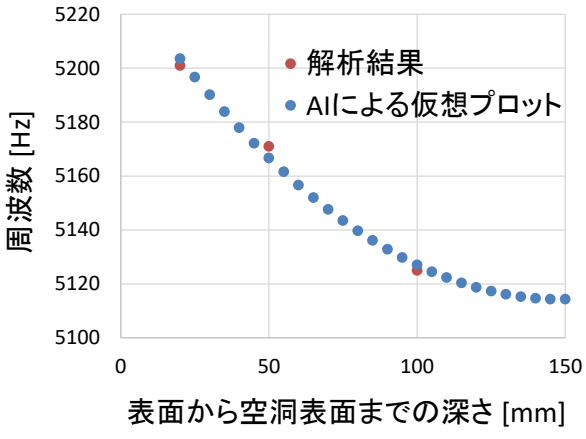


図２　AI による大規模 DB 化のイメージ

* Takashi Matsunaga[1], Ryota Ogawa[1], Mitsuyuki Sagisaka[1], Yoshihiro Isobe[1], Tomonori Yamada[2], Shinobu Yoshimura[2]

[1]Nuclear Fuel Industries, Ltd., [2] The University of Tokyo

核燃料物質使用施設の高経年化対策に係わる安全評価手法の開発 （1）これまでの実績と改善計画

Development of safety review method to cope with an aging degradation for the facilities using nuclear material. (1) Results and improvement plan

*坂本 直樹[1]，藤島 雅継[1]，水越 保貴[1]
[1]日本原子力研究開発機構

高経年化した核燃料物質使用施設の保全活動に用いた安全評価手法[1]について、これまでの活動実績を分析したうえで、さらなる保全活動の向上を図るために改善方針を検討した。
キーワード：安全評価手法、運転管理、保全活動、核燃料物質使用施設

１．緒言

日本原子力研究開発機構大洗研究所では、高速炉用 MOX 燃料等の研究開発施設として核燃料物質使用施設（5 施設）を有している。全ての施設は竣工後約 40 年以上経過しており、これらを安定的に稼働させるために平成 14 年に安全評価手法（PSR）を構築し、施設の保全活動に取り組んできた。これら、高経年化した核燃料物質使用施設の安定的な運転のためには、設備機器の保全を安全評価に応じて行うことが必要である。しかしながら、管理する設備機器のなかには、保全活動で補修課題を解消したにも係わらず、その後、同様の不具合が再発し、施設の運転に支障をきたしているものがみられた。この事例を改善するため、これまでの保全活動の実績を分析したうえで、課題点を抽出し検討を行った。

２．安全評価手法の概要

本手法では、管理する設備機器の補修課題について、①施設の運転に対する影響度、②症状の進行を評価する手法の信頼度、③症状の通常状態からの逸脱度合い、④症状が進行して故障した場合における従業員等への影響度、⑤設備機器の高経年化の度合いに区別して数値化する。次に、①~⑤の数値と評価式を用いて総合リスクポイントを算出し、設備機器の重要度に応じて総合リスクポイントが高いものを優先して補修に取り組む順位として決定し、施設保全計画に組み込むものである。

３．保全活動の実績と分析

本手法を用いた保全活動は平成 14 年度から開始し、これまでに約 3500 件の補修課題の解消に取り組んできた。特に 2.②の課題について症状の進行を評価する手法を定期的に見直して信頼性を向上させ予防保全に努めた。なお、補修課題のうち約 370 件については更新を要するものとして評価したため、予算を充当して設備更新等を図った。平成 27 年度から平成 30 年度までの保全実績及び不具合等の発生件数を図 1 に示す。これまで補修課題を解消してきたが、近年では補修課題を解消した設備機器に再び不具合が発生し、施設の運転に支障をきたす事例が生じていることや管理外で不具合が発生していること等が明らかとなった。

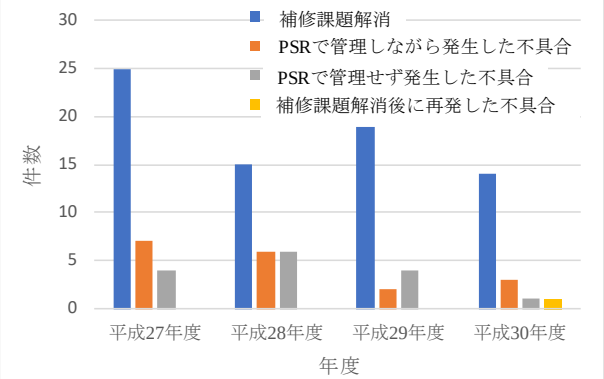


図１　保全実績及び不具合等の発生件数

４．安全評価手法の改善方針

保全活動実績の分析結果から改善内容を検討し、以下のような方針をまとめた。

(1) 設備機器の補修課題を解消すると安全評価の対象外となるが、それにより継続監視の優先度が低下し、不具合が再発していることから、一度補修課題が発生した設備については、再発防止のために解消後も継続して安全評価の対象とする改善を行う。

(2) 設備機器を構成する電気部品の寿命による故障を考慮した安全評価が十分に行われていなかったため、メーカの基準等を考慮した耐用年数を設定し、部品寿命に対するリスクを定量的に評価する改善を行う。

(3) 施設の運転上重要となる設備機器のうち、その設備機器にとって機能低下が生じた際の安全確保に必要な最低限の機能を果たす種々の機能（例えばバックアップ機能、切替機能など）を抽出し、あらかじめ安全評価の対象に含める改善を行う。

５．結言

これまで本取組みは、高経年化した核燃料物質使用施設の安定的な運転に重要な役割を果たしてきた。本報で検討した安全評価手法の改善方針を令和 2 年度中に取り入れることによって、設備機器の保全管理のさらなる向上を図ることとする。

参考文献

[1]藤島雅継 他：“核燃料物質使用施設の高経年化に係る安全評価手法の開発”，保全学 Vol.13, No.2（2014）113-123

*Naoki Sakamoto[1],Tadatsune Fujishima[1],Yasutaka Mizukoshi[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

Oral presentation | IV. Nuclear Plant Technologies | 401-3 Reactor Design, Construction and Examination of Nuclear Power Station, Aseismatic Design, Nuclear Ship

[2J07-11] Advances on the Design Techniques for Reactor Equipment

Chair:Isobe Yoshihiro(NFI)

Tue. Mar 17, 2020 2:45 PM - 4:10 PM Room J (Lecture Bildg. M 2F M-24)

[2J07] CHF enhancement in a saturated pool boiling by porous layer formed on heat transfer surface using electrodeposition method

Shun Yatsunami[1], Tianxi Xie[2,3], *Shoji Mori[1], Atsuro Eto[1], Zhihao Chen[2,3], Yoshio Utaka[2,3,4] (1. Faculty of Engineering, Kyushu University, 2. School of Mechanical Engineering, Tianjin University, 3. Key Laboratory of Efficient Utilization of Low and Medium Grade Energy (Tianjin University), Ministry of Education, China, 4. Faculty of Engineering, Tamagawa University)

2:45 PM - 3:00 PM

[2J08] Development of coupled analysis system of thermal hydraulics and structure for ADS beam

*Nao Watanabe[1], Takanori Sugawara[1], Kenji Nishihara[1] (1. JAEA)

3:00 PM - 3:15 PM

[2J09] Proposed structure of seismic tank that does not require foundation bolts

*Shigemi Morishige[1], Haruo Morishige[1], Yosuke Yamashi[1] (1. Fukushima Nuclear Accident Countermeasures Review Group)

3:15 PM - 3:30 PM

[2J10] Seismic Test Result of the Main Steam Isolation Valve for the Boiling Water Reactor Nuclear Power Plant

*Hideaki Itabashi[1], Yoshitaka Tsutsumi[2], Koji Nishino[1], Shin Kumagai[3] (1. TOSHIBA ESS, 2. Chubu Electric Power, 3. HGNE)

3:30 PM - 3:45 PM

[2J11] Improvement of vibration control method for resonant shaking table using adaptive control

*Michiya Sakai[1], Yohei Ono[1], Ryuya Shimazu[1], Yoshitaka Tsutsumi[2], Yoshimasa Nishiyama[3], Shota Yamano[3] (1. CRIEPI, 2. Chubu Electric Power, 3. Yacmo)

3:45 PM - 4:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

CHF enhancement in a saturated pool boiling by porous layer formed on heat transfer surface using electrodeposition method

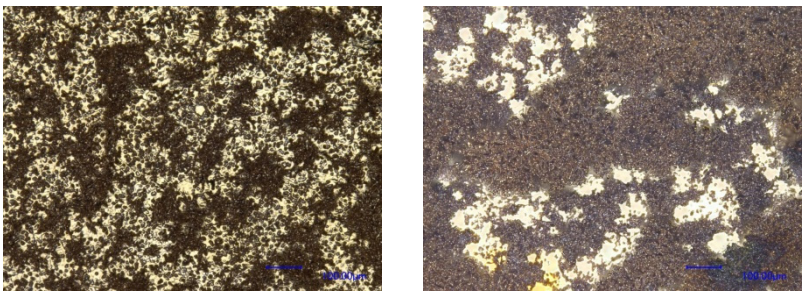
Tianxi Xie[a], Shun Yatsunami[b] , Shoji Mori[b,*] Atsurou Etoh[b]、 Zhihao Chen[a], Yoshio Utaka[a]

[a] School of Mech. Eng., Tianjin Univ., 34 Peiyang Park Campus, Tianjin, 300350, China

[b] Department of Mech. Eng., Kyushu Univ., 744 Motooka, Nishi-ku, Fukuoka, 819-0395, Japan

Key Words: CHF enhancement, pool boiling, Electrodeposition method; Porous surface; Wickability

The heat transfer surface was modified by forming a porous structure using electrodeposition method. In this presentation, the effect of deposition time and deposition current on boiling characteristic of porous surface experimentally investigated. Fig. 1 shows SEM images of modified heated surface. It is clear that the morphology of porous surfaces varies with the deposition time. Figs. 2 and 3 show the CHF as a function of deposition time and wicked volume flux, respectively. The CHF increases with deposition time in all cases. The CHF was enhanced up to 3 times compared to the plain surface by the uniform porous coating. As reported before [1], the linear relationship was confirmed between CHF and the wicked volume flux.



(a) $\tau = 60$ s (b) $\tau = 240$ s

Fig. 1 Typical SEM images of test surface

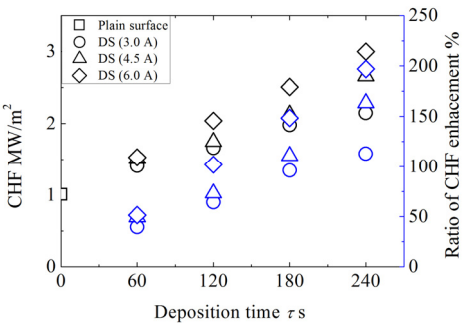


Fig. 2 CHF as a function of deposition time

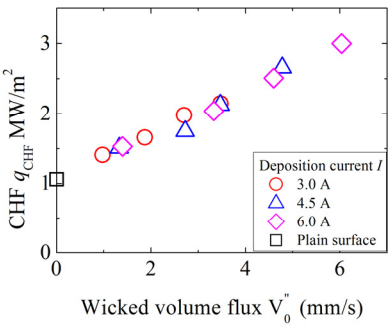


Fig. 3 CHF as a function of wicked volume flux

[1] M.M. Rahman, E. Olceroglu, M. McCarthy, Role of wickability on the critical heat flux of structured superhydrophilic surfaces, Langmuir : the ACS journal of surfaces and colloids, 30(37) (2014) 11225-11234.

ADS ビーム窓の熱流動構造連成解析システムの構築

Development of coupled analysis system of thermal hydraulics and structure for ADS beam window

*渡辺 奈央，菅原 隆徳，西原 健司
日本原子力研究開発機構

加速器駆動核変換システム(ADS)設計における重要な構造物の一つがビーム窓である。今回 JAEA では、ビーム窓と周囲の鉛ビスマス(LBE)熱流動場の 3 次元体系を作成し、その熱流動・構造連成解析システムを ANSYS Workbench 上に構築した。

キーワード：
加速器駆動核変換システム(ADS)，連成解析，熱流動，応力，座屈

1. 緒言

JAEA では MA の核変換処理の手段として ADS の研究開発を行っている。ADS は加速器と MA を装荷した未臨界炉心から構成されるが、これらの境界を成すビーム窓は ADS の成立性を決定する重要な構造物の一つである。過去の検討[1]では、ビーム窓 RZ 断面の 2 次元体系の熱流動・構造解析から座屈応力を評価したが、今回は非軸対称性を考慮できるよう 3 次元解析を行うための連成解析システムを構築した。

2. 解析体系・座屈解析条件

本解析システムでは、PHITS から得られた陽子ビームによる発熱分布を読み込み、LBE の定常熱流動計算を Fluent で行った後、得られた温度・圧力分布から Multiphysics でビーム窓（ダクト）の静的応力評価および固有値座屈評価を行う。各解析領域を Fig.1 に示す。流体解析領域外のビームダクト温度は等温とした。座屈解析では、LBE 水面下にあるビーム窓（ダクト）の外側表面に摂動荷重として 1MPa の節点圧力をかけた場合（Fig.1）の荷重係数及び座屈モード形状を評価した。座屈荷重 F_b は静的応力評価から得られた総荷重 F_r、摂動荷重 F_p、荷重係数 λ から次のように求められる。

$$F_b = F_r + \lambda F_p$$

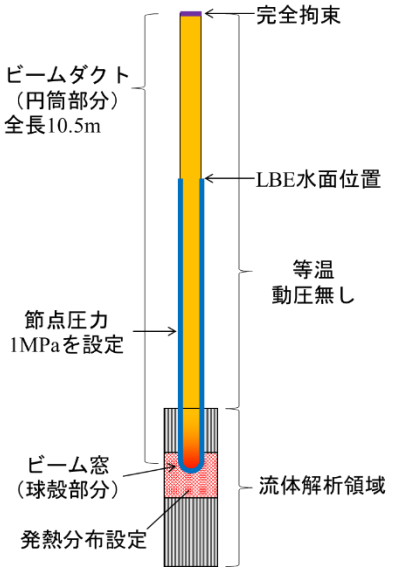


Fig.1 解析領域・座屈解析条件

3. 解析結果

座屈モード 1（荷重係数 3.78）では Fig.2 に示すとおり半径方向に大きくひずんだ形状を示した。本解析では初期状態を除き非線形性が考慮されていないため、実際の座屈荷重はこれよりさらに小さいものと考えられる。

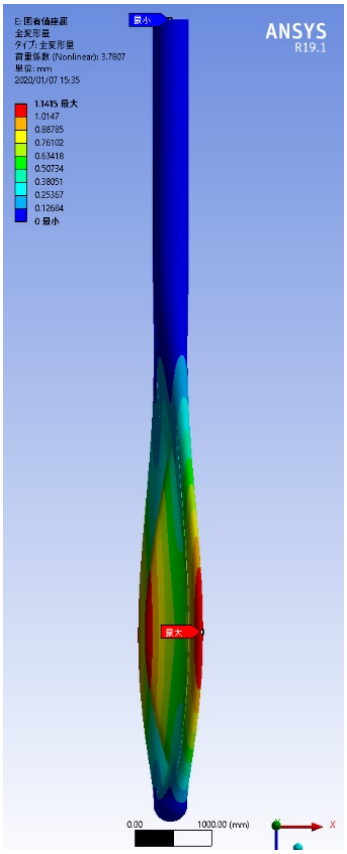


Fig.2 座屈モード形状

4. 結論

ビーム窓の構造成立性を検討するため、熱流動・構造連成 3 次元解析システムを構築した。非軸対称性を考慮することでより正確な評価が期待できる。

参考文献

[1] T. Sugawara, et al., Nucl. Eng. Des. 331, 11-23 (2018)

*Nao Watanabe, Takanori Sugawara and Kenji Nishihara
Japan Atomic energy Agency

基礎ボルトを必要としない耐震タンクの構造提案
接着型耐震タンク

Proposed structure of seismic tank that does not require foundation bolts

*森重茂美[1]，森重晴雄[1]，山敷庸亮[2]
[1]福島事故対策検討会，[2]京都大学

タンクは上部のタンク本体と下部のコンクリート基礎とからなる。現在、両者を繋ぐのはタンク淵円周に多数配置する基礎ボルトである。今、巨大地震に耐えられるタンクが求められている。その為、基礎ボルトにかかるせん断力、引き抜き力が増大し口径も長さ本数とも増え周囲の鉄筋も過密化している。施工も困難になりコストも大幅に増えている。本投稿ではこの問題を解決する為に基礎ボルトに代わりつなぎの役割を接着剤に変更するものである。

キーワード：樹脂，基礎ボルトなし，耐震タンク

1. 緒言

接着剤の接着力は昨今、飛躍的に向上している。特にエポキシ系樹脂材は破壊されたコンクリートをも繋ぎ合わせ、破壊前よりも強くなる。コンクリートは引張強度を期待できないが、エポキシ樹脂材は13　MPa と大きい。この樹脂材は地震で損傷したコンクリートのキレツを補強する材料としても多用されている。

2. 接着型タンクの施工法

工場にて上部のタンクを製作する。ここで基礎ボルトを貫通させる穴や補強リブが不要となる。

現場では基礎ボルトなしのコンクリート床版を製作する。従来、コンクリートを打設する前に鉄筋の間に基礎ボルトを設定する。その精度は 1mm である。コンクリート打設中であってもその精度は必要である。その為に頑丈な架台で基礎ボルトを支持している。接着型タンクはこの作業は不要となる。コンクリート床版にタンクを設置し、タンク底板とコンクリート床版の間に樹脂を注入する。

3. タンクの耐震評価

タンクの耐震評価は大まかに eq.(1)の転倒評価と eq.(2)の滑動評価からなる。両式とも鉛直加速度は水平加速度の 1/2 と想定している。

$mg(1-\alpha/2)L/2 > m\alpha gH/2$ ・・・・・・eq.（1）　　$\mu mg(1-\alpha/2) > m\alpha g$ ・・・・・・・eq.（2）

m タンク重量　α水平加速度　Hタンク高さ　L タンク幅　μ摩擦係数　g　重力加速度

4. 耐震評価試算

α が 1G の時、L＞2H・・・ eq(1')

$\mu > 2$ ・・・ eq(2')

eq(1')はタンク横幅がタンク高さの 2 倍以上あれば成立する。タンク全重が直径 20m高さ 10mで 4000t について eq(2')について試算してみる。摩擦係数 2 に相当する接着力は 8000 t となる。タンク底板の単位面積当たり必要な剪断力は 0.24Mpa となる。エポキシ引張接着力は 13Mpa である。十分な接着力である。

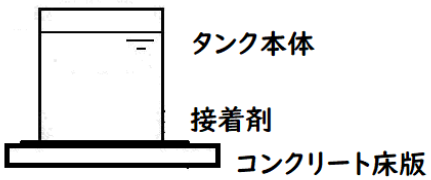


図 I 接着型タンク案

5. 結論

接着剤型タンクは基礎ボルトありのタンク以上に耐震性が優れている。今後、実験などを進め検証していきたい。

参考文献

[1] 「Earthquake resistance assessment of contaminated water storage tank at Fukushima and its reinforcement basic design」 Haruo Morishige*1 Haruki Morishige*1Katsuhisa Fujita*2 and Yousuke Yamashiki* ASME PVP2017 IN HAWAII July 017

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

沸騰水型原子力発電所に使用される主蒸気隔離弁の耐震試験結果

Seismic Test Result of the Main Steam Isolation Valve
for the Boiling Water Reactor Nuclear Power Plant

堤 喜隆[1]、西野 浩二[2]、*板橋 英亮[2]、熊谷 真[3]
[1]中部電力㈱、[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㈱

沸騰水型原子力発電所に設置される主蒸気隔離弁の地震時機能維持は、既往の耐震試験実績等により評価してきたが、昨今の基準地震動の見直しに伴い応答加速度が大きくなってきていることを受け、高加速度に対する機能維持評価が必要となっている。また、地震 PRA における機器フラジリティの観点でも、現実的な機能維持限界を求める必要がある。そこで、これまでにない加速度レベルでの耐震試験が可能な（一財）電力中央研究所の共振振動台（参考文献[1]参照）を使用して、主蒸気隔離弁の耐震試験を実施した結果、既往の試験実績加速度を大きく上回る 15×9.8m/s^2 においても機能維持を確認できる結果を得た。

キーワード：耐震性、隔離弁、主蒸気隔離弁、耐震試験、機能維持確認済加速度

1. 緒言

国内沸騰水型原子力発電プラントに設置される主蒸気隔離弁の実機大の試験体を製作し、共振振動台を用いて耐震試験を実施し、機能維持確認済加速度を同定した。

試験体構造図を図 1 に示す。

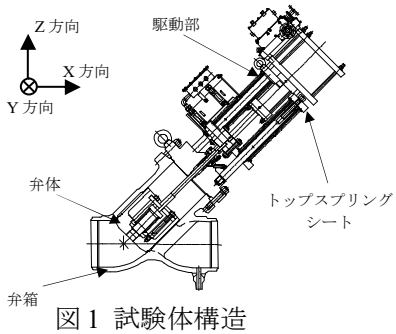


図 1 試験体構造

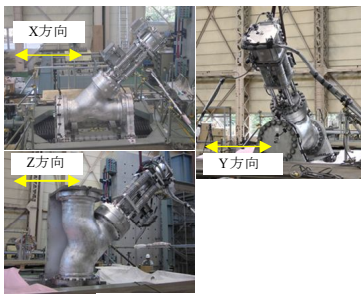


図 2 据付状況

2. 耐震試験

水平（X, Y）、鉛直（Z）各 3 方向それぞれで耐震試験を行った。据付状態を図 2 に示す。

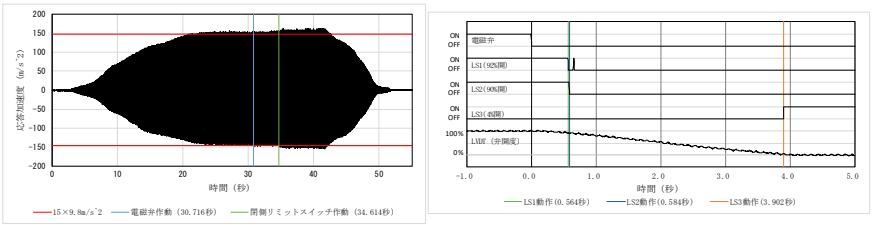


図 3 耐震試験結果

目標とした駆動部重心（トップスプリングシート）における応答加速度が 15×9.8m/s^2 となるまで試験を行い、閉動作機能に対する動作機能維持を確認した。図 3 に 15×9.8m/s^2 レベル水平 Y 方向における閉動作の耐震試験結果を示す。

3. 結論

主蒸気隔離弁の耐震性は、3 方向それぞれに対し応答加速度 15×9.8m/s^2 まで機能維持可能であることが確認できた。

参考文献

[1]DEVELOPMENT OF HIGH ACCELERATION SHAKING TABLE SYSTEM USING RESONANCE VIBRATION ASME PVP2016-63752, 2016.7

Yoshitaka Tsutsumi[1], Koji Nishino[2], *Hideaki Itabashi[2], Shin Kumagai[3]
[1]CHUBU Electric Power Co. [2]Toshiba Energy Systems & Solutions Co. [3]Hitachi-GE Nuclear Energy Ltd.

適応制御を用いた共振振動台の振動制御方法の改良

Improvement of vibration control method for resonant shaking table using adaptive control

*酒井 理哉[1]，大野 陽平[1]，嶋津 龍弥[1]，堤 喜隆[2]，西山 禎昌[3]，山野 彰太[3]
[1]電中研，[2]中部電力，[3]ヤクモ株式会社

最大加速度 20G の共振振動台は環境振動対策のためセミアクティブマスダンパー（SAMD）を併用して運用している。SAMD の制御方法を開ループ制御から適応制御に改良を図り振動制御性能を向上させた。

キーワード：振動実験，耐震性，適応制御，振動制御

1. 緒言

最大加速度 20G で振動実験を実現する共振振動台は、運転時の環境振動影響のためセミアクティブマスダンパー（SAMD）による振動対策が必要となっている。振動対策性能を向上させるため、SAMD の制御に適応制御による制御手法を導入し、10t 負荷条件で実証試験を行い性能確認した。

2. 振動対策の制御高度化と確認運転

SAMD 制御高度化のために、適応制御による制御則[1]を導入し、制御器（DSP）上に実装した（図 1）。共振振動台に重錘 10 ton を取り付けた状態で確認運転を行い、敷地境界で振動レベル計を用いて環境振動影響について確認した。SAMD 制御に適応制御を導入することにより、環境基準の振動レベル範囲で 15G 以上での加振が 15 秒間保持できることを確認した（図 2）。環境基準の振動レベル以下での運転は、振動対策無しでは 5G 程度、従来使用してきた開ループ制御では 13G が上限であったが、制御系改良により最大加速度 15G まで振動対策装置を高性能化することができた（図 3）。

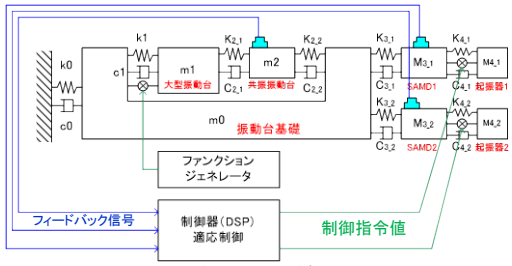


図 1 ブロック線図

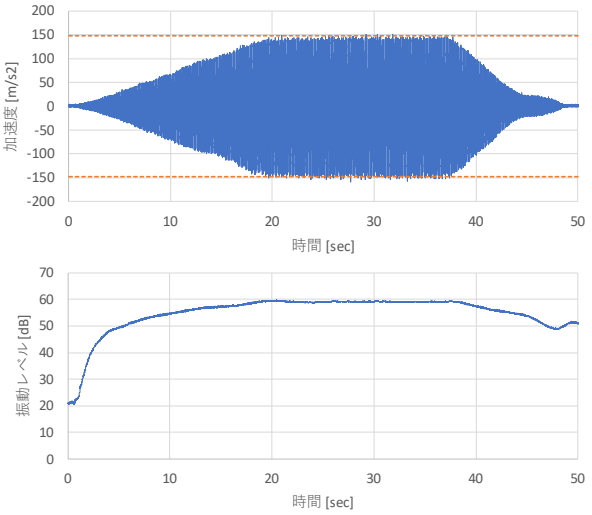


図 2 加速度時刻歴と振動レベル

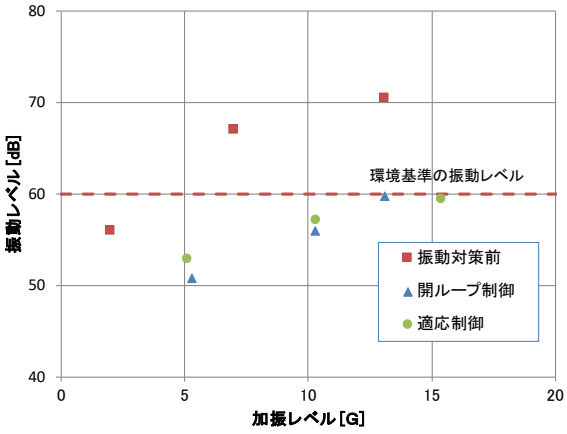


図 3 10ton 負荷条件での振動レベル

3. 結論

当面の目標加速度である 15G までは達成できたものの、今後も性能向上のための検討を続ける。

参考文献

[1] 西山禎昌，酒井理哉，山野彰太，田川泰敬，「適応デジタルフィルタを用いた SAMD による共振振動台の振動対策」，日本機械学会[No.16-15] Dynamics and Design Conference 2016 USB 論文集，pp.227-1-11，2016-08-23

*Michiya Sakai[1], Yohei Ono[1], Ryuya Shimazu[1], Yoshitaka Tsutsumi[2], Yoshimasa Nishiyama[3], Shota Yamano[3]
[1]CRIEPI, [2]Chubu Electric Power, [3]Yacmo

Oral presentation | IV. Nuclear Plant Technologies | 402-1 Nuclear Safety Engineering (Safety Design, Safety Assessment/Analysis, Management)

[2K01-05] Fire-Hazards/PRA/FP Aerosol Behavior

Chair:Hitoshi Muta(Tokyo City Univ.)

Tue. Mar 17, 2020 10:00 AM - 11:20 AM Room K (Lecture Bildg. S 2F S-21)

[2K01] Study on safety assessment of cable fire accidents in nuclear power plants using FDS

*Shintaro Tanaka[1], Akihiro Matsuda[2] (1. Graduate School of Systems and Information Engineering, University of Tsukuba, 2. Faculty of Engineering, Information and Systems, University of Tsukuba)

10:00 AM - 10:15 AM

[2K02] Numerical modeling of pressure drop of HEPA filter in nuclear power plants

*Kohei Yasui[1], Akihiro Matsuda[2] (1. Graduate School of Systems and Information Engineering, University of Tsukuba, 2. Faculty of Engineering, Information and Systems, University of Tsukuba)

10:15 AM - 10:30 AM

[2K03] Treatment of software common cause failure issue in digital reactor protection system

*Masafumi Utsumi[1] (1. MHI)

10:30 AM - 10:45 AM

[2K04] Examination of human reliability analysis for internal event PRA at Rokkasho Reprocessing Plant

*Masahiro Yamamoto[1], Kazumi Takebe[1], Hiroki Haga[1], Kazuya kishimoto[2], yoshinobu mizuno[3], takashi kodama[1], Satoru Hayami[1] (1. JNFL, 2. MHI, 3. MHI NSE)

10:45 AM - 11:00 AM

[2K05] Experiment study on Cs containing aerosol behavior under severe accidents in sodium cooled fast reactors

*Daisuke Hoshino[1], Isamu Sato[1], Shogo Uchida[1] (1. Tokyo City University)

11:00 AM - 11:15 AM

©Atomic Energy Society of Japan

FDS を用いた原子力発電所のケーブル火災の安全評価に関する研究

Study on Safety Assessment of Cable Fire Accidents in Nuclear Power Plants Using FDS

*田中 慎太郎[1]，松田 昭博[2]

[1]筑波大学大学院システム情報工学研究科，[2]筑波大学システム情報系

本研究では，原子力発電所の電気ケーブル火災に関する安全性を評価することを目的として，火災解析コードである Fire Dynamics Simulator (FDS) において電気ケーブル火災をシミュレーションするための燃焼モデルを構築し，電気ケーブルの燃焼に酸素濃度が与える影響を解析的に評価した．

キーワード：原子力発電所，火災力学シミュレータ，ケーブル火災，示差熱・熱重量測定

1. 緒 言

発電所の電気ケーブルは安全設備への電力供給や機器の制御を担っているため，重要な設備の 1 つである．そのため，火災時の安全性を評価するにあたり，電気ケーブルの燃焼に関する知見の拡充が求められている[1]．ケーブル火災により室内の酸素濃度が低下すると，電気ケーブルの燃焼に影響すると考えられるが，酸素濃度の影響を評価した数値解析例は少ない．そこでまず，初期の酸素濃度を変化させることが可能な燃焼チャンバー内で電気ケーブルの試験片を燃焼し，電気ケーブルの燃焼に対して酸素濃度が与える影響について実験的に調査した．次に，2 種類の電気ケーブルの素材に対して示差熱・熱重量測定を行い，取得した熱分解特性を FDS の電気ケーブルの燃焼モデルへ適用した．

2. ケーブルの燃焼試験と数値解析の結果

燃焼試験に用いた燃焼チャンバーの容積は 250L（W500mm×D500mm×H1000mm）であり，チャンバー内の初期酸素濃度は，20.6%，15.0%，10.0%とした．実験に用いた電気ケーブルは，高難燃ノンハロゲンケーブルの電力用ケーブルである NH-CE/F 2sq-2C，同じく制御用ケーブルの NH-CEE/F 2sq-2C であり，カートリッジヒーターを用いてケーブル試験片を 850℃まで昇温させた．酸素濃度 20.6%で実施した燃焼試験ではヒーターの温度が 850℃に達するとケーブル試験片は白煙を上げて燃焼した．また，酸素濃度は 20.6%から 19.5%まで減少した．

次に，燃焼試験と同様の 2 種類の電気ケーブルの素材を用いて示差熱・熱重量測定（TG-DTA）を実施した．それぞれの電気ケーブルを構成するシース，介在物，黒色絶縁体，白色絶縁体に対して試験を行った．試料は各 1mg とし，試料を常温から 500℃まで昇温させ，発熱と重量変化を計測した．取得した熱分解特性を用いて，電気ケーブルの燃焼モデルを構築し，チャンバーを用いた電気ケーブルの燃焼試験を FDS でモデル化した．FDS で計算した NH-CE/F の酸素濃度 20%における温度分布の結果を図 1 に示す．図 1 より電気ケーブル付近の温度は 160 秒で 93℃となった．発熱速度（HRR）の時間変化は，酸素濃度が 20%と 15%のときは 150 秒から 200 秒の間で上昇しているのに対し，10%ではほぼ変化はなく，チャンバー内での電気ケーブルの燃焼試験と同様の結果が得られた．

3. 結 論

原子力発電所のケーブル火災に関する安全評価を目的として，FDS を用いた電気ケーブルの燃焼モデルの高度化を行った．作成した燃焼モデルは，電気ケーブルの燃焼に対する酸素濃度の影響を良く再現した．

本研究は原子力規制庁の平成 30 年度原子力施設等防災対策等委託費（コンポーネント火災時熱劣化評価試験）事業として行われたものである．

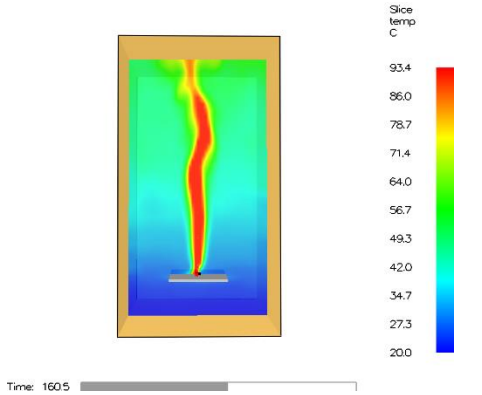


図 1 FDS による解析結果（温度分布）

参考文献

［1］一般社団法人原子力安全推進協会，原子力発電所のケーブル・電気盤火災実証試験に関する評価報告書，JANSI-SEP-02, 2013

*Shintaro Tanaka[1], Akihiro Matsuda[2]

[1]Graduate School of Systems and Information Engineering, University of Tsukuba, [2]Faculty of Engineering, Information and Systems, University of Tsukuba

原子力発電プラントで用いる HEPA フィルターの圧力損失の数値モデリング

Numerical modeling of pressure drop of HEPA filter in nuclear power plants

*安井 康平[1]，松田 昭博[2]

[1]筑波大学大学院システム情報工学研究科，[2]筑波大学システム情報系

原子力発電プラントにおける高性能エア（HEPA）フィルターの性能を評価するには，数値解析が効率的である．本報は，HEPA フィルターの圧力損失モデルを作成し，実際に使用されるフィルターの解析結果を示す．

キーワード：HEPA フィルター，圧力損失，数値モデリング，目詰まり，エアロゾル濾過

1. 緒言

原子力発電プラントの火災発生時には，大量の煤煙が発生するため HEPA フィルターが目詰まりを起こし，破損する可能性がある．そのため，HEPA フィルターの圧力損失を予測することが求められる．本研究では HEPA フィルターの圧力損失を 2 つの濾過形態に分けたモデルを作成した．

2. 目詰まりを考慮した HEPA フィルターの圧力損失モデル

HEPA フィルターを厚さ方向に分割し，その各層ならびにステップにおける圧力損失を計算した[1]．目詰まり前後で濾過形態が異なるため，目詰まり前を深層濾過，後を表面濾過とした．深層濾過は，内部に堆積した粒子をフィルターの繊維として取り扱った．目詰まり点は深層濾過中における 1 層目に堆積した粒子の体積占有率を各ステップで計算し，ある基準値を超えた時に目詰まりしたと判断して表面濾過の計算へ移行することとした．表面濾過は，フィルター上へ堆積した粒子をフィルター繊維として取り扱った．

3. 原子力発電プラントで用いられる HEPA フィルターの解析結果および結論

解析に用いたフィルターのパラメータは厚さが 361μm, 繊維の体積占有率は 10.9%, 繊維の平均径は 0.68μm であった．厚さと繊維の体積占有率は，マイクロメータ，電子天秤で測定した結果から算出した．繊維の平均径は，SEM（TM4000Plus）で観察した画像から取得した．解析条件は濾過速度を 0.028m/s と設定した．これは，実際の定格流量から算出した条件である．流入する粒子はグローブボックスのパネル材であるアクリル（PMMA）または，ポリカーボネート（PC）が燃焼した時の粒度分布を想定した．分布は対数正規分布に従うと仮定し，幾何平均径 d_p，幾何標準偏差 σ_g を PMMA は d_p=0.071μm, σ_g=5.8, PC は d_p=0.33μm, σ_g=5.2 として計算した[2]．図 1 はこれらの条件下における単位面積あたりの捕集質量に対する圧力損失を示す．図より PMMA の圧力損失は PC より高い傾向を示した．粒子の捕集質量で表した目詰まり点は，PMMA が 0.30kg/m^2，PC が 1.02kg/m^2 となった．これらの結果は，粒子径が多くの要因を占めていると考えられ，粒子径が小さいほど圧力損失が高く，目詰まり点が早くなる傾向にあることが分かった．

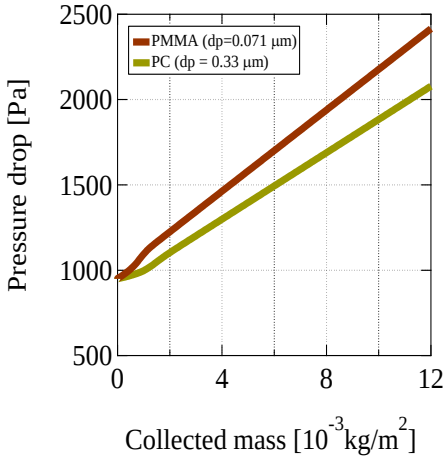


図 1　捕集質量に対する圧力損失

参考文献

[1] D. Thomas, P. Penicot, P. Contal, D. Leclerc, J. Vendel, Chemical Engineering Science 56 (2001) 3349-3561

[2] 阿部仁，鹿島陽夫，内山軍蔵，JAEA-Research (2001) 15

*Kohei Yasui[1], Akihiro Matsuda[2]

[1]Graduate School of Systems and Information Engineering, University of Tsukuba [2]Faculty of Engineering, Information and Systems, University of Tsukuba.

ディジタル安全保護系のソフトウエア共通要因故障問題の動向

Treatment of software common cause failure issue in digital reactor protection system

*内海 正文[1]
[1]三菱重工

原子力発電所の安全保護系へのディジタル制御装置の適用が進むなかで、制御ソフトウエアに起因する共通要因故障の取扱いが検討されており、発生防止、影響評価、対策検討を総合的に進める必要がある。

キーワード：安全保護系，ディジタル制御装置，ソフトウエア，共通要因故障

1. 緒言

原子力発電所の安全保護系にはディジタル制御装置の適用が進んでいるが、制御ソフトウエアに起因する共通要因故障（以下ソフトウエア共通要因故障）の影響評価と対策検討が求められている。

2. 共通要因故障対策の考え方

2-1. 国際的な検討動向

欧米を中心にソフトウエア共通要因故障の影響評価と対策に関する要求事項が検討されており、特に米国においては 1990 年代から規制化を始め、現在も規制内容の見直しや体系化を進めている。

2-2. 発生防止

ソフトウエア共通要因故障によって安全保護系が作動不能となるためには、ソフトウエア設計時に欠陥が作りこまれるとともに、何らかの要因でこの欠陥が実行されて故障状態として顕在化し、かつこのことが外部からは発見できないことが必要である。従来から設計時の欠陥排除のためのソフトウエア設計のシンプル化・可視化・検証の徹底や、ソフトウエア実行環境のシンプル化・堅牢化、自己診断機能の充実などが図られてきた。

2-3. 影響評価

ソフトウエア共通要因故障によって安全保護系がどのような範囲でどのような故障モードとなるのかを分析したうえで、この状態で過渡・事故事象が生じた場合のプラント安全性への影響を評価し、対策の要否を検討する必要がある。ソフトウエアの信頼性や共通要因故障の程度を定量的に評価することは困難ではあるが、決定論的な安全評価やＰＳＡなどを組み合わせて影響の範囲や程度を分析し、対策の要否を検討する必要がある。

2-4. 対策検討

ソフトウエア共通要因故障が生じたときの対策として、過渡・事故事象に対応する機能をバックアップする設備であって、安全保護系のソフトウエア共通要因故障の影響を受けないものを追加設置することが考えられるが、安全保護系本来の機能を阻害しないこと、運転操作に混乱を招かないことが必要である。

3. 結論

安全保護系へのディジタル制御装置の適用に際しては、国際的な検討動向との協調を図りながら、発生防止・影響評価・対策検討の総合的な対応が必要である。

---

*Masafumi Utsumi[1]
[1]SMitsubishi Heavy Industries, Ltd

六ヶ所再処理施設を対象とした内的事象 PRA に係る人間信頼性解析の検討

Examination of human reliability analysis for internal event PRA at Rokkasho Reprocessing Plant

*山本 将寛[1]，武部 和巳[1]，芳賀 弘樹[1]，岸本 和也[2]，水野 義信[3]，小玉 貴司[1]，早海 賢[1]
[1]日本原燃株式会社，[2]三菱重工業株式会社，[3]MHI NS エンジニアリング株式会社

再処理施設における事故の特徴として、起因事象発生後に事象が顕在化するまでの進展は緩慢である。本稿では、このような特徴を踏まえた人的過誤確率への影響について検討した。

キーワード：確率論的リスク評価（PRA）、人間信頼性解析（HRA）、再処理施設

1. 緒言

安全性の向上に資することを目的として、六ヶ所再処理施設の重大事故を対象に内的事象の確率論的リスク評価（PRA）のモデル整備を進めている。人間信頼性解析については、これまで日本原子力学会標準で推奨されている THERP 手法を使用してきたが、今回、人間信頼性解析手法の高度化の一環として、米国電力中央研究所が開発したソフトウエア「HRA Calculator」を適用し、人的過誤確率（HEP）の試評価を実施した。

2. 人間信頼性解析の評価対象ケース

評価対象ケースとして、高レベル濃縮廃液貯槽の冷却停止に伴う沸騰事象に係るシナリオを対象とした。高レベル濃縮廃液貯槽の冷却系は、独立 2 系統（内部ループ A,B）が設置されており、通常時には、内部ループ A,B それぞれに設置している 2 台の高レベル濃縮廃液貯槽冷却水ポンプのうち 1 台が運転しており、もう 1 台が予備機として待機状態にある。内部ループ A,B それぞれの運転中の冷却水ポンプが故障により運転できなくなった場合には、運転員が手動で予備機を起動する。本シナリオでは、イベントツリーの起因事象として内部ループ A の機能喪失、緩和系として内部ループ B の機能喪失をモデル化する。具体的には、内部ループ A のポンプ A（運転中）の機能喪失後にポンプ B（待機中）の手動起動に失敗することにより起因事象が発生した後に、内部ループ B のポンプ A（運転中）の機能喪失後にポンプ B（待機中）の手動起動に失敗することで緩和系が機能喪失となる。

3. 評価結果

今回の評価対象ケースに HRA Calculator の適用した結果を表 1 に示す。なお、内部ループ A のポンプ B 手動起動の HEP と比較して、内部ループ B のポンプ B 手動起動の HEP が高い理由は、当該操作に失敗した場合にはポンプが全て停止になることを考慮して内部ループ A のポンプ B 手動起動操作よりストレスレベルを高く設定したためである（操作 HEP は THERP 手法により評価）。

診断 HEP および操作 HEP については、高レベル濃縮廃液の沸騰に至るまでの余裕時間が長いため、Total HEP（Total HEP=診断 HEP＋操作 HEP）のうち操作 HEP が支配的である。ここで、診断 HEP（CBDTM）については、余裕時間が長いことで多数の要員によるリカバリーに期待できることや手順書等の整備状況を反映したことで数値が小さくなった。一方で、診断 HEP（HCR/ORE）については、余裕時間の長さが直接評価に反映されて数値が小さくなった。

今回の評価対象ケースでは、再処理施設は原子力発電所と比較して事象進展が比較的緩慢であるという特徴が表れた。しかし、重大事故対応等において短い余裕時間での対応が求められる場合もあることから、再処理施設を対象とする PRA においても人間信頼性解析の重要性は高いと考えられ、引き続き最新知見の適用を検討する。

表 1　HRA Calculator の適用結果

運転員操作	Total HEP	内訳		
		診断 HEP（CBDTM）	診断 HEP（HCR/ORE）	操作 HEP
内部ループ A ポンプ B 手動起動	9.2E-06	9.7E-10	5.6E-16	9.2E-06
内部ループ B ポンプ B 手動起動	2.3E-04	9.7E-10	5.6E-16	2.3E-04

*Masahiro Yamamoto[1], Kazumi Takebe[1], Hiroki Haga[1], Kazuya Kishimoto[2], Yoshinobu Mizuno[3], Takashi Kodama[1] and Satoru Hayami[1]
[1]JNFL, [2]MHI, 3MHI NS ENG

Na 冷却高速炉のシビアアクシデント時における Cs エアロゾル挙動に関する研究 (3) 水蒸気雰囲気下における Cs エアロゾル及び Na エアロゾルの凝集試験

Experimental study on Cs containing aerosol behavior
under the severe accident in sodium cooled fast reactors
(3) Coagulation test of cesium aerosol and sodium aerosol under vapor containing atmosphere

*星野　太輔[1]　佐藤　勇[1]　内田　昇吾[1]

[1]東京都市大学

ナトリウム冷却高速炉におけるシビアアクシデト時のソースタームとなるセシウム化合物エアロゾルの移行挙動について、水蒸気共存下におけるナトリウム化合物エアロゾルとの相互作用に注目した実験研究を進めている。ここではこの研究の計画及び進捗状況について報告するとともに課題点を検討する。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉、シビアアクシデント、セシウム、ナトリウム、エアロゾル

1. 緒言

Na 冷却高速炉の炉心溶融時、燃料から放出された蒸気状の核分裂生成物が凝縮してエアロゾルを形成し、原子炉格納容器内に移行する。また、ナトリウム・コンクリート反応が生じる可能性も考えられ、ナトリウム化合物エアロゾルの発生($4Na+3SiO_2 \rightarrow 2Na_2SiO_3$)や大量の湿分の放出($NaOH+H_2O \rightarrow Na_2SiO_3+H_2O$)を考慮する必要がある。格納容器内は両エアロゾルで充満することが予想され、この状態でこれらのエアロゾルは、凝集、重力沈降、拡散など様々な現象を経て移行すると考えられる。そこで、湿分やナトリウムエアロゾルの影響を考慮した CsI エアロゾル挙動をモデル化しシビアアクシデント(SA)解析挙動コードに組み込む必要があるが、これを可能とするに十分な実験的研究がなされていない。本研究では、高速炉格納施設応答解析コード AZORES[1]におけるエアロゾル挙動モデルの高度化に反映できる基礎データを得るため、湿分の影響を考慮した、限定された空間内での CsI エアロゾルの挙動を評価することを目的としている。

2. これまでの実験で得られた知見の整理[2]

セシウム化合物エアロゾルとナトリウム化合物エアロゾルの密度差による終末沈降速度への影響を定量的に評価した。チャンバの入口から出口に移動する粒子の重力沈降状況の把握には、沈降がチャンバ内で生じるか否かは実施条件の正確さ(流量の設定、系の気密性等)に依存すると考えた。凝集挙動が①ブラウン運動によるもの、②重力沈降によるもの及び③乱流速度場によるものがある点を考慮すると、①と②に絞って評価することが試験としての再現性向上の観点からも重要であることが確認された。

3.本発表内容

今回の実験では、水蒸気が存在する雰囲気下でのセシウム化合物エアロゾルとナトリウム化合物エアロゾルの相互作用を高速炉でのシビアアクシデント時のソースターム評価時に必要な情報として取得する。すなわち、温度及び湿度をパラメータとして、粒径分布及びエアロゾルのマスバランスを計測することで、凝集衝突による粒径分布の変化効果についての情報を得ることが課題となる。湿分の影響を考慮した、限定された空間内での CsI エアロゾルの挙動を評価することを目的とした実験体系を作製した。電気炉(最高温度 1400℃)により CsI 試料を溶融させることにより、発生するヒューム(1～5μm)を湿分発生装置(Ar ガス：流量 1.0L/min, 湿度 10%rh ～ 80%rh)によりアクリルチャンバー(60cm×60cm×100cm)内に 1 分間流入させ重力沈降により落下したエアロゾルの粒径をスペクトロメータ、定量評価を原子吸光光度計により測定した。

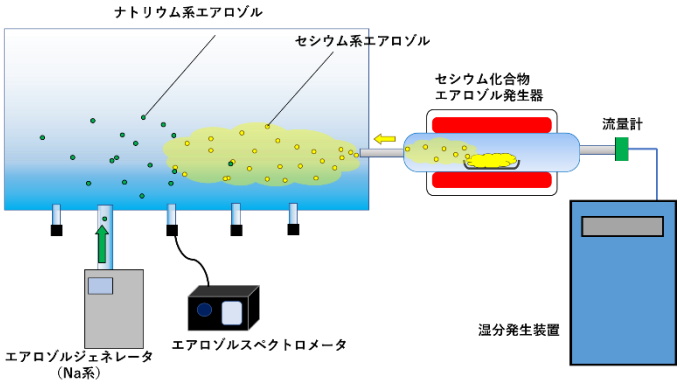


図 1 試験装置の概略図

4.参考文献

[1] JNES/SAE08-041, 高速炉格納施設応答解析コード AZORES の整備、平成 21 年 4 月
[2] 松井　将都ら、ナトリウム冷却高速炉におけるシビアアクシデント時のセシウムエアロゾル挙動に関する実験研究　(2) セシウム及びナトリウムエアロゾルの凝集試験、日本原子力学会　2019 春の年会、平成 31 年 3 月 22 日　茨大

謝辞　本研究は原子力規制庁から東京都市大学への委託研究「高速炉シビアアクシデント時のセシウムエアロゾル挙動に関する試験」として実施した。

*Daisuke Hoshino[1], Isamu Sato[1] ,Shogo Uchida[1]

[1]Tokyo City Univ.

Oral presentation | IV. Nuclear Plant Technologies | 402-1 Nuclear Safety Engineering (Safety Design, Safety Assessment/Analysis, Management)

[2K06-07] Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Accident

Chair:Kenta Murakami(Nagaoka Univ. of Tech.)

Tue. Mar 17, 2020 11:20 AM - 11:55 AM Room K (Lecture Bildg. S 2F S-21)

[2K06] About the cause of the reactor building explosion caused by the Fukushima Daiichi power plant accident and the countermeasures

*Haruo Morishige[1], Yosuke Yamashiki[1] (1. Fukushima Nuclear Accident Countermeasures Review Group)

11:20 AM - 11:35 AM

[2K07] Temperature change due to radiative cooling under the fuel rod exposure in Fuku-Ichi No.1 Reactor

*Kiyoshi Yoneyama[1], Yuji Horie, Kazuo Watanabe[2] (1. H.O.Yoneyama, 2. WNR-Cx Watanabe Lab)

11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

福島第一発電所事故の原子炉建屋爆発原因考察とその対策
排気塔閉塞が主因と特定（その 3）

About the cause of the reactor building explosion caused
by the Fukushima Daiichi power plant accident and the countermeasures

*森重晴雄[1],北村康文[1],山敷庸亮[2],
[1]福島事故対策検討会,[2]京都大学

本題について 2018 年春の大会から今までに 2 回投稿している。1 回目の投稿では排気塔閉塞要因はサイレンサー閉塞かベントガスの水蒸気結氷が原因と発表した。しかし、東電から排気塔にはサイレンサーを設置していないと連絡があった。2 回目の投稿では高圧になったベントガスが排気塔内で大気開放されて断熱膨張の現象が発生しベントガスが急冷し、ベント中の水蒸気が結露し、その後雪となり、その雪が排気塔内で閉塞したと発表した。しかし放出前の SC 室内の温度が 1 号機 90℃3 号機 170℃と報告されている。雪となるに SC 室内は 70℃以下になる必要があった。

キーワード：建屋爆発,水素,排気塔,閉塞,福島第一

1. 緒言

1 号機も 3 号機のベントガスはいずれも SC 室を通過し、排気塔から放出される。放出前の SC 室の状況を再度調査した。　SC 室内の水温に着目した。東電事故報告書によると 1 号機について電源喪失まで 17℃であった。1 号機の電源喪失後炉心は IC で冷却され、ベントまで SC 室内の水 1750 t は加温されていない。ベント後、SC 室内でベントガスと水が激しく混相流となり、ベントガスと水が同温となる。SC 室内冷却されたされたベントガスが 7.5Mpa で排気塔に放出される。排気塔内で断熱膨張の現象を起こし、理論上-163℃となり、ベントガスの水蒸気が雪となり、その雪が排気塔内を舞い、ダストとともに地上 50m付近を閉塞したと推定される

2.排気塔内面の線量について

東電が実施した 1 ・ 2 号機共有排気塔の線量計測結果から eq(1) を用いて高さ Z における内面の単位長さあたりの線量 q を求めた。

$$I=\frac{2\pi qr}{R+r}\left(F\left(tan^{-1}\left(\frac{Z_1}{R-r}\right),k\right)+F\left(tan^{-1}\left(\frac{Z_2}{R-r}\right),k\right)\right)\cdots eq(1)$$

F:第 1 種楕円積分 q:周方向の単位長さあたりの線量
I:円筒中心から R 離れた線量 r:円筒線源の半径
Z_1:円筒上端までの鉛直距離　Z_2:円筒下端までの鉛直距離

図-1 に排気塔の高さに対する排気塔内面の 1mあたり線量分布を示す。排気塔の下部位置ほど線量が高い、50m付近から頂部に向けて線量が急減している。50m付近に蓋を設置したような状態である。事故時のビデオによると水素爆発直前の排気塔から何も排出されていない。水素爆発前には排気塔は閉塞されていたと判断される。

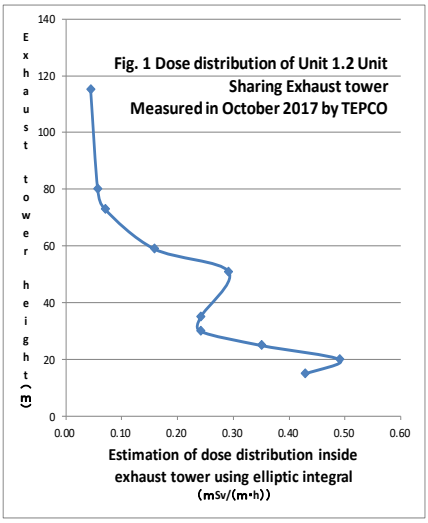


図 1　排気塔内線量分布図

3.原子炉建屋が爆発したメカニズム

SC 室を通過したベントしたガスとダストは SC 室内の 1750 ㎥の水と混相流となる。1 号機についてベント直後、170℃のベントガスが 17℃の水と同温になったと推定される。その 17℃のガスが排気塔で大気開放された。約 7 倍に断熱膨張し急速に温度降下し理論上-163℃となると計算される。3 号機においては-142℃と計算された。その結果、排気塔内でベントガス中の水蒸気が氷結、雪となる。排気塔内で雪が舞っている中、ダストと固まり、高さ 50m付近で雪のドームが生成されたと推定される。実際は外気と混流するのでそこまで低下しない。しかし放出されたベントガスは接する外気も急冷させ、その気中の水蒸気も結氷させるのでベント直後、急速に閉塞したと推定される。

その後、行き場を失ったベントガスは排気塔に接続されている建屋の排気ラインに逆流し、逆流防止のダンパーも破壊し、原子炉建屋内に侵入したと思慮される。この時、膨大なベントガスは配管圧損上 1 号機だけで充足できず、排気塔を共有している 2 号機にも逆流したと判断される。3 号機も同様に排気塔を介して 3.4 号機原子炉建屋にも逆流したと想定される。1 号機は逆流した水素が最上階天井付近にたまり、通電確認していた電気がスパークし、発火、爆発したと判断される。

4. 結論と対策案

排気塔閉塞は SC 室の水温が決定的要因であった。報告書では 3 号機については RCIC、HPCI などが SC 水を加温し水温は 100℃近く上昇したと報告されている。しかし局部的であり平均水温では最大でも数℃しか上昇していない。ベント時にこの原理を利用して零度以下に冷却されたガスを格納容器に戻すことができれば、環境にベントガスを放出せず格納容器の破裂を防ぐことができる。弁を持つ蒸気エンジンは高温高圧になったベントガスを利用して無動力で格納容器に押し戻すことが可能である。次回この対策案を発表していきたい。、

参考文献

[1] 「福島第一原子力発電所 1～3 号機の炉心状態について」2011 年 11 月 30 日　東京電力㈱
[2] 「福島第一原子力発電所 1/2 号機排気筒周辺における線量調査結果について」2016 年 10 月 27 日　東京電力㈱

---

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

福一１号機の燃料露出時における輻射伝熱による温度変化
３次元簡易モデルによる繰返し PC 計算（１）

Temperature Change due to Radiative Cooling under the Fuel Rod Exposure in Fuku-Ichi No.1 Reactor
Recursive Calculation of Temperature using a simplified 3-D Model (1)

*米山　潔[1]（[1]H.O.米山），堀江宥治[2]，渡邊一男[3]（[3]WNR-Cx 渡邊研究処）

The No.1 reactor of Fuku-Ichi experienced a hydrogen gas explosion on 3/12/2011, resulting in a severe nuclear catastrophe. Hydrogen gas was produced from zirconium cover of the fuel rod by the reaction with water vapor. However, the time of gas production remains uncertain because of the absence of the progress of temperature on the reactor core. Authors set up a simple model approximating the fuel core by 10 consecutive spherical shells. A numerical analysis of radiative heat transfer under the condition of decay heat 1% indicated that the core temperature reached in 35 minutes 1500℃, which is high enough to trigger the reaction of zirconium and water vapor.

キーワード: 輻射伝熱、福一原発 1 号炉、PC 計算、ジルコニウム・水蒸気反応

１，緒言

福一事故時の 1 号機での水素発生時期の推定に 11 日 21 時頃[1)]が多いが、異なる有力な説[2)]があり、少なからぬ原子力関係者 OB の支持を受けている。同書には燃料露出後は輻射熱による影響が大きく燃料露出後にも温度は 1,000℃には至らないとの主張である。そのために、ジルコニウム・水蒸気反応による水素発生が 12 日 4 時頃の消防注水まで遅延するとしている。ところが、裏付けとなる崩壊熱と輻射伝熱による温度推移の計算がないので簡易計算により状況解明を試みた。

２．条件設定と計算結果

2-1. 条件設定：

簡易モデルを設定し PC により炉心部よりの崩壊熱と輻射伝熱による温度推移計算を実施した。モデルは炉心を球形に近似して 10 分割の球殻とし、これにより三次元問題を一次元問題と簡易化することができた。

2-2. 計算方法と結果：

反応炉の燃料を半径 2 m の球体に近似し、半径方向に 10 分割の球殻を要素とした。燃料の熱容量は酸化ウランの比熱に重量を乗じたものである。輻射熱は次式で表せる。

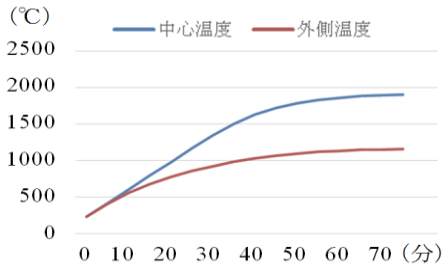


図 1. 中心部と外側温度の推移

$$q = \varepsilon\, Eq\, \sigma\, A\, (T_1^4 - T_2^4) \qquad (1)$$

ただし、q：輻射熱、ε：輻射率、Eq：形状係数、T：温度、σ：ボルツマン常数

要素 i の時間 j と j＋1 の間の温度変化と熱移動 q は次式となる。

$$c\,(T_{i,j+1} - T_{i,j}) = q_0 + q_{i-1} - q_{i+1} \qquad (2)$$

ただし、c は要素 i の熱容量。

崩壊熱を 1%とした場合の中心部と外側の温度変化を**図 1** に示す。中心部温度は 35 分後に 1,500℃、1 時間後に 1,863℃となって 1,928℃に収斂する。最も外側では 1 時間後に 1,134℃になり 1,168℃に収斂する。

３．考察

簡易モデルによる PC 繰返し計算の結果、崩壊熱 1 %で 35 分後に 1,500℃に至り、ジルコニウム・水蒸気反応による水素発生が始まる。簡易計算の精度は当然に低い。的確な炉心状況モデルによるシミュレーション計算が必要と考える。本研究がより厳密な水素爆発問題の検討を促進するために役立つことを願っている。

参考文献

[1] 福島第一原子力発電事故・その全貌と明日に向けた提言，日本原子力学会，丸善出版（2014）
[2] 増補改訂版　炉心溶融・水素爆発はどう起こったか，石川迪夫，日本電気協会新聞部（2018）

*Kiyoshi Yoneyama[1] ([1]H.O.Yoneyama),　Yuji Horie[2],　Kazuo Watanabe[3] ([3] WNR-Cx Watanabe Lab.)

Oral presentation | IV. Nuclear Plant Technologies | 403-1 Risk Assessment Technology, Application of Risk Information

[2K08-10] PRA Method

Chair:Yoshihiro Ide(AdVanceSoft)

Tue. Mar 17, 2020 2:45 PM - 3:35 PM Room K (Lecture Bildg. S 2F S-21)

[2K08] Evaluation of importance for correlation of events based on sensitivity factor

*Satoshi Takeda[1], Takanori Kitada[1] （1. Osaka University）

2:45 PM - 3:00 PM

[2K09] Development of the risk assessment technique for EAL

Mika Tahara[2], *Takanori Aoki[1], Nobuhisa Takezawa[2], Takahiro Nakagawa[1] （1. Toshiba Plant Systems &Services Corporation, 2. Toshiba Energy Systems &Solutions Corporation ）

3:00 PM - 3:15 PM

[2K10] Study of Sampling Techniques for Dynamic PRA

*Kotaro Kubo[1], Xiaoyu Zheng[1], Yoichi Tanaka[1], Hitoshi Tamaki[1], Tomoyuki Sugiyama[1] （1. JAEA）

3:15 PM - 3:30 PM

©Atomic Energy Society of Japan

感度係数に基づく事象間の相関に対する重要度評価

Evaluation of importance for correlation of events based on sensitivity factor

*竹田　敏[1]，北田　孝典[1]
[1]大阪大学

リスク評価に用いる重要度の指標としてはBirnbaum Importance Measure、Fussell-Vesely、Criticality Importance Factor、Differential Importance Measure等が挙げられる。これらは事象ごとに指標が与えられるが、事象間に相関がある可能性がある場合には、事象間の相関について重要度を求めることが有効となると考えられる。そこで、本検討では事象間の相関に対する重要度の評価手法および評価例を示す。

キーワード：PRA，重要度

1. 事象間の相関に対する重要度の評価手法

本検討では、事象間の相関が想定される場合に、この相関がトップイベントの中央値や95パーセンタイル等に与える影響を重要度とする。相関を考慮したモンテカルロ計算を実施することで相関の重要度を評価することが可能であるが、この場合は結果に統計誤差が含まれ、事象の数が多い場合は評価する相関の数も多くなる。そこで、本検討では決定論的に相関を考慮する方法を示す。

各事象の確率がトップイベントの確率に与える影響を定量的に示す指標として、感度係数Sを定める。トップイベントの確率P_Tの、i番目の事象P_iに対する感度係数$S_{T,i}$は式(1)のように定義でき、各事象が独立かつ$\partial^2 P_T/\partial {P_i}^2 = 0$の場合はFV重要度と等しくなる。また、各事象の分散をσ_i、共分散を$\sigma_{i,j}$とすると、トップイベントの分散は式(2)より求められる。

$$S_{T,i} = \frac{\partial P_T}{\partial P_i}\frac{P_i}{P_T} \approx FV \quad (1)$$

$$\left(\frac{\sigma_T}{P_T}\right)^2 = \sum_i \left(S_{T,i}\frac{\sigma_i}{P_i}\right)^2 + 2\sum_{i,i\neq j} S_{T,i}S_{T,j}\frac{\sigma_{i,j}}{P_iP_i} \quad (2)$$

式(2)で求めた分散からトップイベントの中央値や95パーセンタイル等を求めると、事象間の相関に対する重要度$(P_T(\sigma_{i,j,base+correlation}) - P_T(\sigma_{i,j,base}))$を求めることができる。

2. 重要度の評価例

文献[1]で示される図1のフォルトツリーについてトップイベントの確率を評価した。トップイベントの分散と中央値および95パーセンタイルの関係は文献[1]に基づいて求めた。文献[1]では各事象は独立していると仮定しているが、X2とX6に相関がある可能性がある状態を想定し、この相関係数を0.2とした場合の評価も行った。得られた確率密度関数を図2に示す。相関を考慮した場合は図2に示されるように確率密度関数の広がりが大きくなり、95パーセンタイルについての重要度は0.0004(=(相関あり) - (相関なし)=0.0160-0.0156)となった。

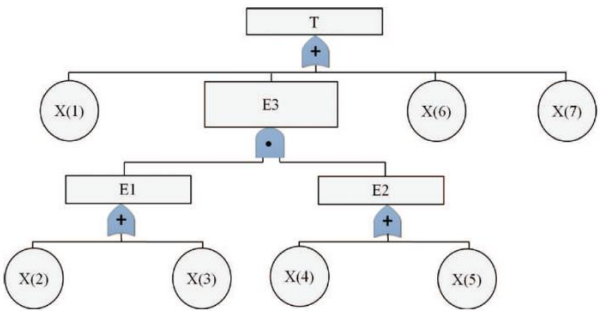


図1 評価に用いるフォルトツリー[1]

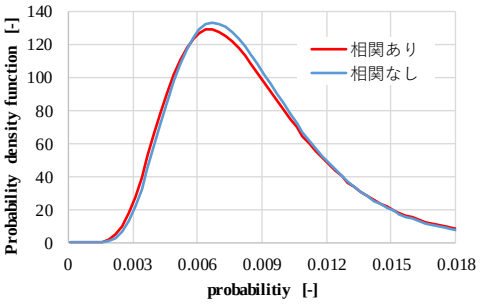


図2 評価で得られた確率密度関数

3. 結言

事象間の相関に対する重要度評価の手法と評価例を示した。

参考文献

[1] Vanderley de Vasconcelos, Wellington Antonio Soares, “chapter of Treatment of Uncertainties in Probabilistic Risk Assessment, Reliability and Maintenance - an Overview of Cases,” Published: January 16th 2019, DOI; 10.5772/intechopen.83541.

*Satoshi Takeda[1], Takanori Kitada[1], [1]Osaka Univ.

EAL を対象としたリスク評価手法の開発

Development of the risk assessment technique for EAL

田原 美香[1]，*青木 貴則[2]，竹澤伸久[1]，中川 孝博[2]
[1]東芝エネルギーシステムズ（株），[2]東芝プラントシステム（株）

原子炉事故による公衆のリスクとして、避難実施による身体的・精神的ストレスによる健康障害がある。本研究では、公衆の避難が実施される可能性がある EAL（Emergency Action Level）の発生頻度を評価するための手法開発を行った。

キーワード：EAL，SE，GE，フォールトツリー解析（FTA），イベントツリー解析（ETA）

1. 緒言

原子炉事故のリスク分析においてはこれまで炉心損傷頻度が指標として用いられてきたが、長年に亘る安全対策の結果、この頻度は十分に低減されてきた。一方で、福島事故以降、原子力防災においては、炉心損傷以前のプラント状態による即時避難等が実施されることから、身体的・精神的ストレスといった新たな社会的リスクが顕在化した。今後は、このような社会的リスクの低減が原子力設備の安全性として求められることから、これを分析するための新たな指標が必要となる。このような背景から、防護対策が発動される緊急時活動レベル（EAL）の発生頻度を定量化する手法を新たに開発した。

2. EAL 発生頻度評価手法

2-1. EAL 到達条件の分析

各 EAL には事象基準や徴候基準があり、EAL 到達条件として重複する項目が存在するため、本研究ではこれらを論理学的に分類･整理する手法を開発した。これを用いて EAL における緊急事態（ここでは SE,GE）の到達に必要な最小限の条件組合せを抽出する。

2-2. EAL 評価用モデルの作成

レベル 1PRA モデルを参考に、事故進展を示すイベントツリーを作成し、2-1.で整理した各条件を緩和策の失敗などのイベントに割付け、イベントツリー上の終状態に条件組合せに対応する EAL を割り当てる。このようにして EAL 評価用イベントツリーを作成するとともに、各分岐確率を与えるフォールトツリーを作成する。

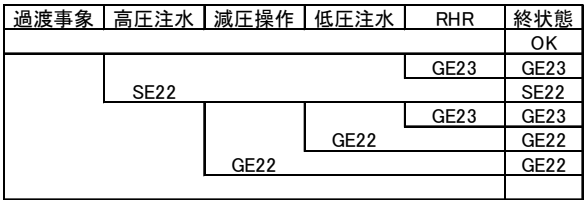


図 1　EAL 評価用モデル例

2-3. EAL 到達頻度の定量化

2-2.で作成したモデルを用いて、EAL 到達頻度を定量化する。定量化結果として、SE 及び GE 全体の到達頻度の他、事象分類（止める・冷やす・閉じ込める）ごとの到達頻度などを求めることができる。

3. 結論

本研究では社会的リスクの発生につながる緊急時活動レベルの発生頻度を定量化する手法を開発した。本手法を活用することで、原子力施設のもつ、社会的リスクを明らかにし、リスクを最小化するための有効な対策を検討することが可能となる。これにより原子力施設の更なる安全性向上に資することができる。

参考文献

[1] 「原子力災害対策指針の緊急事態区分を判断する基準等の解説」原子力規制庁　平成 29 年 7 月 5 日

Mika Tahara[1], *Takanori Aoki[2], Nobuhisa Takezawa[1] and Takahiro Nakagawa[2]
[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, [2]Toshiba Plant Systems & Services Corporation

ダイナミック PRA のためのサンプリング手法の検討

Study of Sampling Techniques for Dynamic PRA

*久保 光太郎[1]，鄭 嘯宇[1]，田中 洋一[1]，玉置 等史[1]， 杉山 智之[1]

[1]国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 (JAEA)

モンテカルロ法によるダイナミック PRA に複数のサンプリング手法を適用した試解析を実施し、各手法の収束性の検討を行った。その結果、本検討の条件では、準モンテカルロ法がモンテカルロ法よりも 10 分の 1 程度少ない試行回数で収束することがわかった。

キーワード：ダイナミック PRA，モンテカルロ法，確率論的リスク評価

1. 緒言

従来の PRA の網羅性、現実性を向上させる手法としてダイナミック PRA の開発が様々な研究機関で行われている。モンテカルロ法を用いたダイナミック PRA において高精度の結果を取得するためには、多数の熱水力解析を実施する必要があり、計算コストが増大する。その際、適切なサンプリング手法を適用すれば、少ない試行回数で効率的に結果を取得することが可能になると考えられる。そこで、モンテカルロ法に加えて、ラテン超方格法、格子点サンプリング法及び準モンテカルロ法の 4 つの手法を用いて試解析を行い、それぞれの結果の収束性を確認した。なお、準モンテカルロ法では、Sobol'列と Halton 列の 2 種類の準乱数列を使用した。

2. 評価例

2-1. 解析条件

本検討では、熱水力解析コードに THALES2(Thermal-Hydraulic Analysis of Loss of Coolant, Emergency Core Cooling and Severe Core Damage, version 2) [1]を、ダイナミック PRA 用のツールに RAPID(Risk Assessment with Plant Interactive Dynamics) [2]を使用し、BWR-4 における全交流電源喪失について評価した。評価する事故シーケンスは、原子炉隔離時冷却系（RCIC）及び高圧炉心注水系（HPCI）が停止するシーケンスとし、それらは直流電源の枯渇により平均値 8 時間、標準偏差 1 時間の正規分布に従い停止すると仮定した。イベントツリーを図 1 に示す。評価する値は炉心損傷の発生時刻とし、それぞれのサンプリング手法で 10,000 ケースの試行を行った。また、モンテカルロ法以外のサンプリングにおける一様分布から正規分布への変換には Box-Muller 法を使用した。

2-2. 解析結果

各サンプリング手法での試行回数と炉心損傷発生時刻の平均値の関係を図 2 に示す。今回検討した条件では、ラテン超方格法及び格子点サンプリング法は、モンテカルロ法と比較して収束性が大幅に向上することはなかった。一方、順序も考慮した上で高い一様性を持つ準乱数列を用いるとモンテカルロ法と比較して 1 桁程度早く収束することが示された。

3. 結論

本検討では、ダイナミック PRA に複数のサンプリング手法を適用し、炉心損傷時刻の収束性を試解析により確認した。その結果、今回の条件では準モンテカルロ法を用いると、最も少ない試行回数で結果が収束することが確認された。しかし、詳細なダイナミック PRA の実施に当たっては、より高次元での評価を行うことが考えられる。今後は、準モンテカルロ法の高次元への適応性の検討に加え、アダプティブサンプリング等の他のサンプリング手法についても調査・検討を行う。

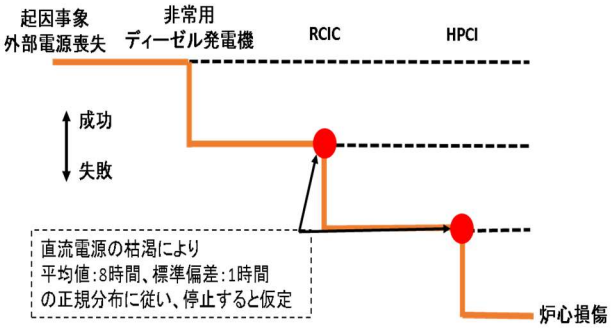


図 1. イベントツリー

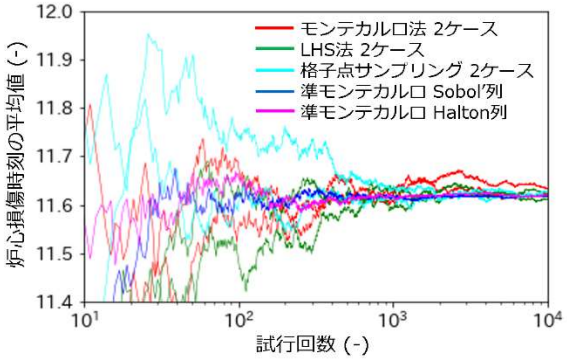


図 2. 試行回数と炉心損傷時刻の平均値の関係

参考文献

[1] J. Ishikawa, et al., "Analysis for iodine release from unit 3 of Fukushima Dai-ichi nuclear power plant with consideration of water phase iodine chemistry", Journal of Nuclear Science and Technology, vol. 52, pp. 308-314 (2015).
[2] X. Zheng, et al., "Severe Accident Scenario Uncertainty Analysis using the Dynamic Event Tree Method", in proceedings of 14th International Conference on Probabilistic Safety Assessment and Management (PSAM14) (2018).

*Kotaro Kubo[1], Xiaoyu Zheng[1], Yoichi Tanaka[1], Hitoshi Tamaki[1] and Tomoyuki Sugiyama[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

Oral presentation | IV. Nuclear Plant Technologies | 403-1 Risk Assessment Technology, Application of Risk Information

[2K11-15] Scismic PRA

Chair:Takahiro Kuramoto(NEL)

Tue. Mar 17, 2020 3:35 PM - 5:00 PM Room K (Lecture Bildg. S 2F S-21)

[2K11] A Framework of RI-PB Design Application for Seismic Events

*Toshiaki Sakai[1], Yoshifumi Katayama[1], Yasuki Ohtori[2], Hitoshi Muta[2] (1. CRIEPI, 2. Tokyo City Univ.)

3:35 PM - 3:50 PM

[2K12] A Framework of RI-PB Design Application for Seismic Events

*Yoshifumi Katayama[1], Yasuki Ohtori[2], Toshiaki Sakai[1], Hitoshi Muta[2] (1. CRIEPI, 2. Tokyo City Univ.)

3:50 PM - 4:05 PM

[2K13] A Framework of RI-PB Design Application for Seismic Events

*Hitoshi Muta[1], Yasuki Ohtori[1], Toshiaki Sakai[2], Yoshifumi Katayama[2] (1. Tokyo City Univ., 2. CRIEPI)

4:05 PM - 4:20 PM

[2K14] Evaluation of seismically-induced loss of offsite power scenario based on experience data

*Ayumi Yuyama[1], Kiyoshi Saito[1], Ryo Morita[1], Michiya Sakai[1], Ichiro Tamura[2] (1. CRIEPI, 2. The Chugoku Electric Power Co.,)

4:20 PM - 4:35 PM

[2K15] Development of Random number generation for Seismic risk assessment

*Shota Terayama[1], Yasuki Ohtori[1], Hitoshi Muta[1] (1. Tokyo City University)

4:35 PM - 4:50 PM

©Atomic Energy Society of Japan

RI-PB に基づく新しい耐震設計体系のフレームワーク
その２：提案するフレームワークの特徴と地震に対するロバストネスの評価

A Framework of RI-PB Design Application for Seismic Events

Part2: Characteristics of the Proposed Framework and Evaluation on Robustness against Seismic Events

*酒井俊朗[1]，片山吉史[1]，大鳥靖樹[2]，牟田仁[2]

[1]電力中央研究所　原子力リスク研究センター，[2]東京都市大学

システムの多様性、多重性を設計段階で考慮する RI-PB に基づく新しい設計体系のフレームワークについて概説するとともに、地震に対する多様性（耐震/免震）を有するシステムの損傷確率の試評価結果に基づくロバストネスの評価について示す。

Keywords：Risk-Informed, Performance-Based, Seismic Design, System Redundancy, Diversity, Robustness

1. RI-PB に基づく新しい耐震設計体系の目的と概要

RI-PB に基づく新しい耐震設計体系は、設計段階からシステムの多様性や多重性等を考慮し、リスクプロファイルのバランス化も含めたロバストネスの確保を目的としている。特に我が国の自然環境を考慮すると、様々なタイプの地震動に対して偏りのないロバストネスを確保することが深層防護の観点から重要である。

2. 地震に対するロバストネスの試評価

ロバストネスは『様々なシナリオに対する構造物やシステムの鈍感性』と定義することができる。ここでは、様々な地震動に対する耐震 2 台，免震 2 台及び耐震/免震各 1 台からなる並列システムの損傷確率を算定し、ロバストネスの試評価を行った。機器の耐力は USNRC 及び BCJ が規定している耐震設計用応答スペクトルから定めそのバラツキは対数標準偏差 0.3 とし、応答は安中・他(1997)の距離減衰式に周期間相関を考慮し、100 万回のシミュレーションを実施した。システムの損傷確率は表-1 に示す通りであり、耐震・免震の並列システムの場合、各地震動条件に対して総合的にみて損傷確率が低い結果となっておりロバストネスが高いことがわかる（背景がグレー部：各条件で損傷確率最小，太字：各条件で損傷確率最大）。

表-１　システムの損傷確率評価結果

地震の規模 (M)	距離 (km)	耐震/耐震	免震/免震	耐震/免震
8.5	50	2.61E-01	**5.28E-01**	2.66E-01
	100	6.03E-02	**2.19E-01**	5.44E-02
	150	1.21E-02	**7.68E-02**	9.10E-03
	200	2.40E-03	**2.54E-02**	1.30E-03
8.0	25	**3.04E-01**	2.65E-01	1.95E-01
	50	**1.11E-01**	9.87E-02	9.87E-02
	100	**1.07E-02**	**1.07E-02**	2.50E-03
	200	1.02E-04	**1.53E-04**	8.00E-06
7.0	10	**1.88E-01**	4.50E-03	7.50E-03
	25	**5.45E-02**	4.91E-04	7.37E-04
	50	**4.60E-03**	1.00E-05	5.00E-06
	100	**3.00E-05**	0.00E+00	0.00E+00

参考文献

[1] Annaka, T., F. Yamazaki and F. Katahira, A proposal of estimation equations for peak ground motion and response spectral using the data recorded by JMA87 seismograph, Proceedings of the 24th JSCE Earthquake Engineering Symposium, Vol. 24 (1997)

[2] Sakai, T., Y. Katayama, Y. Ohtori, H. Muta and M. Nakajima, A Framework of RI-PB Design Application for Seismic Events, ASRAM 2019 (2019)

*Toshiaki Sakai[1], Yoshifumi Katayama[1], Yasuki Ohtori[2] and Hitoshi Muta[2]

[1]Nuclear Risk Research Center, CRIEPI, [2]Tokyo City University

RI-PB に基づく新しい耐震設計体系のフレームワーク
その３：地震動の応答スペクトル特性に着目した耐震多様性の評価

A Framework of RI-PB Design Application for Seismic Events

Part 3: Evaluation of seismic diversity of SSCs focusing on response spectrum characteristics of ground motion

*片山吉史[1]，大鳥靖樹[2]，酒井俊朗[1]，牟田仁[2]

[1]電力中央研究所　原子力リスク研究センター，[2]東京都市大学

地震に対する機器・設備の耐震多様の効果を定量的に評価するために，地震動の応答スペクトルの周期特性と周期間相関に着目して検討を行ったので，その効果について報告する。

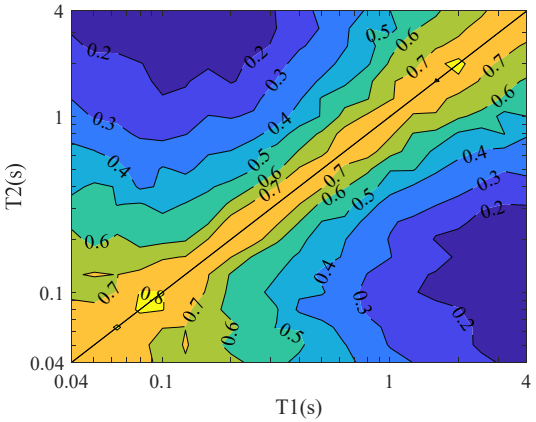
キーワード：耐震多様性，地震 PRA，周期間相関，地震ハザード解析，応答スペクトル，免震

1. はじめに

原子力発電所の重大事故等の対処設備は，設置の方向や免震などを含めた耐震多様性を図ることで共通の機能喪失のリスクを低減させることが重要であることが指摘されている[1)]。既往研究では耐震多様性の効果を定量的に評価する手法が提案され，耐震機器と免震機器から成る並列システムではリスクが低減し，直列システムでは増加する結果が報告されている[2)]。本検討では同手法を用いて，機器の耐力のばらつき，機器の固有周期の組み合わせ，周期間相関に関する感度解析を実施したので，その結果について報告する。

2. 耐震多様性の評価手法

本検討では，固有周期が異なる 2 つの機器から構成されるシステムが，一様ランダムな地震環境(上下限マグニチュードが 7.5 と 5.0，震源深さが 10km，GR 式の b 値が 1.0)にあると仮定する。また，各機器は年超過確率 10^{-5} の一様ハザードスペクトル(UHS)に対して設計されていると仮定する。機器に作用する地震動は，MCS を用いてマグニチュードと震央距離を発生確率に応じて様々に仮定して距離減衰式[3)]により応答スペクトルを発生させて評価を行うが，その際に距離減衰式のばらつきおよび周期間相関[4)]を考慮した。また，対数標準偏差 β によって各機器の耐力のばらつきを考慮した。



図−1 損傷確率コンター図(単位：$\times 10^{-5}$)
(並列システム，β=0.3)

3. 検討結果

本検討によって耐震多様性によるリスク低減効果が定量的に評価され，以下の知見を得た。①並列システムの損傷確率は周期間相関と正の相関を有し，直列システムでは負の相関を有する。②機器およびシステムの損傷確率と耐力のばらつき β は正の相関を有する。③固有周期の組み合わせを変化させて作成した損傷確率のコンター図(**図−1** 参照)は，Baker 他の周期間相関のコンター図[4)]と類似する分布となり，システムの損傷確率を評価するうえで，周期間相関の設定が重要である。

参考文献

[1] 原子力学会：原子力安全の基本的考え方について 第 I 編別冊 2 深層防護の実装の考え方，技術レポート, 2015

[2] 大鳥･他：地震 PRA における耐震多様性の評価, 2019 年春の年会

[3] 安中･他：気象庁 87 型強震計記録を用いた最大地震動及び応答スペクトル推定式の提案,地震工学研究発表会論文集,第 24 巻(1997)

[4] Baker et al.：Correlation of Spectral Acceleration Values form NGA Ground Motion Models, Earthquake Spectra, Vol. 24(2008)

*Yoshifumi Katayama[1], Yasuki Ohtori[2] Toshiaki Sakai[1] and Hitoshi Muta[2]

[1]Nuclear Risk Research Center, CRIEPI, [2]Tokyo City University

RI-PB に基づく新しい耐震設計体系のフレームワーク
その４：地震に対するシステムの多様性、多重性の有効性評価手法

A Framework of RI-PB Design Application for Seismic Events

Part 4: Analysis methodology for the effectiveness of system diversity and redundancy against earthquakes

*牟田仁[1]，大鳥靖樹[1]，酒井俊朗[2]，片山吉史[2]

[1]東京都市大学，[2]電力中央研究所　原子力リスク研究センター

地震に対する原子力発電所の安全性向上のためには，安全機能の構成要素である構築物，系統および機器(SSC)に対する地震波の影響，特に相関性について厳密に評価できる事故シーケンス評価手法が必要である．本研究は RI-PB に基づく耐震設計法のフレームワーク構築の一環として，地震に対する相関性を適切に評価する手法を提案し，システムの多様性，あるいは多重性によるリスク低減への有効性を示すことを目的とする．

キーワード：事故シーケンス解析，地震相関性，部分相関，周期間相関

1. はじめに

原子力発電所の重大事故等の対処設備は，耐震多様性を図ることで共通の原因による安全機能の喪失を回避し，リスクを低減させることが重要である[1)]。既往研究では耐震多様性の効果を定量的に評価する手法が提案されている[2)]。本研究では，原子力プラントの安全設備の機器間の周期間相関を考慮した事故シーケンス評価手法により地震に対する安全設備の多様性，多重性の有効性を評価する手法について報告する。

2. 周期間相関を考慮した事故シーケンス評価手法

本研究では，先行研究で考案された DQFM 法を用いた事故シーケンス評価手法に基づき[3)]，相関係数の設定において周期間相関を考慮することで上記の目的を達する．地震による原子炉建屋等の床応答において周期間相関を考慮し，耐力の相関についてはここでは考慮しない．機器の応答は，床応答スペクトルにおいて当該機器の固有振動数にあたる地震加速度を中央値とし，ばらつきを想定し，サンプリングする．この値と耐力のサンプリング値を比較し，応答が耐力を上回った場合に機器損傷と判定する．

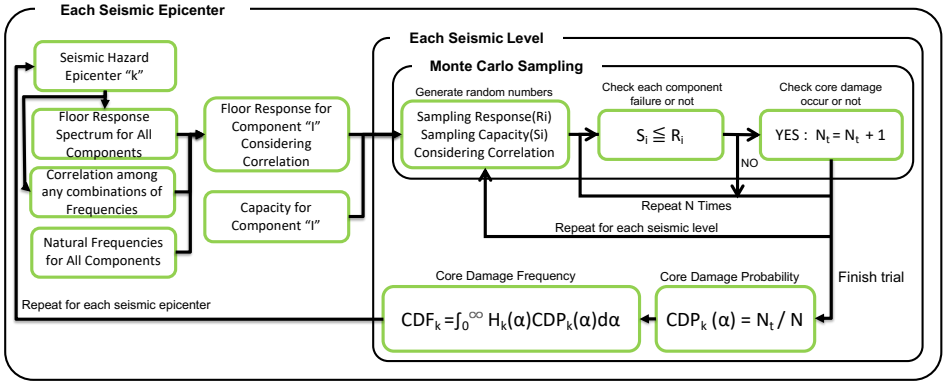


Fig.1 Quantification Process Considering Inter-Period Correlation

3. 今後の展開

本研究で考案した評価手法を実現する解析コードを試作，周期間相関を考慮した事故シーケンス評価へのフィージビリティを確認し，システムの多様性，あるいは多重性によるリスク低減への有効性を示すことを目標とする．

参考文献

[1] 原子力学会：原子力安全の基本的考え方について 第 I 編別冊 2 深層防護の実装の考え方，技術レポート, 2015

[2] 大鳥･他：地震 PRA における耐震多様性の評価, 2019 年春の年会

[3] JAEA：軽水炉モデルプラント地震 PSA 報告書，JAERI-Research 99-035

* Hitoshi Muta [1], Yasuki Ohtori[1] Toshiaki Sakai[2] and Yoshifumi Katayama [2]

[1] Tokyo City University[1], Nuclear Risk Research Center, CRIEPI[2]

地震経験に基づく原子力発電所における地震時外部電源喪失シナリオの評価

Evaluation of seismically –induced loss of offsite power scenario based on experience data

*湯山 安由美[1]，齋藤 潔[1]，森田 良[1]，酒井 理哉[1]，田村 伊知郎[2]

[1]電中研，[2]中国電力

地震 PRA 上、影響度の高い事象の 1 つである外部電源喪失に関して、これまでに収集した近年の主要な地震に対する国内原子力発電所の機器被害データ等を基に、外部電源喪失事象発生時の主要な損傷部位を調査し、実現象に基づく外部電源喪失のシナリオを分析した。

キーワード：外部電源喪失，地震，PRA，地震経験

1. 緒言

地震 PRA において、外部電源喪失は炉心損傷頻度に与える影響の大きい事象の 1 つであり、事業者による PRA においては主にサイト内の開閉所設備（碍子部）が最弱部位としてフラジリティの評価対象となっている。本報告では、2003 年以降のスクラム停止加速度以上を記録した 6 地震延べ 9 発電所の機器被害データ[1]及び電力系統の被害情報等を整理し、外部電源喪失の発生状況や損傷設備を主に定性的な観点から分析した。

2. 外部電源喪失の発生状況分析

2-1. 調査対象

調査対象を表-1 に示す。それぞれについて発電所で観測された地震加速度（R/B ベースマット）と外部電源喪失の有無を整理した結果、2 地震 3 発電所において外部電源喪失の事例が確認できた。

2-2. 設備被害の発生状況

設備被害の発生状況を、サイト内設備の損傷、サイト外設備の損傷（変電所～サイト開閉所）、上位系統の被害（変電所以降）で分類し、分析を行った。損傷が発生した設備を分析した結果、避雷器、遮断器、断路器、送電鉄塔の碍子等が代表的な損傷部位であることが確認でき、これらの脆弱性を考慮した外部電源喪失のシナリオを検討する必要がある。

表-1　調査対象と外部電源喪失の発生状況

No.	地震	発電所	号機	R/B PGA [gal]※1	外部電源（停止回線数/全回線数）	設備被害 ※2		
						上位系統	サイト外	サイト内
1	2003年宮城県沖	女川	1～3	168～218	供給継続			
2	2005年宮城県沖	女川	1～3	230～263	供給継続			
3	2007年能登半島	志賀	1～2	246～264	喪失（3/3回線）※3		×	
4	2007年中越沖	柏崎刈羽	1～7	356～680	供給継続（2/4回線）		×	×
5	2009年駿河湾	浜岡	3～5	153～439	供給継続			
6	2011年東北太平洋沖	女川	1～3	573～607	供給継続（4/5回線）	×	×	×
		東海第二	—	225	喪失（3/3回線）	×	×	
		福島第一	1～6	319～550	喪失（5/6回線 ※4）		×	×
		福島第二	1～4	243～305	供給継続（1/4回線 ※4）		×	

※1 3方向最大　※2 被害が確認されたものに"×"を表記　※3 6分間停止　※4 1回線は停止中

参考文献

[1] R. Morita et al., “STATISTICAL ANALYSIS OF SEISMIC EFFECTS OF LOW SEISMIC CLASS EQUIPMENT BASED ON DAMAGE DATA OF NUCLEAR POWER PLANTS”, Proc. of ASME 2014 PVP, PVP2014-24644 (2014)

*Ayumi Yuyama[1], Kiyoshi Saito[1], Ryo Morita[1], Michiya Sakai[1] and Ichiro Tamura[2]

[1]CRIEPI, [2]The Chugoku Electric Power Co., Inc.

地震リスク評価のための乱数生成法の開発
(2) 地震ハザード評価への適用

Development of Random number generation for Seismic risk assessment
(2) Application to Seismic hazard analysis

*寺山 翔大[1]，大鳥 靖樹[1]，牟田 仁[1]
[1]東京都市大学

極低頻度事象のリスクを評価するために著者・他が開発した乱数生成法を用いて、地震ハザード評価を例に解析を行い、実務への適用性・有効性を確認した結果について述べている。

キーワード：地震リスク評価、地震ハザード評価、乱数

1. 緒言

モンテカルロシミュレーション(MCS)によって極低頻度事象のリスクを評価する場合、乱数の質が結果に大きく影響することが課題となっている。前報[1]では、極低頻度の確率分布が重要となる事象の評価に適した乱数生成法を提案し、その妥当性を確認した。本稿では、提案した乱数生成法の実務への適用性と有効性を検討するために、一様ランダム震源に対する地震ハザード評価を行ったのでその結果について報告する。

2. 地震ハザード評価への適用

MCS で地震ハザード評価を行うにあたって、Gutenberg-Richter（G-R）式に基づき地震の規模マグニチュード(Mi)および、対象領域の震源とサイトの震源距離(Rij)をサンプリングし、距離減衰式（安中・他、1997）により揺れの大きさの中央値を算出した。次に、各 Mi, Rij の組み合わせに対して距離減衰式のばらつきをサンプリングし、それらの結果を基にハザード曲線を作成した。

一様ランダム震源の上・下限マグニチュードを Mu=7.5,Ml=5.0、震源深さ Hi=10[km]、G-R 式の b 値は 1.0、地震の発生頻度を 1/50[1/y]と仮定し、Mi と Rij を 1000 組サンプリングした。各組に対して距離減衰式のばらつきのサンプリングを 20 回実施して、一本のハザード曲線を作成した。乱数の質の評価のために乱数シードを変更し、20 本のハザード曲線を作成して各年超過確率での変動係数を求めた（図）。比較の結果、年超過確率が 10^{-2}~10^{-4}のとき変動係数が 1/5~1/2 に低減され、提案した乱数生成法[1]の有効性が確認できた。

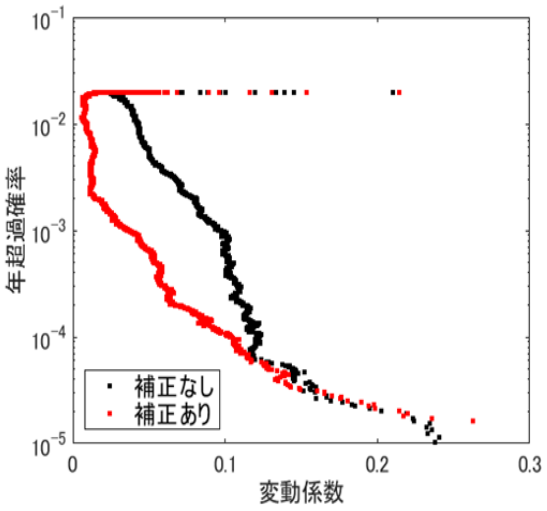


図　年超過確率と変動係数の関係

3. 結論

本稿では、提案した乱数生成法を一様ランダム震源に対する地震ハザード評価へ適用し、その有効性を確認した。今後は、システム解析などの他の問題への適用性・有効性を確認していく予定である。

参考文献

[1] 寺山翔大,大鳥靖樹,牟田仁: 地震リスク評価のための乱数生成法の開発, 2019 年原子力学会秋の年会,2019

[2] 安中正, 山崎文雄, 片平冬樹: 気象庁 87 型強震記録を用いた最大地動及び応答スペクトル推定式の提案, 第 24 回地震工学研究発表会講演論文集, PP. 161-164, 1997

*Shota Terayama[1], Yasuki Ohtori[1] and Hitoshi Muta[1]
[1]Tokyo City Univ.

Oral presentation | VI. Fusion Energy Engineering | 601-3 Tritium Science and Technology (Fuel Recovery and Refining, Measurement, Iisotope Effect, Safe Handling)

[2L01-08] Tritium Release Behaviors, Production, Measurement

Chair:Teppei Otsuka(Kindai Univ.)

Tue. Mar 17, 2020 10:00 AM - 12:10 PM Room L (Lecture Bildg. S 2F S-22)

[2L01] Prediction of tritium release rate from fusion reactor materials.

*Genta Kikuchi[1], Yuji Torikai[1] (1. Ibaraki university)

10:00 AM - 10:15 AM

[2L02] Tritium release from tungsten with radiation-induced defects

*Hikaru Hirose[1], Yuji Hatano[1], Akira Taguchi[1], Tatsuya Hinoki[2] (1. Univ. of Toyama, 2. Kyoto Univ.)

10:15 AM - 10:30 AM

[2L03] Comprehensive Stability Improvement of Core-shell Structured Li_4TiO_4-Li_2TiO_3 Tritium Breeding Ceramic Pebbles by Pvp-Assisted Granulation

*Ruichong Chen[1], Kazunari Katayama[2] (1. Sichuan Univ., 2. Kyushu Univ.)

10:30 AM - 10:45 AM

[2L04] T-containment performance of Li rod in high-temperature gas-cooled reactor for T production

*Teppei Otsuka[1], Kakeru Yokoyama[1], Yuya Akahoshi[1], Kazunari Katayama[2], Hideaki Matsuura[2], Minoru Goto[3], Shigeaki Nakagawa[3], Etsuo Ishitsuka[3], Shinpei Hamamoto[3], Kenji Tobita[4] (1. Kindai Univ., 2. Kyushu Univ., 3. JAEA, 4. QST)

10:45 AM - 11:00 AM

[2L05] T-containment performance of Li rod in high-temperature gas-cooled reactor for T production

*Kazunari Katayama[1], Daisuke Henzan[1], Hideaki Matsuura[2], Teppei Otsuka[3], Minoru Goto[4], Shigeaki Nakagawa[4], Etsuo Ishitsuka[4], Shinpei Hamamoto[4], Kenji Tobita[5] (1. Dept. Eng. and Sci., Kyushu Univ., 2. Kyushu Univ., 3. Kindai Univ., 4. JAEA, 5. QST)

11:00 AM - 11:15 AM

[2L06] T-containment performance of Li rod in high-temperature gas-cooled reactor for T production

*Hideaki Matsuura[1], Yuki Koga[1], Takuro Suganuma[1], Kazunari Katayama[2], Teppei Otsuka[3], Minoru Goto[4], Shigeaki Nakagawa[4], Etsuo Ishitsuka[4], Shinpei Hamamoto[4], Kenji Tobita[5] (1. Kyushu Univ., 2. Dept. Eng. and Sci, Kyushu Univ., 3. Kindai Univ., 4. JAEA, 5. QST)

11:15 AM - 11:30 AM

[2L07] Development of a real-time measurement for tritium generation rate for fusion blanket system

*Makoto Inami Kobayashi[1,2], Sachiko Yoshihashi[3], Kunihiro Ogawa[1,2], Mitsutaka Isobe[1,2], Shuji Kamio[1], Yutaka Fujiwara[1], Akira Uritani[3], Masaki Osakabe[1,2] (1. National Institute for Fusion Science, 2. Graduate University for Advanced Studies, 3. Nagoya University)

11:30 AM - 11:45 AM

[2L08] Effect of direct recycle of hydrogen isotopes by proton pump on the primary fuel cycle of DEMO

*satoshi konishi[1], hiroyuki miyagaki[1], keisuke mukai[1], ryoji hiwatari[2], kanetsugu isobe[2], suguru masuzaki[3], masahiro tanaka[3], masanori hara[4], kazunari katayama[5] (1. kyoto university, 2. QST,

©Atomic Energy Society of Japan

3. NIFS, 4. University of Toyama, 5. Kyushu University)
11:45 AM - 12:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

核融合炉材料中からのトリチウム放出予測

Prediction of tritium release from fusion reactor materials

*菊地　紘太[1]，鳥養　祐二[1]
[1]茨城大学

核融合では炉壁にトリチウムが蓄積するため、それらの除染が必要である。原型炉では炉内の除染法として、崩壊熱を用いたベーキングが検討されている。この場合のベーキング温度は 350 ℃程度が考えられており、その際の放出速度や放出量を予測する必要がある。そこで本研究では任意の初期濃度関数に適応可能な拡散方程式を導出した。この式を用いることで実験不可能な系についての予測を可能になった。

キーワード：核融合、トリチウム

1. 緒言

核融合炉ではプラズマによりトリチウムが炉壁中に撃ち込まれ蓄積していく。その為、メンテナンス時のトリチウム放出量やベーキングにより除染した際のトリチウム放出量を見積もる必要がある。

既往の研究[1]では初期トリチウム濃度が均一な SUS316 試料を定温加熱後エッチング法により内部濃度分布が調べられている。そこから SUS316 からのトリチウムの放出は表面反応律速ではなく拡散律速であることが報告されており、一次元拡散方程式により初期濃度が均一な試料からのトリチウム放出予測がされている。しかしながら、現実的な試料ではプラズマが片面から入射するため濃度は均一ではなく不均一になると考えられる。また、トリチウム濃度が不均一な試料を再現良く製作することは難しく、実験によるデータ収集は難しい。その為、本研究では一次元拡散方程式の初期条件に濃度勾配を与え、その解析解からトリチウムの放出挙動の予測を試みた。

2. 導出

初期条件として初期濃度関数を $C(x)$と定義、境界条件は d(0,t)=d,(a,t)=0 とした。一次元拡散方程式を解くために d(x,t)を f(x)g(t)の形に変数分離を行い拡散方程式へ代入、整理を行った。その後、式が成立する条件や初期条件を満たすように f(x)、g(t)を d(x,t)に戻し以下の式を得た。

$$d(x,t)=\frac{2}{a}\sum_{n=1}^{\infty}\left\{\int_0^a C(x)sin\frac{n\pi x}{a}dx\right\}sin\frac{n\pi x}{a}\cdot e^{-D\left(\frac{n\pi}{a}\right)^2 t}$$

3. 結果

導出した関数の妥当性を検討するため、適当な拡散係数を与えることにより、既往の研究のフィッティングを行った。また、唯一ある濃度不均一な試料の実験値ともフィッティングを行い、現実の系でも十分に再現できることを確認した。

図 1 はこの式を用いて計算した結果を示す。縦軸は濃度を表し、横軸は試料厚を表す。また、各ラインは経過時間ごとの内部トリチウム濃度分布を示している。試料は SUS316、初期濃度は EXP で減衰する関数を仮定し内部には 10000 Bq のトリチウムが 0.125 cm までに存在するとした。温度は 350 ℃で一定とし、その時の拡散係数は 2.63×10^{-7} cm^2 / s である。時間経過により内部深くにまでトリチウムが拡散していき、濃度分布が均一に近づいていくため放出速度は遅くなる。その為、残存トリチウム量が 1/10 になるのに必要な時間が約 3 時間であるのに対し、1/100 になるのに必要な時間は約 50 時間となっている。

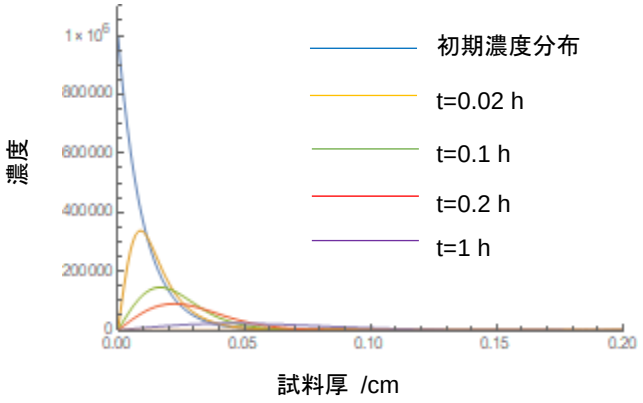


図 1 350℃で加熱した際の内部トリチウム濃度分布変化

以上のように今回求めた式を用いることで、任意の初期濃度関数を設定し解析を行うことが可能になり、現実的には実験が不可能な時間スケールや再現が難しい濃度分布を持つ試料からのトリチウム放出予測が可能になった。

参考文献

[1] S.Naoe et al., Transport of tritium in ss316 at moderate temperatures, Fusion Sci. and Technol.,54,515(2008)

*Genta Kikuchi[1] and Yuji Torikai[1]
[1]Ibaraki Univ.

照射欠陥を持つタングステンからのトリチウム放出

Tritium release from tungsten with radiation-induced defects

*廣瀬 耀[1]、波多野 雄治[1]、田口 明[1]、檜木 達也[2]
[1]富山大学、[2]京都大学

Fe イオンを照射したタングステン（W）板を重水素（D）－トリチウム（T）混合ガスに曝露した後に Ar 気流中で加熱し、T 放出挙動を調べた。大部分の T は水蒸気状で放出された。また、照射欠陥が存在すると、その捕捉効果により T の放出効率が著しく低下することがわかった。

キーワード：プラズマ対向機器、トリチウム、除染、中性子照射、タングステン

1. 緒言

プラズマ対向機器（PFM）が 14 MeV の中性子照射を受けると、バルク中に均一に照射欠陥が生じ、そこに T が捕捉される。使用済み PFM の T 放出挙動を明らかにすることは、安全な保守作業および除染効率評価の観点から重要である。そこで本研究では、中性子照射の模擬として重イオン照射した W 試料および非照射試料の T 放出挙動を調べ、照射欠陥が及ぼす影響を評価した。

2. 実験

試料には 6.4 MeV Fe イオンを 500 ℃で 0.5 dpa まで照射した W 板（照射試料）と非照射試料を用いた。照射試料中の欠陥が形成されている領域の深さは約 1.3 μm である。試料を真空装置内で 500 ℃に加熱し脱ガス処理した後、DT 混合ガス（T 濃度 4 %）に全圧 1.2 kPa、試料温度 500 ℃で 3 h 曝露した。照射試料中の照射領域に捕捉された D および T の合計濃度は約 0.03 at.%[1,2]であり、数百 kBq の T が捕捉されていることに相当する。この試料を Ar 気流中（100 sccm）で、200、300 および 350 ℃に数時間ずつ加熱した。試料から放出された HTO / DTO と HT / DT を個別に水バブラーで捕捉し、T の放射能を液体シンチレーションカウンタで測定した。また、β線誘起 X 線スペクトルを測定し、試料中の T の濃度分布を評価した。

3. 結果および考察

照射試料は、非照射試料と比べ明らかに大きな T 保持量を示した。200 ℃に加熱すると、非照射試料からはかなりの部分の T が放出された。照射試料からも同程度の量の T が放出されたが、総保持量が大きいため、放出された T の割合はわずかであった。すなわち、照射欠陥の存在により T 放出効率は著しく減少した。照射試料の T 放出曲線の例として、300 ℃の場合を図に示す。放出速度は昇温時に急激に増加したが、温度を一定に保つと次第に減少し、ほぼ一定となった。一定値になった時点での T 放出速度は 200 ℃で 10 Bq/min、300 ℃で 33 Bq/min、350 ℃で 74 Bq/min であり、脱離の活性化エネルギーは 0.33 eV と見積もられた。いずれの試料でも、大部分の T が HTO / DTO として脱離した。X 線スペクトル測定の結果は発表で報告する。

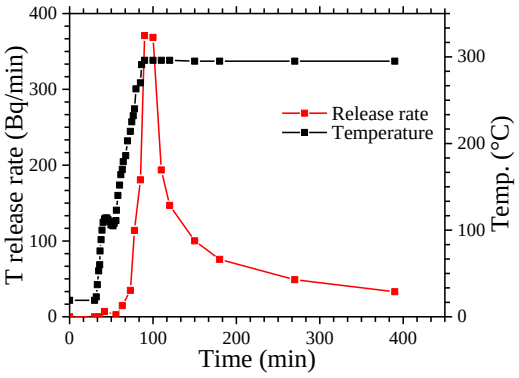


図　300 ℃までの加熱による T 放出速度

参考文献

[1] Y. Hatano et al., J. Nucl. Mater. 438 (2013) S114–S119, [2] Y. Hatano et al., Nucl. Mater. Energy 9 (2016) 93–97.

---

*Hikaru Hirose[1], Yuji Hatano[1], Akira Taguchi[1] and Tatsuya Hinoki[2]
[1]Univ. Toyama, [2]Kyoto Univ.

Comprehensive Stability Improvement of Core-shell Structured Li_4TiO_4-Li_2TiO_3 Tritium Breeding Ceramic Pebbles by Pvp-Assisted Granulation

*Ruichong Chen[1], Kazunari Katayama[2]
[1]Sichuan University, [2]Kyushu University

Abstract

This work designed a novel approach with PVP acting as a bridging agent when fabricating Li_4TiO_4-Li_2TiO_3 core-shell pebbles by granulation technology. The phase compositions, morphology and microstructure of Li_4TiO_4-Li_2TiO_3 core-shell pebble were investigated. Moreover, the water vapor release behavior and weight reduction of Li_4TiO_4-Li_2TiO_3 core-shell pebble at elevated temperatures under hydrogen atmosphere were also investigated.

Keywords: tritium breeding materials, core-shell structure

1. Introduction

Li_4TiO_4 is thermodynamically stable at temperatures up to at least 950 ºC and has a lithium density of 0.51 g/cm^3, which tend to be a promising breeder material. However, the high sensitivity of Li_4TiO_4 to CO_2 makes it not a stable breeder material. In order to take advantage of the high lithium density of Li_4TiO_4 and suppress its instability at the same time, the ideal solution is to cover a layer of Li_2TiO_3 ceramic on the Li_4TiO_4 pebbles.

2. Experimental Section

Fig. 1 illustrates the schematic diagram of PVP assisted synthesis of Li_4TiO_4-Li_2TiO_3 core-shell green pebbles. First, Solid-state reaction method was used to synthesize Li_4TiO_4 and Li_2TiO_3 powders. After that, Li_4TiO_4 and Li_2TiO_3 powders were separately added to the PVP solution in order to cover a layer of PVP on the surface of powder, which was marked as Li_4TiO_4@PVP and L_2TiO_3@PVP powder respectively. Finally, the as-prepared powder through granulation and sintered at 900 ℃ to obtain Li_4TiO_4-Li_2TiO_3 core shell pebbles.

3. Result and discussion

Fig. 2 shows the typical SEM images of Li_4TiO_4-Li_2TiO_3 core-shell ceramic pebble sintered at 900 ºC for 4 h. It can be seen that the core-shell pebble has satisfactory sphericity, and no obvious cracks and pores are found. The cross-section morphology reveals that the core-shell pebble is composed of Li_4TiO_4 core with a diameter of ~700 μm and Li_2TiO_3 shell with a thickness of ~350 μm.

In order to verify the barrier properties of the core-shell ceramic pebble to CO_2, the sample is heated in 100 vol.% CO_2 atmospheres from room temperature to 900 ºC, and the results are shown in Fig. 3. Li_4TiO_4 pebble begin to absorb CO_2 at room temperature, and the CO_2 absorption increases drastically at 350 ºC, reaching the maximum value around 750 ºC. In addition, it can be found that the curve begins to decline after the temperature is higher than 800 ºC, indicating that the CO_2 desorption process has begun. On the other hand, Li_4TiO_4-Li_2TiO_3 core-shell ceramic pebble apparently did not absorb CO_2, which can be explained by its high thermal stability and dense structure.

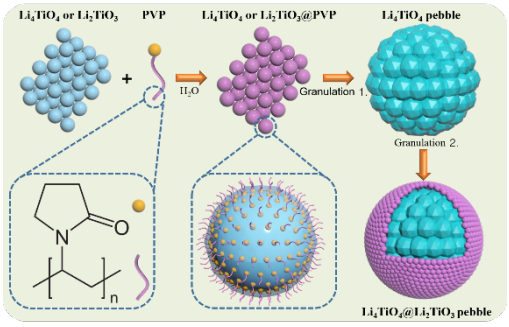


Fig. 1 Schematic diagram of PVP assisted synthesis of Li_4TiO_4-Li_2TiO_3 core-shell pebble.

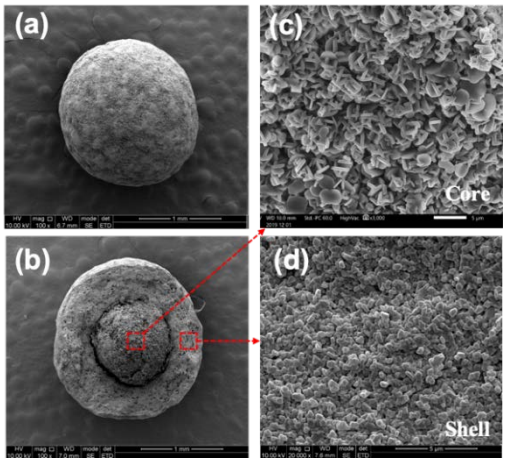


Fig. 2 SEM images of Li_4TiO_4-Li_2TiO_3 core-shell pebble a sintered at 900 ºC for 4 h.

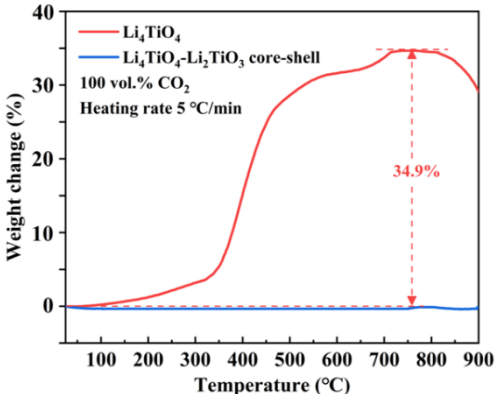


Fig. 3 Temperature dependences of weight change of the pebbles.

References

[1] T. Hoshino, et al. *Fusion Eng. Des.*, **84** (2-6) (2009) 956-959.

T 製造高温ガス炉用 Li ロッドの T 閉じ込め性能
（1）Li 酸化物共存下におけるニッケル被覆ジルカロイ 4 の水素吸蔵特性

T-containment performance of Li rod in high-temperature gas-cooled reactor for T production
(1) Hydrogen absorption properties of Ni coated Zircaloy-4 co-existing with Li oxide

*大塚 哲平[1], 横山 翔[1], 赤星 雄也[1], 片山 一成[2], 松浦 秀明[2],
後藤 実[3], 中川 繁昭[3], 石塚 悦男[3], 濱本 真平[3], 飛田 健次[4]
[1]近大, [2]九大, [3]原子力機構, [4]量研機構

湿式電解法によりニッケル（Ni）被覆した Zry-4 板と $LiAlO_2$ 粉末とを共存させた状態で、873 K～1173 K における水素吸収速度を評価した。

キーワード：トリチウム，リチウムアルミニウム酸化物，ニッケル膜，拡散

1. 緒言　核融合炉燃料であるトリチウムの生産方法として、高温ガス炉にて Li(n, α)T の反応を用いて生成したトリチウムを水素吸蔵合金であるジルコニウム（Zr）合金で回収する方法が提案されている[1]。しかし、Zr は酸化されやすいため、酸化物共存下における水素吸収特性を調べておく必要がある。本研究では、Zr 合金表面にニッケル（Ni）被覆膜を作ることで Zr 合金の酸化を防ぎ、$LiAlO_2$ 共存下における Zr 合金の水素吸収特性を改善させることを目的とした。

2. 実験方法　試料として、ジルカロイ 4（Zry-4）の箔（10 mm x 10 mm x 0.1 mm）を用いた。Zry-4 表面への Ni 被覆膜の作製には湿式電解メッキ法を用いた。Zry-4 試料および Ni 箔（20 mm x 15 mm x 0.1 mm）を電極として用いた。両電極を、蒸留水 : 66.7 g、硫酸ニッケル（II）・六水和物 : 10.0 g、ホウ酸 : 1.0 g、塩化アンモニウム : 1.0 g のメッキ水溶液中に浸漬し、電流値を 25mA で制御して電解メッキを 60 分間実施した。以後、Ni 被覆 Zry-4 試料を Ni/Zry-4 と呼ぶ。Ni 被覆膜厚さは約 70 μm であった。

石英反応管内で Ni/Zry-4 を $LiAlO_2$ 粉末と共存させ、反応管を 873～1173 K の一定温度で加熱し、4 kPa の水素ガスを導入することにより、試料に水素を吸収させた。この際、反応管内の水素ガス圧力を高精度圧力計によって計測した。水素吸収実験後、Ni 被覆層と Zry-4 との界面状態を調べるために、電界放出型走査型電子顕微鏡(FE-SEM)にて断面の元素深さ分布測定を行った。

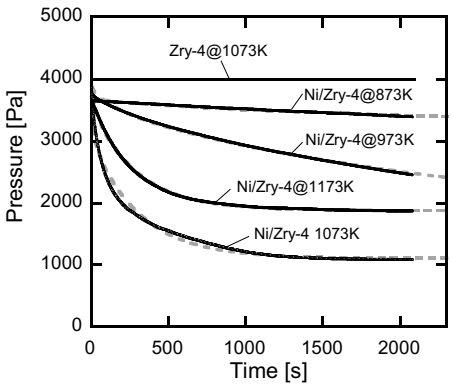


図 1 $LiAlO_2$ 共存下における Zry-4 および Ni/Zry-4 の水素吸収曲線（873K～1073K）

3. 結果および考察　図 1 に $LiAlO_2$ 共存下における Zry-4 および Ni/Zry-4 の水素吸収曲線（873K～1073K）を示す。$LiAlO_2$ と Zry-4 のみを共存させた場合は、Zry-4 はまったく水素を吸収しなかった。$LiAlO_2$ と Ni/Zry-4 を共存させた場合は、Ni/Zry-4 は水素を吸収し、温度が高くなるにつれて水素吸収速度が大きくなった。

水素が Ni/Zry-4 に拡散により吸収されることにより水素ガス圧力が低下したものと仮定し、フィックの第 2 法則の解析解から Ni/Zry-4 中の見かけの水素拡散係数を求めた。図 2 に $LiAlO_2$ 共存下における Ni/Zry-4 中の水素拡散係数の温度依存性を示す。Ni/Zry4 について得られた見かけの水素拡散係数は Zry-4 中の水素拡散係数[2, 3]の約 1/1000 であった。

発表では、本結果と Ni/Zry-4 の水素吸収量を検証し、水素吸収機構について議論する。

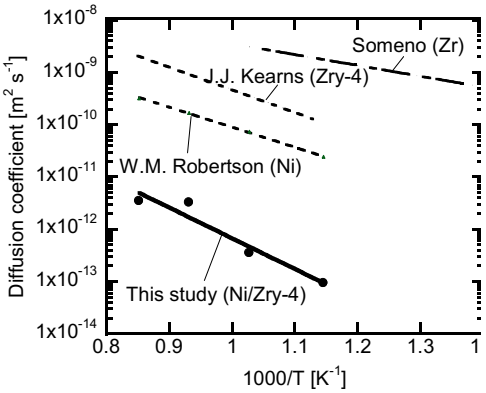


図 2 $LiAlO_2$ 共存下における Ni/Zry-4 中の見かけの水素拡散係数

参考文献

[1] H. Matsuura, et al., Nucl. Eng. Des., 143 (2012) 95.
[2] M. Someno: J. Jpn. Inst. Met., 24, pp. 249-253 (1960)
[3] J.J. Kearns: JNM,122&123, pp. 1568-1572 (1984)

*Teppei Otsuka[1], Kakeru Yokoyama[2], Yuya Akahoshi[1], Kazunari Katayama[2], Hideaki Matsuura[2], Minoru Goto[3], Shigeaki Nakagawa[3], Etsuo Ishitsuka[3], Shinpei Hamamoto[4]
[1]KINDAI Univ., [2]Kyushu Univ., [3]JAEA, [4]QST

T 製造高温ガス炉用 Li ロッドの T 閉じ込め性能
(2) Li ロッド模擬試験体によるトリチウム閉じ込め性能評価

T-containment performance of Li rod in high-temperature gas-cooled reactor for T production

(2) Evaluation of tritium confinement performance by the assembly simulating Li rod

*片山 一成[1]，平安山 大介[1]，松浦 秀明[2]，大塚 哲平[3]，後藤 実[4]，中川 繁昭[4]，石塚 悦男[4]，濱本 真平[4]，飛田 健次[5]

[1]九大院総理工，[2]九大院工，[3]近大，[4]JAEA，[5]QST

Zr 管-Zr 管-Al_2O_3 管-石英管からなる Li ロッド模擬試験体およびトリチウム閉じ込め試験システムを構築した。内側 Zr 管と外側 Zr 管の間にトリチウム含有ガスを供給し、700℃で 87 時間保持した。Al_2O_3 管外側のパージガス中には有意なトリチウムは検出されず、長時間の閉じ込めに成功した。

キーワード：トリチウム生産、高温ガス炉、ジルコニウム、アルミナ、水素透過

1. 緒言

DT 核融合炉の開発において、初期装荷トリチウム燃料の確保は重要な課題である。近年、高温ガス炉を利用したトリチウム生産手法が提案され、その有効性が示されている[1]。しかしながらその実現に向けては、炉心に装荷するリチウム(Li)化合物近傍でのトリチウム閉じ込め技術の確立が不可欠である。本研究グループでは、トリチウムを閉じ込める手法のひとつとして、円筒状の Li 化合物をジルコニウム(Zr)で挟み込み、これをアルミナ(Al_2O_3)で覆う方法を提案し検討を進めている。この Zr-Li 化合物-Zr-Al_2O_3 構造を有する Li ロッドのトリチウム閉じ込め性能を評価するため、Zr 管-Zr 管-Al_2O_3 管からなる片封じの 3 重管を作製し、これを石英管に挿入して模擬試験体とした(図 1)。本研究では、2 つの Zr 管の間にトリチウム含有ガスを供給し、提案した構造での高温環境におけるトリチウム閉じ込め性能を評価することを目的とする。

2. 実験内容

Li ロッド模擬試験体の概略図を図 1 に示す。まず試験体内側の各空間を真空排気しながら、内側ジルコニウム管に挿入した熱電対温度が 700℃となるよう石英管外側に設置した電気炉を用いて 3 重管下部を加熱し、数時間脱ガスを行った。その後、Port1 及び Port3 からアルゴンガスを導入し大気圧で密封した。Port4 からアルゴンガスを流通させ、出口ガス中にトリチウムが存在する場合は、下流の水バブラーにて捕集される。なおトリチウム化学形（HTO と HT）を弁別して測定するため、酸化銅塔の前後にバブラーを設置した。前置バブラーに HTO が、後置バブラーに HT が捕集されることになる。最後にトリチウム含有ガスを Port2 から供給し、この状態を保持した。バブラー水は時間間隔をあけて一部サンプリングし、液体シンチレータを用いてトリチウム濃度を測定した。試料ガスの組成は HT:60Bq/cc、HTO:1130Bq/cc、H_2：264ppm、キャリアガスはアルゴンである。トリチウム供給時間は 87 時間、その間の供給圧力は 0.22~0.12MPa であった。

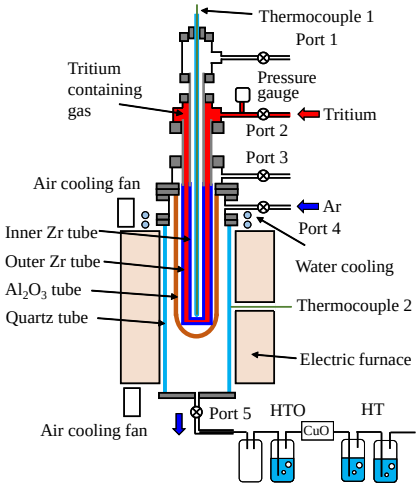


図 1 Li ロッド模擬試験体概略図

3. 結果及び考察

図 2 にバブラー中トリチウム濃度の測定結果を示す。明らかな濃度上昇は見られず、700℃の高温条件下で 87 時間に渡ってトリチウムを閉じ込めることに成功したと言える。実験後、試験体内側に密封されていたアルゴンガス中のトリチウム濃度を測定したが、検出限界以下であった。このことは、トリチウムがジルコニウム管を透過していないことを示す。これは、ジルコニウム管表面に形成されていた酸化膜により HTO から HT への還元反応が阻害され、トリチウムのジルコニウム管への溶解が進行しなかったためと考えられる。今後、HT を主成分とするトリチウム含有ガスを用いた閉じ込め実験を実施する予定である。

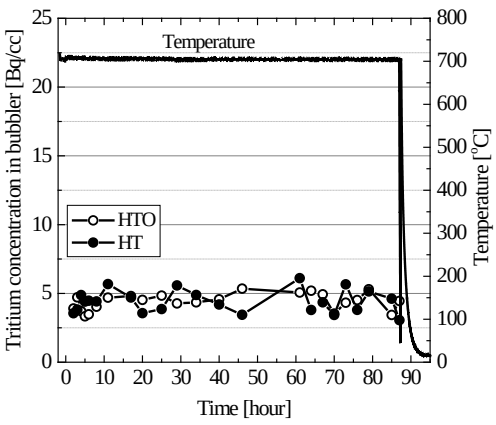


図 2 バブラー中トリチウム濃度の測定結果

[1] H. Matsuura, et al., *Nucl. Eng. Des.*, **143** (2012) 95.

*Kazunari Katayama[1], Daisuke Henzan[1], Hideaki Matsuura[2], Teppei Otsuka[3], Minoru Goto[4], Shigeaki Nakagawa[4], Etsuo Ishitsuka[4], Shinpei Hamamoto[4], Kenji Tobita[5] : [1]Dept. Eng. Sci, Kyushu Univ., [2]Dept. Eng, Kyushu Univ., [3]Kindai Univ., [4]JAEA, [5]QST

T 製造高温ガス炉用 Li ロッドの T 閉じ込め性能
(3) Li ロッドからの T 流出量の評価

T-containment performance of Li rod in high-temperature gas-cooled reactor for T production
(3) Evaluation of T flowout from Li rods

*松浦秀明[1]、古賀友希[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]、濱本真平[4]、飛田健次[5]
九大院工[1]、九大院総理工[2]、近大[3]、JAEA[4]、QST[5]

高温ガス炉における T 閉じ込め性能を検討した。Zr と $LiAlO_2$ の共存下で実測した Zr の水素吸収時間を用いた高温工学試験研究炉用 Li ロッドの T 閉じ込め性能の評価より 900℃ロッド温度での T 閉じ込めの可能性が示された。

キーワード：T、高温ガス炉、Li 装荷用ロッド、Al_2O_3、$LiAlO_2$、Zr、Ni 被覆、核融合原型炉、HTTR

1. 緒言

核融合原型炉の初期稼働時及び炉内 T 循環に関わる炉工学試験に際し一定量の T 確保が必要である。我々は、核融合炉への将来的な T 供給源を想定し、高温ガス炉を用いた T 製造の可能性を検討している。高温ガス炉は黒鉛減速体系であるため中性子の平均自由工程が長く、中性子吸収体としての可燃性毒物(Burnable Poison: BP)を炉心内に「粗に」配置することが可能である(通常 BP は燃料と完全に分離して装荷される)。高温ガス炉において BP 用中性子吸収物質として標準的に用いられる B_4C を $LiAlO_2$(^{10}B を ^6Li) に置き換えることで、炉心の構造設計を大きく変更せず $^6Li(n,\alpha)T$ 反応を用いて T を製造する方法を提案している [1-3]。標準設計と同等な高温ガス炉の運転環境を確保する観点から、現状は製造された T を運転期間内 Li 装荷体(Li ロッド)内に封じ込める手法を選択しており、そのための最適な Li ロッド構造を模索している段階にある。

図 1 に高温工学試験研究炉(HTTR)[4]を想定した場合の Li ロッドの例を示す [5]。ロッド温度を 500 ℃以下に維持できる場合は、Al_2O_3 層及び内圧上昇緩和のための中空領域のみで T の流出量を 1%程度に抑えることが可能との検討結果を得ている [6]。しかし、高温ガス炉の標準運転では、発電効率の観点からより高温の運転が想定されており、ロッド領域の温度は 900 ℃程度に高まる。この場合は Zr をロッド内に追装荷し T を吸収させることで内圧の上昇を抑え、T 流出量を低下させることを検討している。但し、Li 酸化物との共存下で Zr の T 吸収性能が劣化する可能性が懸念されるため、Zr に Ni 被覆を施すことにより一定の吸収速度を確保することを想定してきた [7]。最近、本シリーズ発表内での報告通り、Ni 被覆を施した Zr の水素吸収性能に対する定量的評価がなされた。本発表では、最新のデータに基づき Li ロッドからの T 流出量を評価したので報告する。

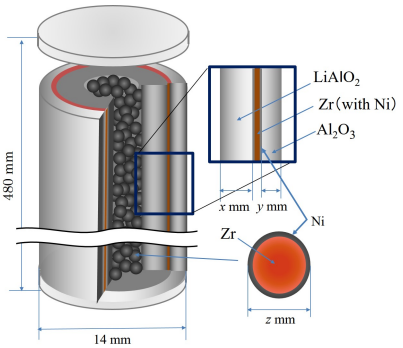


図 1 Li 装荷用ロッドの一例

2. T 流出量の評価

図 1 に例示した Li ロッドを想定し、Al_2O_3 層の厚み(図 1：y 値)の関数としてロッドから(ガス中への T 流出量を評価した。計算においては HTTR(30 MWt)の 360 日間の運転を想定し T 製造量が常にほぼ 30 g となる様に y の値に応じて Li 装荷量(図 1：x 値) を調整した。ロッドの温度は 900 ℃とした。**図 2** に、炉に装荷した全ロッドから He ガス中への T 流出量を Al_2O_3 層の厚みの関数として示す。Al_2O_3 の拡散係数には片山等の測定値 [8]を用いた。橙色線は Zr を $LiAlO_2$ と共存させ厚み 25 μm の Ni 被覆を施した場合の T 吸収速度(本シリーズ発表: 大塚等の実測値)、青線は Ni 被覆無しの Zr を $LiAlO_2$ と共存しない状態で実測した T 吸収速度、を仮定した場合の解析結果である。ロッド外径を 14 mm に固定したため、Al_2O_3 層の厚みが増すと、中空部体積(粒状 Zr の装荷数)の減少により内圧が増加し、流出量は僅かな上昇に転ずる。実測値に基づく解析で、高温(900 ℃)環境下で $LiAlO_2$ と Zr が共存する状況においても、Ni 被覆を施すことにより T 流出量を製造量の 1%以下に抑えられる(360 日間の運転期間に渡り T 閉じ込めが可能となる)可能性が示された。今後、検証試験を実施しロッドの T 閉じ込め性能を確認する予定である。

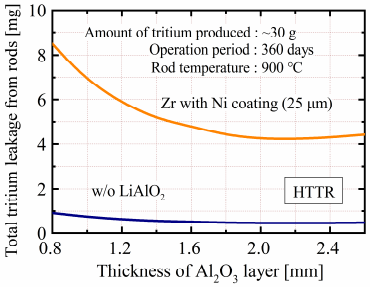


図 2 Al_2O_3 層の厚みと T 流出量の関係
(T 製造量が ~30 g となる様に Li 装荷量を調整)

参考文献 [1] H. Matsuura, et al., *Nucl. Eng. Des.*, **143** (2012) 95. [2] 松浦秀明, *プラズマ核融合学会誌*, **93** (2017) 457. [3] M. Goto, et al., *Fusion Eng. Des.*, **136** (2018) 357. [4] H. Matsuura, et al., *Fusion Eng. Des.*, **146** (2019) 1077. [5] S. Sato, et al., *JAERI 1332* (1994). [6] H. Nakaya, et al., *Nucl. Eng. Des.*, **292** (2015) 277. [7] K. A. Burn, et al., TTQP-1-015, **19**, PNNL-22086 (2012). [8] K. Katayama, et al., *Fusion Sci. Eng.*, **68** (2015) 662.

*Hideaki Matsuura[1], Yuki Koga[1], Takuro Suganuma[1], Kazunari Katayama[2], Teppei Otsuka[3], Minoru Goto[4], Shigeaki Nakagawa[4], Etsuo Ishitsuka[4], Shinpei Hamamoto[4], Kenji Tobita[5] : [1]Dept. Eng, Kyushu Univ., [2]Dept. Eng. Sci, Kyushu Univ. [3]Kindai Univ., [4]JAEA, [5]QST

核融合ブランケットにおけるトリチウム発生量実時間測定手法の開発

Development of a real-time measurement for tritium generation rate for fusion blanket system

*小林真[1,2]、吉橋幸子[3]、小川国大[1,2]、磯部光孝[1,2]、神尾修治[1]、藤原大[1]、瓜谷章[3]、長壁正樹[1,2]
[1]核融合研、[2]総研大、[3]名大

ダイヤモンド検出器はブランケットにおける高速中性子束密度やトリチウム発生量の実時間測定のための有用なモニタとして期待される。本研究では単結晶 CVD ダイヤモンド検出器をリチウム材料と組み合わせ、中性子照射環境下で発生する高エネルギートリトンの直接測定を実施した。波形弁別と粒子輸送計算によりトリチウム発生量の定量手法について評価した。

キーワード：中性子、ブランケット、ダイヤモンド検出器

1. 緒言

核融合炉ブランケットでは、高速中性子の減速・遮蔽、トリチウムの増殖、熱の取り出しといった役割を有する。特にトリチウム発生量のモニタは核融合炉の定常運転及び安全性の観点から重要である。ダイヤモンド検出器は高エネルギー中性子計測だけでなく、表面に塗布したリチウム化合物と熱中性子との $^{6}Li(n,\alpha)^{3}H$ 反応により生成するトリトン及びアルファ線といった高エネルギー荷電粒子を直接測定することで、トリチウム発生量を実時間に定量評価することが可能である。一方、ダイヤモンド検出器はガンマ線にも感度を有するため、高エネルギー荷電粒子とガンマ線の弁別測定が必須となる。本研究ではパルス波形弁別に基づくコードを発展させ、トリチウム発生量実時間測定手法の定量評価を可能とした。

2. 実験方法

ダイヤモンド検出器表面にフッ化リチウム箔を設置し、京都大学複合原子力科学研究所の研究用原子炉 KUR の E-3 ポートにて、熱中性子照射を熱中性子束 2.7×10^{5} cm^{-2} s^{-1} で 10 分間行った。

高エネルギー荷電粒子入射において、電子正孔対はダイヤモンド表面近傍にのみ生成する。一方、ガンマ線により生成する電子正孔対は、ダイヤモンド内に広く分布する。この差異により、高エネルギー荷電粒子では矩形パルス波形が、ガンマ線では三角形状パルス波形が得られる。パルス波形弁別では、パルスの立ち上がりからある一定時間までの電荷(Q_{fast})と、パルスの全電荷(Q_{total})を用い、電流値の減衰が速いガンマ線に起因するパルスと、矩形的で半値幅の大きい高エネルギー荷電粒子に起因するパルスを弁別した。

3. 結果・考察

図は、横軸に Q_{fast}/Q_{total} を、縦軸に Q_{total} とした際の度数分布を示す。全電荷が約 2500 と約 1200 付近で度数頻度が高い。前者は $^{6}Li(n,\alpha)^{3}H$ で発生する反跳トリトン、後者は反跳アルファ線に起因するパルスと同定された。また、^{60}Co 等のガンマ線源で得られたパルスについて同様の波形弁別を実施し、Q_{fast}/Q_{total} が大きい領域の度数頻度が高くなったことを確認し、波形弁別が適切に実行されていることが示された。

本発表では放射線輸送計算を実施し、本手法のトリチウム発生量の測定効率について評価する。

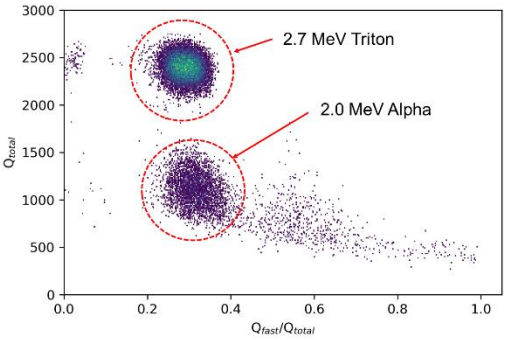


図 波形弁別により得られたアルファ線及びトリトンの度数分布

*Makoto Kobayashi[1,2], Sachiko Yoshihashi[3], Kunihiro Ogawa[1,2], Mitsutaka Isobe[1,2], Shuji Kamio[1], Yutaka Fujiwara[1], Akira Uritani[3], Masaki Osakabe[1,2]
[1]NIFS, [2]SOKENDAI, [3]Nagoya Univ.

プロトンポンプによる原型炉一次燃料系水素同位体ダイレクトリサイクルの効果

Effect of direct recycle of hydrogen isotopes by proton pump on the primary fuel cycle of DEMO

*小西哲之[1]、宮垣寛之[2]、向井啓祐[1]、日渡良爾[3]、磯部兼嗣[3]、増崎貴[4]、
田中将裕[4]、原正憲[5]、片山一成[6]
[1]京都大学エネルギー理工学研究所、[2]京都大学エネルギー科学研究科、[3]量子科学技術研究機構、
[4]核融合科学研究所、[5]富山大水素同位体研究センター、[6]九州大学総合理工学研究院

核融合原型炉の一次燃料系において、プロトン導電体を用いた水素同位体移送によるダイレクトリサイクルを導入した場合の燃料系のインベントリーと応答への影響を評価した。ダイバータから水素同位体を選択的に気相で排気昇圧する結果、循環時定数が大幅に短縮され、インベントリー低減効果があることがわかった。

キーワード：トリチウム、原型炉、燃料系、プロトン導電体、ダイレクトリサイクル

1. はじめに

核融合燃料系はプラズマ排ガスを化学的に精製し、同位体分離してプラズマに再供給する必要があるが、低い燃焼率のために循環量とインベントリが過大になることが指摘され、排ガスをプラズマに再循環することが考えられる[1]。このために演者らはプロトン導電体を用いた電気化学ポンプで、図１に示すようにダイバータの排気から純水素同位体のみを供給系に戻すシステムを検討し、１次燃料系の特性に及ぼす影響を評価した。

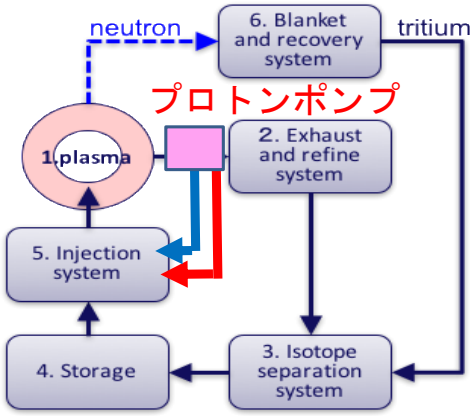


図１プロトン導電体ポンプを用いたダイレクトリサイクル燃料系の構成。

２．プロトンポンプと燃料系への影響

ダイバータから燃料循環系に排ガスを移送するポンプは原型炉で数 100Pam^3/s の水素同位体を、1Pa 以下から 100kPa に昇圧することが要求される。プロトン導電体酸化物を水素透過性金属で挟んだ板状のポンプは、図２左のように構成し、図２右のようにダイバータ直下の排気ダクトから選択的に水素同位体を気体で抽出する。

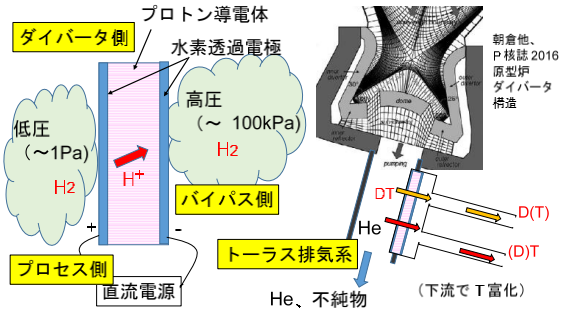


図２プロトン導電体ポンプとダイバータ排気の概念。

インピーダンス測定の結果、400℃以上で十分な電導度を持ち、時定数は 20 秒以下となることがわかった。要求される電流密度は 1mA/cm^2 程度となる。図１に核融合プラントの一般化簡略化したトリチウムフローを示す。わずかな同位体効果が期待できるため、DT 混合ガスから重水素富化分とトリチウム富化分を分離回収し、プラズマの成分調整に利用可能である。燃料系では、リサイクルにかかる時定数が数時間から 20 秒程度に短縮され、またその部分のインベントリが 1/100 程度になるため、特にパルス運転においては dwell のあいだに次のショットのための燃料ガスを準備できることになる。

3. まとめ

DEMO 炉では運転初期は低濃度のパルス運転が想定され、ダイレクトリサイクルは特にこの低濃度トリチウム運転に適する。少量のトリチウムが短時定数で循環使用できるため、燃料自給の点で有利である。

参考文献　[1]日渡良爾 et al., 原子力誌 60(9),567-573(2018).

---

*Satoshi Konishi[1], Hiroyuki Miyagaki[2], Keisuke Mukai[1], Ryoji Hiwatari[3], Kanetsugu Isobe[3], Suguru Masuzaki[4], Masahiro Tanaka[4], Mawsanori Hara[5], Kazunari Katayama[6], [1]Institute of Advanced Energy, Kyoto Univ., [2]Graduate School of Energy Science, Kyoto Univ., [3]National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology, [4]National Institute for Fusion Science, [5]Hydrogen Isotope Research Center, Univ. Toyama, [6]Faculty of Engineering Science, Kyushu Univ.,

Oral presentation | VI. Fusion Energy Engineering | 601-4 Reactor Component Technology, First Wall, Divertor, Magnet

[2L09-10] Fusion Instruments Engineering, Fusion Neutronics, Fusion Reactor Systems

Chair:Kazunari Katayama(Kyushu Univ.)
Tue. Mar 17, 2020 2:45 PM - 3:15 PM Room L (Lecture Bildg. S 2F S-22)

[2L09] Comparison of MHD pressure drop characteristics in a three-surface-multi-layered channel applied to Li/V and LiPb/RAFS blankets

*Satoshi Ito[1], Makoto Kawamoto[1], Hiroki Shishido[1], Hidetoshi Hashizume[1], Teruya Tanaka[2], Hiroyuki Noto[2], Yoshimitsu Hishinuma[2], Takeo Muroga[2] （1. Tohoku Univ., 2. NIFS）

2:45 PM - 3:00 PM

[2L10] Proposal of electromagnetic noise suppression and compensation in plasma heat flux monitering

*Hiroto Matsuura[1], Son Xuan Nhat Bui[1], Hideki Muraoka[1], Yosuke Nakashima[2], Shinsuke Ohshima[3], Tohru Mizuuchi[3] （1. OPU, 2. Univ. of Tsukuba, 3. Kyoto Univ.）

3:00 PM - 3:15 PM

©Atomic Energy Society of Japan

Li/V および LiPb/RAFS ブランケットに適用した三面複層コーティング流路の MHD 圧損特性の比較

Comparison of MHD pressure drop characteristics in a three-surface-multi-layered channel applied to Li/V and LiPb/RAFS blankets

*伊藤 悟[1]，川本 誠[1]，宍戸 博紀[1]，橋爪 秀利[1]，
田中 照也[2]，能登 裕之[2]，菱沼 良光[2]，室賀 健夫[2]
[1]東北大，[2]核融合研

三面複層コーティング流路を Li/V ブランケット、LiPb/RAFS ブランケットに適用した場合の MHD 圧損特性についての比較検討、および金属／絶縁複層構造の製作検討状況について報告する。

キーワード：液体金属ブランケット、MHD 圧損、三面複層コーティング流路、電気絶縁材料

1. 緒言　自己冷却液体金属ブランケットの MHD 圧損低減法として、図 1 に示す三面複層コーティング流路を提案している[1]。これまで液体金属 Li と構造材 V 合金とした Li/V ブランケットについて検討してきた。本発表では、新たに LiPb と低放射化フェライト鋼（RAFS）を用いた LiPb/RAFS ブランケットに当該流路を適用した場合の MHD 圧損特性の評価結果、および当該流路の金属／絶縁複層構造の試作状況を報告する。

2. MHD 圧損特性評価　流路内寸 8 mm×20 mm、第一壁厚さ 3 mm、内張金属層を 0.02 mm、流速 1 m/s として、Li、LiPb および V 合金、RAFS（F82H）の組合せで、MHD 圧損を 2 次元解析により評価した。なお、Li、LiPb を用いる場合で、それぞれ 400℃、350℃の物性値を使用している。図 2 の評価結果では、MHD 圧損は構造材料の電気伝導率でほぼ決まり、RAFS の場合、V 合金を用いた場合に比べ、若干 MHD 圧損が抑えられるが、両者に大きな違いはない。今後は温度場を踏まえた比較も予定している。

3. 金属／絶縁複層構造の製作検討　金属／絶縁複層構造について、剛性を持たせた構造とするために、これらをホットプレスあるいは HIP で一体化することを検討している。図 3 は、MgO の粉末をホットプレスで焼結させて熱拡散率α_{exp}と熱伝導率 k_{exp} をレーザーフラッシュで評価した結果である。MgO の熱拡散率、熱伝導率の文献値（α_{ref} [2], k_{ref} [3]）と比べても大きな差はない。金属層／MgO の積層体をホットプレスで一体化する、また液体金属による腐食対策として金属／絶縁／金属／絶縁といった多重構造の製作も検討している。

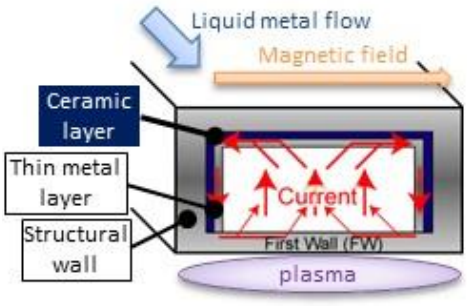


図 1 三面複層コーティング流路

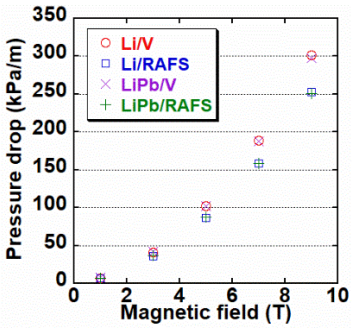


図 2 MHD 圧損特性評価結果

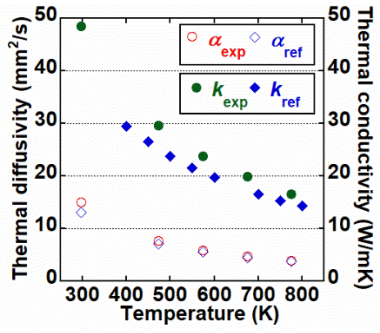


図 3 MgO の熱物性測定結果

参考文献

[1] H. Hashizume, Fusion Eng. Des. , 81, (2006), 1431–1438. [2] A. M. Hofmeister, Phys. Chem. Minerals, 41, (2014), 361–371.
[3] A. J. Slifka et al., J. Res. the National Institute of Standards and Technol. 103, (1998), 357–363.

*Satoshi Ito[1], Makoto Kawamoto[1], Hiroki Shishido[1], Hidetoshi Hashizume[1], Teruya Tanaka[2], Hiroyuki Noto[2], Yoshimitsu Hishinuma[2], and Takeo Muroga[2]　[1]Tohoku Univ., [2]NIFS

プラズマ熱流束計測における電磁ノイズの抑制及び補償の試み

Proposal of electromagnetic noise suppression and compensation in plasma heat flux monitoring

*松浦 寛人[1]，ブイスアンニャットソン[1]，村岡 英樹[1]，
中嶋 洋輔[2]，大島慎介[3]，水内亨[3]
[1]大阪府立大学，[2]筑波大学，[3]京都大学

閉じ込め磁場コイルに由来する電磁ノイズを熱電対信号から除去するため、熱電対信号線のシールドの効果や、熱電対信号の時系列データからノイズ成分を除去する試みについて報告をする。ヘリオトロン J の複合プローブアレイの熱電対信号の 2 種類のノイズを補正し、熱伝導解析に供することが可能な温度上昇のデータをノイズを含んだ生信号から得られた。

キーワード：ダイバーター熱流束、熱電対信号ノイズ、熱流束評価モデル

1. 緒言

我々は熱伝導の逆問題を解いて、プラズマ照射を受けた物体の温度変化を再現する時間依存の熱流束を推定する方法を提案し、ヘリオトロン J [1]やガンマ 10/PDX[2]の測定法の改良を進めてきた。しかしながら、閉じ込め磁場コイル電流の立ち上げ達下げ時や、加熱用高周波の入射時に非常に大きな電磁ノイズが発生し、センサーターゲットの正しい温度信号を得ることが困難になる。

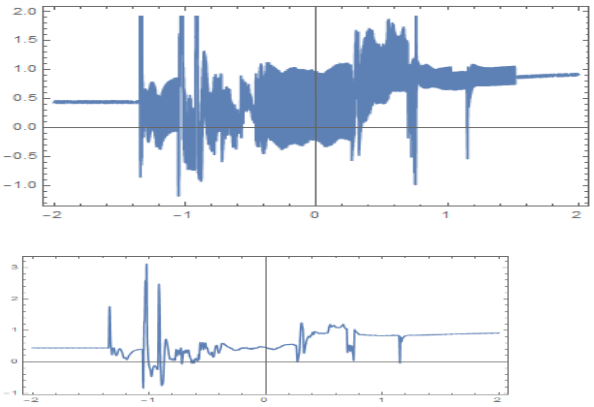


図 1 .複合ダイバータープローブアレイの熱電対信号(ch.1, #745887)の生信号と高周波ノイズをカットしたもの

2. 高周波揺動ノイズの補正

ヘリオトロン J では、ダイバータープローブアレイに 4 チャンネルのカロリーメーターを組み込んで計測を開始している。しかしながら、熱電対の(絶縁増幅後の)熱起電力に様々なノイズが重層しており、プラズマからの入熱が容易には確認できない。時刻 0（ほぼ放電開始直前）の揺動信号を注意深く見ると、サブミリ秒の周期の振動が認められた。そこで、生信号にローパスフィルターをかけて高周波成分を除去した。図 1 に示されるように、特定の時刻に大きな正負のパルスが残るものの、温度上昇の有無が確認できるようになった。これらのピークは閉じ込め磁場コイルの立上げ、立下りに伴う電磁ノイズによるものと考えられる。

加熱シーケンスの異なるショットの温度データの差をとると、このノイズの影響を見かけ上除去し、滑らかに増加する温度データを得ることが出来た。これを用いた熱流束の評価を進めている。本研究は NIFS 双方向型共同研究(NIFS18KUHL084/ NIFS18KUGM134)の援助を受けている。

参考文献

[1] 松浦他:原子力学会 2016 年春の年会(東海大)1J05 /21st International Stellarator-Heliotron Workshop 2017(Kyoto) P1-41.

[2] 松浦他:Plasma conference 2017(姫路)24P-02/Open system conference 2018(Tsukuba)O17.

*Hiroto Matsuura[1], Bui Xuan Nhat Son[1],Hideki Muraoka[1], Yousuke Nanashima[2],Shinsuke Ohshima[3], Tohru Mizuuchi[3]

[1]Osaka Pref. Univ., [2]Univ. of Tsukuba, [3]National Institute for Fusion Science

Oral presentation | VI. Fusion Energy Engineering | 601-5 Fusion Neutronics

[2L11-11] Fusion Instrument Engineering, Fusion Neutronics, Fusion Reactor Systems

Chair:Kazunari Katayama(Kyushu Univ.)

Tue. Mar 17, 2020 3:15 PM - 3:40 PM Room L (Lecture Bildg. S 2F S-22)

[2L11] Preliminary measurement of eV-keV neutrons using actiavtion foils

*Yasuyuki Ogino[1], Makoto Kobayashi[2,3], Keisuke Mukai[4], Juro Yagi[4], Satoshi Konishi[4], Kunihiro Ogawa[2,3], Mitsutaka Isobe[2,3] （1. Graduate School of Energy Science, Kyoto Univ., 2. NIFS, 3. SOKENDAI, 4. Institute of Advanced Energy, Kyoto Univ.）

3:15 PM - 3:30 PM

©Atomic Energy Society of Japan

放射化箔を用いた eV-keV 領域中性子計測に関する基礎検討

Preliminary measurement of eV-keV neutrons using activation foils

*荻野 靖之[1] 小林 真[2,3] 向井 啓祐[4] 八木 重郎[4] 小西 哲之[4]
小川国大[2,3] 磯部 光孝[2,3]
[1]京都大学エネルギー科学研究科 [2]核融合科学研究所 [3]総研大
[4]京都大学エネルギー理工学研究所

放射化箔とイメージングプレート(IP)によるエネルギー情報を持つ二次元中性子計測を目的として、特に eV-keV 領域を対象として LHD で計測を行った。LHD 重水素実験によって生じる中性子を気送管によって配置した金属箔試料へ照射、IP と高純度ゲルマニウム半導体検出器による分析結果を中性子輸送計算比較した。

キーワード：ブランケット、中性子計測、放射化箔、放射化分析

1. 緒言

核融合炉の増殖ブランケット開発においては、ブランケット体系内部の中性子のエネルギーと空間分布およびトリチウム増殖性能を評価するためには、中性子輸送計算のベンチマークが必要である。中性子エネルギースペクトルは放射化箔による計測では、熱中性子および高速中性子の計測に関する研究は多いが、中間にあたる eV-keV 領域の中性子を対象とした報告例は少ない。

本研究では、異なる断面積を持つ金属箔を LHD 重水素実験中に気送管にて真空容器近傍に輸送し中性子計測を行った。eV-keV 領域を対象とするために、マンガン（Mn）およびディスプロシウム（Dy）を照射サンプルとして選定した。ディスプロシウムについては、カドミウム（Cd）箔による被覆を施したサンプルも用意して照射実験を行った。

2. 放射化分析による中性子計測

中性子照射は、LHD 真空容器により近い 8-O ポート、およびポリエチレン遮蔽体を用意し減衰した中性子を計測するための 10-O ポートの計２箇所で行った。各サンプルについて、高純度ゲルマニウム半導体検出器（HPGe）およびイメージングプレート（IP）を用いた放射化後のガンマ・ベータ線計測を行った。

3. 実験結果

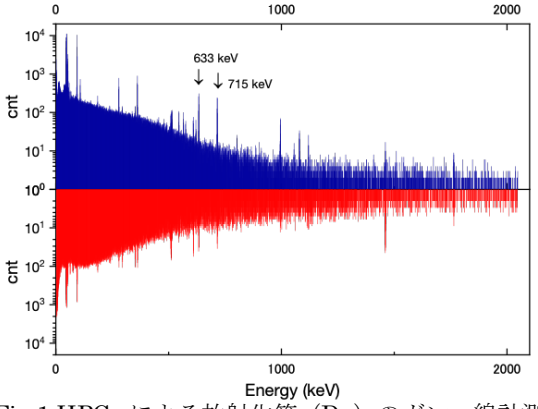


Fig.1 HPGe による放射化箔（Dy）のガンマ線計測
（上段は Cd 被覆なし　下段は Cd 被覆あり）

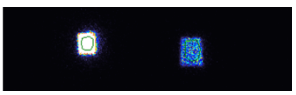


Fig.2 IP による放射線計測結果
（左は Cd 被覆なし　右は Cd 被覆あり）

HPGe による放射化分析について、Fig.1 に示すように、放射化した Dy（特に ^{165}Dy）から放出されるガンマ線のピークを Cd 被覆あり、なしの双方で検出した。また、Fig.2 に示すような IP による計測結果を同様に取得した。HPGe での計測結果では、Cd 被覆の有無による放射能の計測値の比が 1.05~1.12 程度であったが、IP ではガンマ線に加えベータ線を蓄積したデータとなっているため、Cd 被覆の有無による計測値の比が 5.1 程度であった。この違いは、放射化後の主要核種である ^{165}Dy の放出割合がガンマ線は非常に小さく、ベータ線の影響が大きいためであると考えられる。この結果を用いたさらなる比較を行うにあたり、MCNP による中性子束の計算、および PHITS/D-CHAIN による照射後の放射化箔内部における生成核種、放射能について計算を行った。

*Yasuyuki Ogino[1], Makoto Kobayashi[2,3], Keisuke Mukai[4], Juro Yagi[4], Satoshi Konishi[4], Kunihiro Ogawa[2,3] and Mitsutaka Isobe[2,3]
[1]Graduate School of Energy Science, Kyoto Univ., [2]NIFS, [3]SOKENDAI, [4]Institute of Advanced Energy, Kyoto Univ.

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

[2M01-03] Corrosion

Chair:Tatsuya Hinoki(Kyoto Univ.)

Tue. Mar 17, 2020 10:00 AM - 10:50 AM Room M (Lecture Bildg. S 3F S-31)

[2M01] SCC Mechanistic Study on PWR Structural Materials

*Takumi Terachi[1], Takuyo Yamada[1], Makie Okamoto[2], Tomoki Miyamoto[2], Koji Arioka[1] (1. INSS, 2. Kobe Material Testing Laboratory Group)

10:00 AM - 10:15 AM

[2M02] Influence of Water Chemistry and Test Temperature on SCC Growth Behavior of Welds and Cast Stainless Steels in Oxygenated High-Temperature Water

*Takuyo Yamada[1], Takumi Terachi[1], Makie Okamoto[2], Koji Arioka[1] (1. INSS, 2. Kobe Material Testing Laboratory Group)

10:15 AM - 10:30 AM

[2M03] Corrosion of Ni-based alloy with molten fluoride salt under strong oxidizing condition

*Koji Ogasawara[1], Yuma Sekiguchi[1], Takayuki Terai[1] (1. Univ. of Tokyo)

10:30 AM - 10:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

PWR 構成材料の SCC の機構研究 －腐食に及ぼす Ni 濃度および温度の影響－

SCC Mechanistic Study on PWR Structural Materials

－ Influence of Ni Concentration and Temperature on Corrosion －

*寺地 巧[1]，山田 卓陽[1]，岡本 マキエ[2]，宮本 友樹[2] 有岡 孝司[1]

[1]原子力安全システム研究所，[2]神戸工業試験場

SCC 機構研究として、PWR1 次系模擬環境下で 600 合金、ステンレス鋼および Ni-Cr-Fe モデル合金の腐食量を評価した。290℃では低 Ni 材ほど皮膜が厚く成長するが、360℃の高温条件では Ni 濃度依存性が小さいことが分かった。また、20%以下の Ni 濃度では低温側で腐食量が増加する傾向が認められ SCC 進展への影響が示唆された。

キーワード： PWR1 次系， SCC，皮膜厚さ，材料組成，Ni 基合金，温度依存性

1. 緒言

加圧水型軽水炉（PWR）の主要な一次系構成材料である Ni 基合金やステンレス鋼は、Fe-Cr-Ni を基本組成とし、高温高圧水中で優れた耐食性を示す材料である。これら材料は応力腐食割れ（SCC）の感受性を有するため、SCC 進展速度への冷間加工、腐食電位、温度条件、材料組成などについての評価が行われてきた[1]。その結果、290℃～360℃の温度範囲で 600 合金の SCC 進展速度はアレニウス型の温度依存性を示すが、比較的 Ni 濃度が低い材料では高温側で進展が停滞する条件があることが分かっている[1]。Terachi ら[2]は同様の環境でステンレス鋼の腐食が高温側で抑制されること確認し、腐食の抑制が SCC 進展への影響因子として寄与すると考えたが、材料組成と温度の腐食への影響を体系的に調べた研究はなく、詳細は明らかになっていない。そこで本研究では、SCC 進展試験に供した 0.5TCT 試験片を用い、皮膜厚さの評価を行うことで Ni 濃度と温度の影響について考察した。

2. 実験

600 合金、ステンレス鋼および 10~75wt%Ni-16wt%Cr-Bal.Fe の代表組成を持つモデル合金について、20%CW 材の 0.5TCT 試験片を製作し、底部を 3μm のダイアモンドペーストで研磨した。SCC 進展試験は、PWR1 次系模擬環境下（500ppmB＋2ppm Li＋DH 30cc/kg H_2O, 290～360℃）で行い、表面に形成した皮膜を収束イオンビーム加工装置またはクロスセクションポリッシャーにて断面加工を施した後、SEM による観察から内層の皮膜厚さを求めた。また、試験時間の異なる部材を評価するため、内層皮膜厚さを放物線速度定数（Kp）（$x^2=2Kpt$: x 皮膜厚さ、t：試験温度）に換算し、Ni 濃度および温度の影響について評価した。

3. 結果・考察

Kp に及ぼす Ni 濃度および温度の影響を図 1 に示す。290℃では低 Ni 材（高 Fe 材）ほど皮膜が厚く成長した。一方、340 および 360℃の高温条件では Ni 濃度依存性が小さく、皮膜成長傾向に大きな差はない。これらの傾向は、材料中の Ni 濃度により腐食の温度依存性が変化することを示し、同時に SCC 進展傾向と腐食の間に関連があることが示唆された。

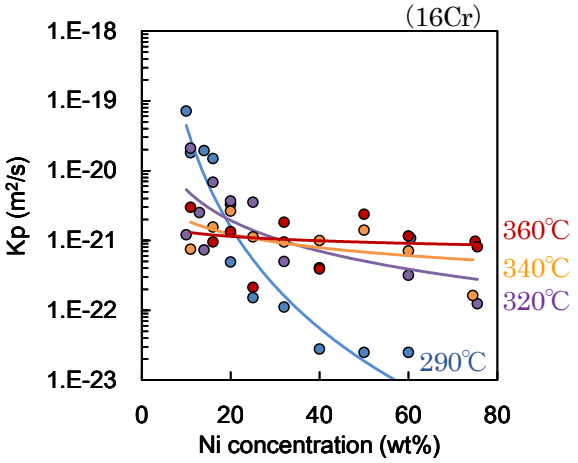


図 1 Kp に及ぼす Ni 濃度および温度の影響
(PWR1 次系模擬条件，10~75wt%Ni-16wt%Cr-Bal.Fe)

[1] 例えば、K. Arioka et al., Corrosion, 74[1], (2018)
[2] T. Terachi et al., NPC 2010. Quebec. (2010)

*Takumi Terachi[1], Takuyo Yamada[1], Makie Okamoto[2], Tomoki Miyamoto[2] and Koji Arioka[1]

[1]Institute of Nuclear Safety System, Inc. [2]Kobe Material testing Lab.

ステンレス鋼溶接金属/鋳鋼の酸素添加高温水中の SCC 挙動に及ぼす水質と温度の影響

Influence of Water Chemistry and Test Temperature on SCC Behavior of Welds and Cast Stainless Steels in Oxygenated High-Temperature Water

*山田　卓陽[1]，寺地　巧[1]，岡本　マキエ[2]，有岡　孝司[1]
[1]原子力安全システム研究所，[2]神戸工業試験場

ステンレス鋼溶接金属とステンレス鋳鋼について、2900 ppm B を含む水質条件での酸素の影響を考慮した高温水中の SCC 挙動を SCC 進展試験により調べた。290℃～320℃の温度範囲で低温ほど SCC 進展速度は遅くなり、320℃では 500 ppm B+2 ppm Li の条件と比べて速い SCC 進展速度であることがわかった。

キーワード：ステンレス鋼溶接金属、ステンレス鋳鋼、高温水中 SCC 進展挙動、水質影響、温度影響

1. 緒言：加圧水型原子力発電所（PWR）においても、例えば安全注入系の第 1 隔離弁の外側には高濃度のほう酸水で且つ大気開放系の水が満たされており、酸素の影響を考慮した評価を必要とする可能性がある。第 1 隔離弁の外側は、PWR1 次系主管に比べて十分に低い温度である。ただし、主配管の流れによりキャビティフローが発生した場合には，温度が上昇することも考えられる。そこで本研究では、酸素を含む環境のステンレス鋼溶接金属と鋳鋼の SCC 挙動を SCC 進展試験により調べた。なお、第 1 隔離弁の外側の温度は熱伝達の状況によるため、まず PWR1 次系主管相当の 290℃～320℃の範囲で試験を実施して、温度依存性を検討した。また、既報告の PWR1 次冷却材の標準的な水質である 500 ppm B+2 ppm Li に酸素を含む水質（以降，標準（DO）水質）で取得した SCC 進展速度[1]と比較することで、水質の影響を検討した。また、腐食挙動を調べ、SCC 挙動との関係を検討した。

2. 実験方法：ステンレス鋼溶接金属は、市販の 316L と 308L 組成の溶接棒を用い、被覆アーク溶接による多層盛りで製作し、溶接中央部から 0.5TCT 試験片を採取した。ステンレス鋳鋼は遠心鋳造法で製作した SCS14A で、フェライト目標含有量を 15%とし、10%の冷間加工後 CT 試験片を採取した。SCC 進展試験は、2900 ppm B を含む水質条件で酸素を 8 ppm とし（以降 2900B（DO）水質）、試験温度は 290℃と 320℃で実施した。全ての試験の荷重条件は一定荷重とし、応力拡大係数の目標値は K= 30 MPa√m、試験時間は約 500h とした。SCC 進展速度は、平均 SCC 深さを試験時間で除して求めた。

3. 結論：図に赤で示した 316L/308L 溶接金属の 2900B（DO）水質の SCC 進展速度は、290℃～320℃の温度範囲で低温ほど遅くなり、320℃では青で示した標準（DO）水質よりも速くなった。また、316L 溶接金属では、黒で示した BWR 水質条件の報告値[2]よりも速い傾向であった。菱形で示した 10%CW SCS14A の SCC 進展速度は、両水質条件で溶接金属より遅い傾向であった。**参考文献：**

[1] T.Yamada et.al., Proc. of Nuclear Plant Chemistry Conf. 2010. [2] J.R.Hixon et.al.,13thConf. of Degradation.(2007).

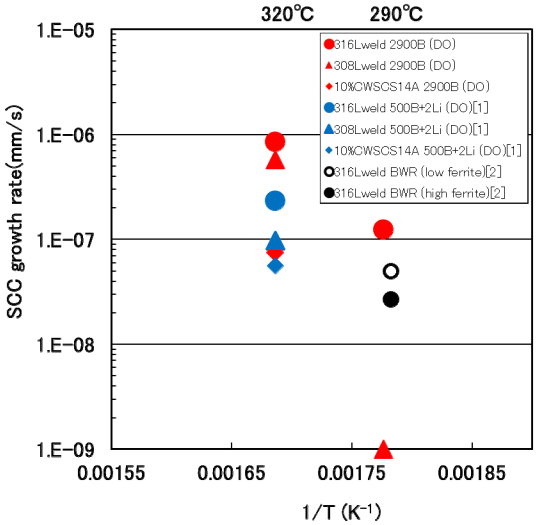


図　ステンレス鋼溶接金属の SCC 進展速度の水質と温度依存性

*Takuyo Yamada[1], Takumi Terachi[1], Makie Okamoto[2] and Koji Arioka[1], [1]Institute of Nuclear Safety System, Inc., [2]Kobe Material Testing Laboratory Group

強酸化性条件下における Ni 基合金のフッ化物溶融塩腐食

Corrosion of Ni-based alloy with molten fluoride salt under strong oxidizing condition

*小笠原 亨重[1]，関口 裕真[1]，寺井 隆幸[1]
[1]東京大学

溶融塩原子炉の構造材腐食に関して、Li_2O や O_2、Te などと共存させた溶融 LiF-NaF-KF 共晶塩が Ni 基合金(Hastelloy, Inconel）腐食に及ぼす影響を評価した。その結果、強酸化性条件における溶融塩腐食に対しても総じて Hastelloy の耐食性が Inconel より優れていることを明らかにした。また、犠牲金属として添加した Zr による防食を確認した。

キーワード：溶融塩炉、腐食、FLiNaK、Ni 基合金

1. 緒言

第 4 世代原子炉の一つとして挙げられる溶融塩炉は、近年特にアメリカや中国など海外における研究開発が活性化している[1]。溶融塩炉の構造材料には Ni 基合金が使用されるが、その腐食に関して、溶融塩中に含まれる O 不純物や核分裂生成物中の Te が影響することが知られている。本研究では Li_2O を添加し、酸化物がもたらす影響を評価した。また、溶融塩増殖炉 MSBR 計画では気相を N_2-2~5%O_2 としているが[2]、溶融塩漏出時に O_2 がもたらす影響の知見が乏しい為、気相 O_2 の腐食影響を調べた。最後に、Te 腐食に関しては、Zr を犠牲金属とし $ZrTe_2$ を生成して抑制する手法が提案されているが[3]、その成立性を調べた。

2. 手法

試験片は Inconel 600 と Hastelloy N、塩は FLiNaK (LiF-NaF-KF: 46.5-11.5-42.0 mol%)を使用し、これらをカーボンるつぼに装荷し、これを Ar または Ar-5%O_2 雰囲気下で密閉容器に入れ、マッフル炉にて 690±15℃で腐食試験を行った。不純物を添加する際は、粉末 Li_2O や金属 Zr 線はるつぼに、Te 小片は SUS316 容器に入れた。

3. 結果・考察

Li_2O 添加試験では、Inconel は $LiCrO_2$ の網状の腐食相が観察された一方、Hastelloy は若干の粒界腐食が見られたのみであった。気相 O_2 試験ではほとんど影響が観察されなかった。Zr や Te の添加試験では、総じて Zr の犠牲金属としての腐食抑制効果が観察されたが、$ZrTe_2$ は確認されなかった。一方で、Li_2O や Zr を添加した際に多量の塩がるつぼ外に移動する現象が見られた。この移動現象に関して Zr 添加の際には ZrF_4 の蒸気圧が高いことが原因と推測されるものの、Li_2O に関しては更なる調査が必要である。

参考文献

[1] 吉岡律夫, 木下幹康, トリウム熔融塩炉の開発の現状について, 第 17 回原子力委員会資料 第 2-2 号(2013)
[2] 日本原子力学会, 溶融塩増殖炉―MSBR 研究の進歩と開発への展望―, 1981.
[3] Thomas James Dolan (ed.), Molten Salt Reactors and Thorium Energy, Woodhead Publishing, (2017)

*Koji Ogasawara[1], Yuma Sekiguchi[1] and Takayuki Terai[1]
[1]The University of Tokyo.

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

[2M04-07] Zirconium

Chair:Hideo Watanabe(Kyushu Univ.)

Tue. Mar 17, 2020 10:50 AM - 12:00 PM Room M (Lecture Bildg. S 3F S-31)

[2M04] Evaluation of crystal orientation in fracture surface of Zr hydride

*hideaki sanenobu[1], Yuji Ohishi[1], Hiroaki Muta[1] (1. Osaka univ.)

10:50 AM - 11:05 AM

[2M05] Diffusion of oxygen and hydrogen in zirconium alloy oxide films

*Takuto Sakamoto[1], Kana Yamaguchi[1], Ikuji Takagi[1], Katsuhito Takahashi[2], Kan Sakamoto[2] (1. Kyoto Univ., 2. NFD)

11:05 AM - 11:20 AM

[2M06] Fuel cladding deformation behavior during anticipated loss of coolant accident at spent fuel pool

*Kinya Nakamura[1], Kenta Inagaki[1], Takeshi Sonoda[1], Satoshi Nishimura[1] (1. CRIEPI)

11:20 AM - 11:35 AM

[2M07] The bending strength of the pre-hydrided cladding tube experienced simulated-LOCA test

*Yuji Okada[1], Masaki Amaya[1] (1. JAEA)

11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

Zr 水素化物の破面における結晶方位評価

Evaluation of crystal orientation in fracture surface of Zr hydride

*實延 秀明 [1], 大石 佑治 [1], 牟田 浩明 [1]
[1] 大阪大学

軽水炉被覆管の腐食反応により脆い Zr 水素化物が生成することが知られているが、この水素化物の破壊靭性に対する結晶方位の影響はこれまで評価されていない。本研究では単相の δ 相 Zr 水素化物試料を作製し、その破面の面方位を観察した。

キーワード: Zr 水素化物, 燃料被覆管

1. 緒言

軽水炉被覆管での Zr 水素化物の析出においては、母相である α 相 Zr の底面{0001}に沿って δ 相 ZrHx の{111}が析出する晶癖面関係が知られており、これを考慮して被覆管の集合組織が調整されている。一方で、Zr 水素化物自体の破壊靭性における結晶方位の影響は評価されていない。水素化した被覆管の正確な靭性の評価には、この Zr 水素化物の破面観察、破面の結晶面方位の把握等が重要と考えられる。先行研究[1]において、押し込み試験の結果生じたき裂は特定の面で形成されている傾向が見られた。本研究では単相の Zr 水素化物試料を作製し、その破面を直接観察して面方位などを評価した。

2. 実験方法

アーク溶解によって作製した Zr インゴットを成形、研磨したうえで、10^{-6}Pa オーダーの真空下で活性化処理を行い、β 相 Zr 領域で水素ガスを吸収させ、単相の δ 相 Zr 水素化物試料を作製した。この際、観察しやすいよう試料を大粒形化するため、δ 相単相領域で 96 時間保持した。その後試料を割り、破面を電子顕微鏡により観察し、またその面方位を EBSP 法によって評価した。

3. 結果と考察

作製した試料表面の結晶方位マップを図 1 に示す。0.5 mm～1 mm 程の粒径をもつ試料が得られている。また、破面の SEM 画像を図 2 に示す。数十個の粒の破面の面方位を評価したところ、ほとんどが{111}か{110}であった。これらの面方位を示さなかった破面は全体の 1 割ほどしかなく、Zr 水素化物のへき開はほぼこの 2 面においてのみ生じると考えられる。

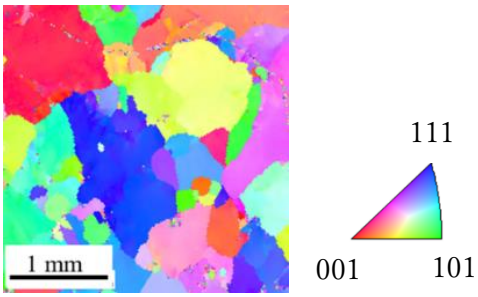


図 1 作製試料表面の結晶方位マップ

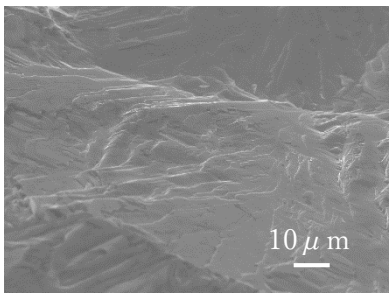


図 2 水素化物の破面

参考文献

[1] 小林翔太 他,“Zr 水素化物における割れの結晶方位観察”,日本原子力学会 2018 年秋の大会,予稿集 2E06.

*Hideaki Sanenobu [1], Yuji Ohishi [1] and Hiroaki Muta [1]
[1] Osaka University

ジルコニウム合金酸化膜中の酸素と水素の拡散

Diffusion of oxygen and hydrogen in zirconium alloy oxide films

*阪本　巧人[1]，山口　佳奈[1]，高木　郁二[1]，高橋　克仁[2]，坂本　寛[2]
[1]京大，[2]NFD

ジルカロイ２の酸化膜内における酸素(O-18)と水素(H-2)の拡散挙動を核反応法（NRA）により調べた。酸素の拡散は２つの経路があることが示唆され、水素の拡散係数は深さに依存することが分かった。

キーワード：ジルカロイ，水素脆化，拡散，核反応法，酸化膜

1. 緒言

軽水炉燃料被覆管の水素脆化を定量的に評価するためには、表面酸化膜内における水素の拡散機構を知る必要がある。本研究では、水素と酸素の拡散の関連[1]を調べるため、H-2(D)と O-18 の濃度分布を測定し、拡散係数を求めた。

2. 実験及び結果

試料はジルカロイ 2 を 673 K、12 MPa の軽水蒸気下で 90 時間酸化した後、O-18 水と重水の混合水の蒸気下で 6 時間酸化して作製した。生成した酸化膜厚は蒸留水で 1.4 μm、混合水で 0.1 μm であった。O-18 については 750～900 keV の陽子を照射し、^{18}O (p, α)^{15}N の核反応を用いて、D については 1.7 MeV の ^{3}He を照射し、D(^{3}He, p)^{4}He の核反応を用いて、それぞれの深さ方向分布を得た。拡散方程式を用いて深さ方向分布を解析し、拡散係数を求めた（図１，図２）。

3. 考察

従来、ZrO_2 中の酸素の拡散係数は二種類あることが知られていたが、１つの試料で２つの経路があることが今回の実験で初めて分かった。拡散係数は速い経路で 3.0×10^{-13} cm^2/s、遅い経路で 4.3×10^{-15} cm^2/s であった。水素の拡散については、表面から約 0.5 μm までは拡散係数が 5.3×10^{-13} cm^2/s、それより深い領域では 2.4×10^{-14} cm^2/s であった。酸素の速い経路における拡散係数と水素の浅い領域における拡散係数がほぼ同じ値であることは、水素と酸素の拡散に何らかの関連性があることを示唆している。

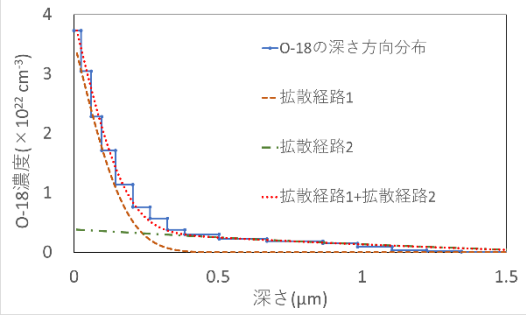


図 1　O-18 の深さ方向分布と拡散方程式による解析結果

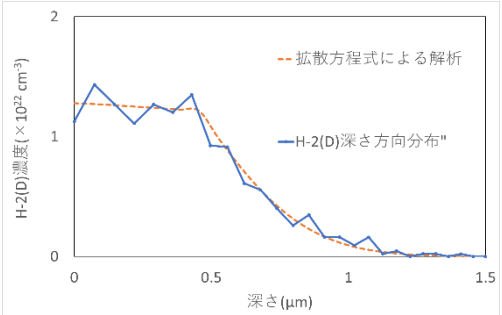


図 2　H-2(D)の深さ方向分布と拡散方程式による解析結果

参考文献

[1] T.Kato et al.,Journal of Nuclear Materials,494(2017)79-86.

---

*Takuto Sakamoto[1], Kana Yamaguchi[1], Ikuji Takagi[1], Katsuhito Takahashi[2], Kan Sakamoto[2]
[1]Kyoto Univ., [2]NFD.

使用済燃料プールの冷却材喪失事故時における燃料被覆管変形挙動
（1）ジルカロイ-4 被覆管（受入材）

Fuel cladding deformation behavior during anticipated loss of coolant accident at spent fuel pool

(1) As-received Zircaloy-4 cladding tube

*中村 勤也[1]，稲垣 健太[1]，園田 健[1]，西村 聡[1]

[1]電中研

使用済燃料貯蔵施設の冷却材喪失事故時に、燃料被覆管が膨れ変形して破裂する評価モデルの開発を目的に、想定される事故条件を超える範囲までのジルカロイ-4 被覆管を用いた破裂試験を実施した。その結果、雰囲気中の空気割合が破裂温度に及ぼす影響は軽微であること等が示された。

キーワード：使用済燃料貯蔵施設、冷却材喪失事故、ジルカロイ-4、燃料被覆管、破裂

1. 緒言

原子力発電事業者は、使用済燃料貯蔵施設（SFP）の冷却機能や冷却材の喪失事故（LOCA）等に備えて、緩和策の導入が求められている。重大事故等対策の一つとして、スプレイ設備による燃料冷却が検討されており、その性能評価には燃料被覆管が破裂に至る条件を把握しておく必要がある。SFP-LOCA 時に燃料被覆管の破裂評価モデルの開発に向けて、本報告では、短尺の未照射ジルカロイ-4（Zry-4）被覆管を用いて想定される SFP-LOCA 条件を超える範囲までの破裂試験を実施した。燃料被覆管の内圧、昇温速度および雰囲気中の空気割合が、被覆管変形挙動に及ぼす影響について報告する。

2. 試験方法

長さ 235mm の 17×17 型未照射 Zry-4 被覆管（受入材）に、中空 Al_2O_3 ペレット（外径 8.2mm、内径 5.7mm）とタングステン棒（直径 5.5mm）を挿入した密封管を、試験体とした。この試験体の周りに 8 本の加熱棒（イットリア安定化ジルコニア被覆タングステン棒）を配置した 3×3 型バンドル（燃料ピッチ 12.6mm）を、高周波加熱装置 DEGREE[1]の中心に配置した。試験体の表面温度が 490℃以下で定常状態を保ち、計測系の動作確認ならびに加熱装置内の安定化を図った後、所定条件で試験体が破裂するまで昇温した。試験体の初期内圧（1～12MPa、He）、昇温速度（10^{-4}～10^{-2} ℃/s）、および、空気・水蒸気混合雰囲気中の空気割合（0～100%）を試験パラメータとした。破裂後は、Ar 雰囲気に切り替えて炉冷した。質量分析装置による封入 He ガスの検知、試験体内圧の急降下および試験体表面温度の急変から、破裂のタイミングを判断した。破裂後の試験体について、外観観察、寸法測定、横断面の微細組織観察および水素濃度分析を実施した。

3. 試験結果

図 1 に示すとおり、雰囲気中の空気割合が破裂温度に及ぼす影響は軽微であることが示された。これは、空気混合雰囲気で Zry-4 被覆管の熱重量変化が顕在化し始める温度（約 800℃）[2]よりも低温で破裂したことが一因と推測される。また、破裂温度と昇温速度および初期圧力の関係を図 2 に示す。初期内圧（本試験では、試験体の破裂時圧力と概ね同等）に関わらず、昇温速度の低下とともに低温での被覆管クリープ歪みの蓄積によって、破裂時間が長期化し破裂温度が低温化する傾向が認められる。この相関は、設計基準事故（DBA）の LOCA 模擬試験結果[3]と同様の傾向を示す。また、DBA-LOCA 模擬試験結果[3-4]に比べて、破裂開口部の大きさは小さい傾向を示した。これより、破裂開口部から燃料棒外へ放出される燃料片の総量が抑制されることが推測される。試験中の被覆管に吸収される水素吸収量は、より高温で破裂する DBA-LOCA 時に比べて小さく、明瞭な軸方向の水素濃度分布は見られない傾向が示された。

今後、これら基礎的な知見の蓄積に基づいて、燃料挙動評価モデルと過酷事故解析コードを連成させる等、事故シナリオに応じた破裂評価モデル開発を進めていく予定である。

参考文献

[1] 中村ら, 2016 秋の大会, 3H09.
[2] Y. Nemoto et al., WRFPM 2017.
[3] F. Nagase, in R.J.M. Konings et al. (eds) Comprehensive Nuclear Materials, Elsevier (2012) pp 595-608. [4] T. Narukawa, M. Amaya, JNST, **53**, 1758 (2016).

*Kinya NAKAMURA[1], Kenta Inagaki[1], Takeshi Sonoda, Satoshi Nishimura[1], [1]Central Research Institute of Electric Power Industry (CRIEPI)

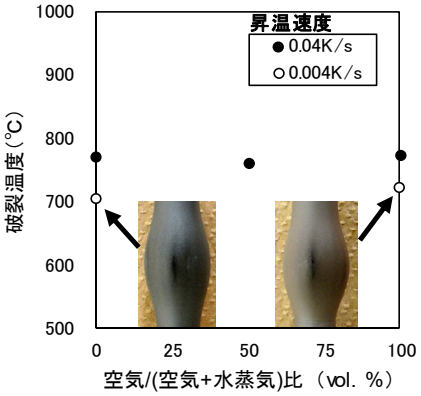


図 1　破裂温度の雰囲気依存性

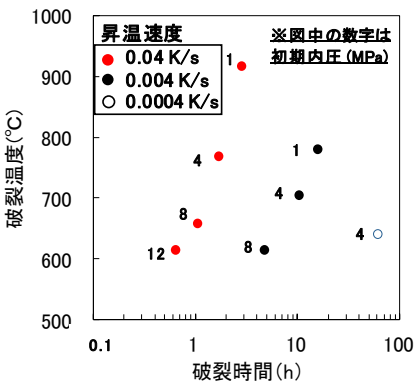


図 2　破裂温度と昇温速度および初期圧力の関係

水素吸収させた被覆管の冷却材喪失事故（LOCA）模擬試験後曲げ強度

The bending strength of the pre-hydrided cladding tube experienced simulated-LOCA test

*岡田　裕史[1]，天谷　政樹[1]
[1] 日本原子力研究開発機構（JAEA）

通常運転時に被覆管に吸収された水素がLOCA後の被覆管曲げ強度に及ぼす影響をLOCA模擬試験後4点曲げ試験により評価した。その結果、最大曲げ応力は試験前の水素吸収量の増加に伴い減少する傾向がみられた。また、通常運転時からLOCA事象を通して吸収された全水素吸収量で整理できることが示唆された。

キーワード：被覆管，ジルカロイ-4，LOCA後耐震，曲げ強度，水素吸収

1. 緒言

東京電力福島第一原子力発電所での事故以降、JAEAでは、LOCA後長期冷却期間の外力に対する燃料棒の耐破断性を評価するために被覆管のLOCA模擬試験後4点曲げ試験を実施している。先行研究により、受取ままジルカロイ-4被覆管（以下、受取材）の膨れ破裂部や二次水素化部の最大曲げ応力とprior-β層厚さの関係は把握できたが[1, 2]、通常運転時の水側腐食に伴う水素吸収がこの関係に及ぼす影響については明らかになっていない。本研究では、予め水素吸収させた未照射ジルカロイ-4被覆管（以下、水素吸収材）を対象としたLOCA模擬試験後4点曲げ試験によりその曲げ強度を評価した。

2. 実験

本研究では、長さ190 ~ 200 mmの受取材及び水素吸収材の両端に端栓を取り付けた試験燃料棒を用いた。被覆管には軸方向3ヶ所に幅約2 mm、長さ約10 mmの開口部をフライス盤加工により設け、LOCA模擬試験中に発生しうる被覆管の膨れ及び二次水素化の発生を抑制した。なお、管内部には燃料ペレットを模擬するアルミナペレットは装荷しなかった。この試験燃料棒について、先行研究[1, 2]と同様に、LOCA模擬試験（等温酸化温度：1200℃）及びその後の4点曲げ試験（支持点間距離：130 mm、荷重点間距離：72 mm）を実施した。4点曲げ試験後、被覆管破断位置近傍の水素濃度及びprior-β層厚さを測定した。また、4点曲げ試験で得られた最大曲げモーメントと金相観察結果に基づく被覆管の断面係数から、最大曲げ応力を算出した。

3. 結果及び考察

本研究で得られた最大曲げ応力と破断位置近傍のprior-β層厚さ（周方向平均）の関係を図1に示す。先行研究の結果[1, 2]と同様、水素吸収材（破断位置水素吸収量800～2000 ppm）の最大曲げ応力はprior-β層厚さに依存する傾向が見られた。また、水素吸収材の最大曲げ応力は、受取材の膨れ破裂部及び膨れ破裂無し受取材の値よりも低くなる傾向を示した。予め吸収させた水素の影響はこの差に現れていると考えられる。更に本研究で得られた水素吸収材と先行研究で得られた二次水素化部（水素吸収量1000～3000 ppm）の最大曲げ応力は同等であったことから、LOCA事象を経験した被覆管の最大曲げ応力は、通常運転時からLOCA事象を通して吸収された全水素吸収量で整理できることが示唆された。

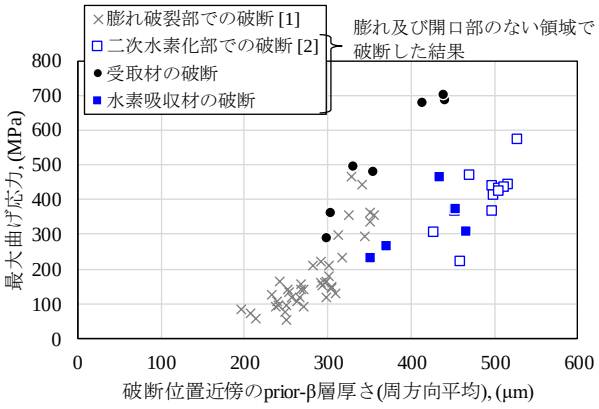


図1　最大曲げ応力とprior-β層厚さの関係

参考文献

[1] T. Yumura and M. Amaya, Ann. Nucl. Energy, 120, 798-804 (2018)
[2] Y. Okada and M. Amaya, Ann. Nucl. Energy, 136, doi: 107028 (2020)

*Yuji Okada[1] and Masaki Amaya[1]
[1]Japana Atomic Energy Agency (JAEA)

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

[2M08-12] Reactor Pressure Vessel

Chair:Kazunori Morishita(Kyoto Univ.)

Tue. Mar 17, 2020 2:45 PM - 4:10 PM Room M (Lecture Bildg. S 3F S-31)

[2M08] In-situ transmission electron microscopy study of evolution of dislocation loops in irradiated reactor pressure vessel model alloys

*Liang Chen[1], Kenta Murakami[2], Dongyue Chen[1], Hiroaki Abe[1], Zhengcao Li[3], Naoto Sekimura[1] (1. Univ. of Tokyo, 2. Nagaoka Univ. of Tech., 3. Tsinghua Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM

[2M09] Microstructure analysis of ion-irradiated reactor pressure vessel steel using X-ray absorption

*Keiko Iwata[1], Yoosung Ha[1], Hisashi Takamizawa[1], Masaki Shimodaira [1], Mitsunori Honda[1], Yoshihiro Okamoto[1] (1. JAEA)

3:00 PM - 3:15 PM

[2M10] In-situ WB-STEM study of annealing process of neutron irradiation induced dislocation loops.

*Kenta Yoshida[1], Yufeng Du[1], Yusuke Shimada[1], Tomoaki Suzudo[2], Kazuto Arakawa[3], Takeshi Toyoma[1], Koji Inoue[1], Somei Ohnuki[4], Yasuyoshi Nagai[1] (1. Tohoku Univ., 2. JAEA, 3. Shimane Univ., 4. USTB)

3:15 PM - 3:30 PM

[2M11] Uncertainty evaluation of Charpy ductile-to-brittle transition temperature for neutron-irradiated reactor pressure vessel steels

*Hisashi Takamizawa[1], Yutaka Nishiyama[1] (1. JAEA)

3:30 PM - 3:45 PM

[2M12] Effects of irradaition and thermal aging on PRV mock up material of Hamaoka-1(2)

*Hideo Watanabe[1], Tomoki Ohnori[2], Yasuhiro Kamada[3], Hideki Yuya[4] (1. RIAM, Kyushu Univ.,, 2. Kyushu Univ.,, 3. Iwate Univ.,, 4. Chubu Electric Power C0. Inc.,)

3:45 PM - 4:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

In-situ transmission electron microscopy study of evolution of dislocation loops in irradiated reactor pressure vessel model alloys

*Liang Chen[1], Kenta Murakami[2], Dongyue Chen[1], Hiroaki Abe[1], Zhengcao Li[3] and Naoto Sekimura[1]
[1]Univ. of Tokyo, [2]Nagaoka Univ. of Tech., [3]Tsinghua Univ.

In order to investigate the mechanism of dislocation loop evolution under irradiation, particularly loop growth, Fe-based alloy is selected and in-situ irradiation in TEM following bulk irradiation is performed in this work. The growth kinetics of loops and the effect of one-dimensional migration of loops are investigated.

Keywords: dislocation loops, reactor pressure vessel model alloy, in-situ transmission electron microscopy

1. Introduction

Dislocation loop is a principal feature of radiation damage in nuclear structural materials such as reactor pressure vessel steel. The evolution of loops under irradiation has been predicted by modelling studies. However comparable experimental data are desired to validate and guide the modelling. Also, the understanding of loop behaviour under irradiation will provide the basis for clarifying the interaction between solute atoms and radiation defects. The objective of this work is to investigate the mechanism of loop evolution under irradiation, particularly loop growth which can be a dominant phenomenon at high dose region. For this purpose, first, bulk of Fe-based alloy is irradiated to produce well visible loops, and then subsequent in-situ irradiation with accelerator-TEM linked facility is performed to observe the evolution of loops. The growth kinetics of loops is investigated, and the effect of one-dimensional migration of loops is analysed.

2. Experimental

Bulk of Fe-based alloy, Fe-0.6wt.%Ni is irradiated with 2.8 MeV Fe^{2+} ions to 1 dpa at 400 ^{o}C at the High Fluence Irradiation Facility, The University of Tokyo (HIT). Then foil specimen for subsequent in-situ irradiation is prepared using FIB. This is followed by flash polishing to fully remove FIB-induced damage. The in-situ irradiation is performed with 1 MeV Fe^{2+} ions at 400 ^{o}C with TEM observation.

3. Results

Fig. 1 shows the growth kinetics of large loops under in-situ irradiation in Fe-0.6Ni. Two types of growth behavior can be observed. One typical case is the growth with constant speed, and the other is the abrupt growth with rapid size increase. The constant speed growth can be estimated based on rate theory, assuming loop growth by absorbing freely-migrating defects [1]. Detailed analysis of TEM images indicates that the abrupt growth should be contributed by one-dimensional migration of loops. The one-dimensional migration is then analysed.

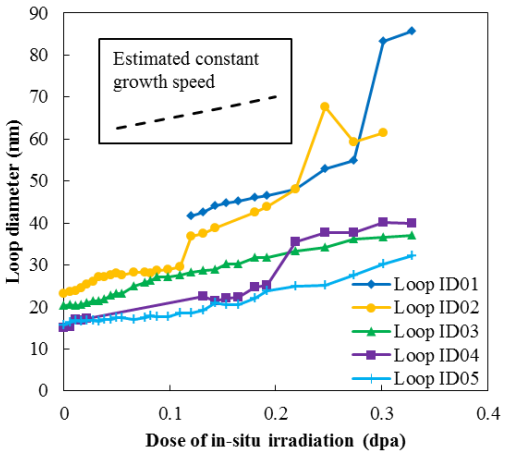


Fig. 1. Growth kinetics of loops under in-situ irradiation

References

[1] M. Kiritani et al., J. Phys. Soc. Jpn., 38 (1975) 1677.

イオン照射した原子炉圧力容器鋼の X 線吸収を用いた微細構造解析

Microstructure analysis of ion-irradiated reactor pressure vessel steel using X-ray absorption

*岩田　景子，河　侑成，髙見澤　悠，下平　昌樹，本田　充紀，岡本　芳浩

原子力機構

原子炉圧力容器(RPV)鋼の照射による微細構造変化を調べるため、イオン照射前後の材料に対して溶質元素の広域 X 線吸収微細構造 (EXAFS)分析を実施した。照射前後の EXAFS スペクトル形状の変化から溶質原子周辺の構造変化を評価した。また、第一原理に基づく EXAFS スペクトル解析を行い、結晶構造変化を詳細評価した。

キーワード：圧力容器鋼，EXAFS，イオン照射

1. 緒言

RPV 鋼は照射を受けることで結晶粒内に溶質原子クラスタが生成され、硬化することが知られている[1]。しかし、溶質原子クラスタや周囲の格子欠陥の硬化への影響については十分な知見が得られていない。本研究では、RPV 鋼に含まれる溶質原子の周辺原子の配位数や原子間距離などのイオン照射による変化を EXAFS により評価した。また、欠陥構造モデルを構築し、得られた解析値を実測値と比較することで詳細な構造変化を推測した。

2. 実験

比較的 Cu 含有量が高い低合金鋼 (ASTM A533B Cl.1 鋼)の母材領域に対して HIT にて 2.8 MeV の Fe^{2+}イオンを 290℃で、照射表面から深さ 600 nm の損傷量が約 0.5 dpa となるように照射した。EXAFS 測定は KEK PF BL-27B にて蛍光法により実施した。測定対象スペクトルは Cu *K*-edge (8984 eV), Mn *K*-edge (6539 eV), Ni *K*-edge (8332 eV)である。取得した EXAFS スペクトルの解析には WinXAS 3.2 を用い、欠陥構造モデルの解析には FEFF 9.6 を使用した。

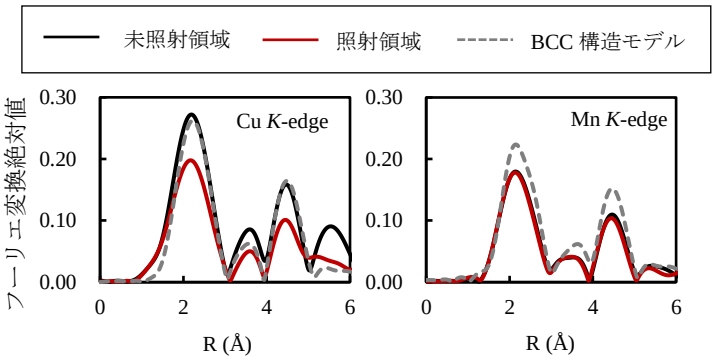


図 1 フーリエ変換した未照射及びイオン照射材の EXAFS スペクトル

3. 結果

図 1 に未照射領域と照射領域、及び BCC 構造モデルに対するフーリエ変換後 EXAFS スペクトルを溶質元素毎に示す。Cu 原子周辺では、照射前後で配位数が減少し、第 1 配位との原子間距離は BCC 構造と比較して短い距離であった。これらの現象を考慮した欠陥構造モデルを作成し、シミュレーション解析を実施した。その結果、Cu 吸収原子周辺に 5-9 Å 程度の空孔型欠陥及び 1.97 Å の距離に Fe 原子を挿入した欠陥構造モデルが照射領域の実験値をよく再現した。Mn 原子周辺は照射に関わらず BCC 構造とは異なる形状のスペクトルを示したが、これは BCC 構造で固溶する Mn の他に炭化物($(Fe, Mn)_3C$)等[2]として存在する Mn の構造情報が混在していたためと考えられる。

放射光実験は、高エネルギー加速器研究機構放射光実験施設（KEK-PF）共同利用実験課題 2016G118 にて実施した。

参考文献

[1] W.J.Phythian and C.A. English, Microstructural evolution in reactor pressure vessel steels, J. Nucl. Mater. 205 (1993) 162-177.

[2] K. Fukuya et al., Microstructural Evolution in Reactor Vessel Steels under Neutron Irradiation, INSS Monographs, No.1 (2001).

*Keiko Iwata, Yoosung Ha, Hisashi Takamizawa, Masaki Shimodaira, Mitsunori Honda, Yoshihisa Okamoto

Japan Atomic Energy Agency

その場 WB-STEM 法による照射誘起転位ループ焼鈍過程の定量解析

In-situ WB-STEM Study of Annealing Process of Neutron Irradiation Induced Dislocation Loops

*吉田健太[1], 杜玉峰[1], 嶋田雄介[1], 鈴土知明[2], 荒河一渡[3], 外山健[1], 井上耕治[1], 大貫聡明[4], 永井康介[1]
[1]東北大学, [2]JAEA, [3]島根大学, [4]北京科技大

本研究では、WB-STEM に二軸傾斜試料加熱ステージを組み合わせることで、原子炉圧力容器鋼中に中性子照射によって生じた微小転位ループの焼鈍過程について、数密度・サイズ・バーガースベクトルの分布などを定量解析することに成功した。

キーワード：RPV, Radiation defect, Electron Microscopy

1. 緒言

我々はこれまでに、より簡便な転位定量解析法の確立を目指し、熱電子銃型ウィークビーム走査透過電子顕微鏡(LaB_6-WB-STEM)を開発した。本研究では、WB-STEM に二軸傾斜試料加熱ステージを組み合わせることで圧力容器鋼の脆化素過程をその場観察する。

2. ＴＥＭ内その場照射後焼鈍試験

2-1. その場ＷＢ－ＳＴＥＭ

図 1(a)には 450 度でその場焼鈍中の転位ループの挙動を示す。不安定な 1/2<111> 型転位ループが転位近傍で安定化している <100>型ループに取り込まれる過程を可視化することができた。これは世界で初めての結果である。

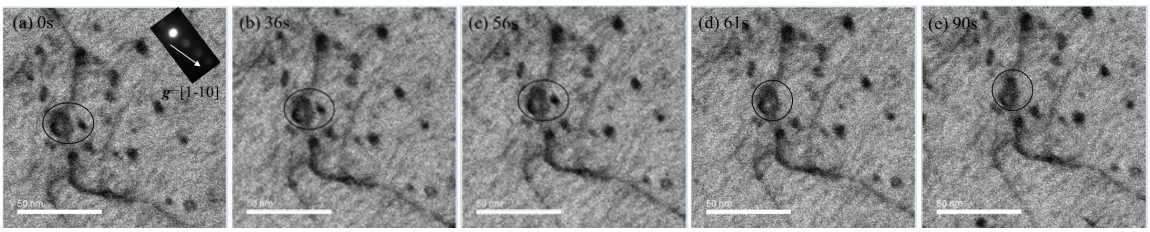


図 1：450 度焼鈍中の転位ループの挙動。[001]入射から散乱条件 g＝[1−10], (g, 3g) で測定。

2-2. 転位ループの g・b 定量解析

次に、[001]入射から g・b 解析を用いた転位ループのバーガースベクトル解析を行い、8.2×10^{23} neutrons/m^2 の中性子照射を受けた原子炉圧力鋼の各焼鈍温度で 1/2<111> 型ループと<100>型ループの存在割合を求めた。その結果、400 度焼鈍後の転位ループを示す。1/2<111> 型ループが焼鈍によって、<100>型ループに変化することが実証された。

参考文献

[1] K. Yoshida et al., Microsc., 66 (2017) 120.

---

*Kenta Yoshida[1], Yufeng Du[1], Yusuke Shimada[1], Tomoaki Suzudo[2], Kazuto Arakawa[3], Takeshi Toyama[1], Koji Inoue[1], Somei Ohnuki[4], Yasuyoshi Nagai[1]

[1]Tohoku Univ., [2]JAEA, [3]Shimane Univ., [4]USTB

中性子照射された原子炉圧力容器鋼のシャルピー延性脆性遷移温度の不確かさ評価

Uncertainty evaluation of Charpy ductile-to-brittle transition temperature for neutron-irradiated reactor pressure vessel steels

*髙見澤 悠、西山 裕孝
日本原子力研究開発機構

原子炉圧力容器(RPV)鋼のシャルピー衝撃試験による延性脆性遷移温度(DBTT)評価の不確かさについて、ベイズ統計に基づいて評価する手法を整備するとともに、照射前後の実測データに対する不確かさ評価を行った。

キーワード：原子炉圧力容器鋼，照射脆化，シャルピー衝撃試験，延性脆性遷移温度，不確かさ評価

1. 緒言

RPV 鋼の照射脆化は、シャルピー衝撃試験の 41J 吸収エネルギーを示す延性脆性遷移温度(T_{41J})の照射前後での変化量(ΔT_{41J})に基づいて予測されており、健全性評価においては T_{41J} や ΔT_{41J} の不確かさを考慮してマージンを設定する必要がある。T_{41J} の不確かさは、試験片の採取位置、試験数、試験温度などに起因すると考えられる。本研究では、ベイズ統計に基づき、上記の因子を考慮して T_{41J} の不確かさを評価するための手法を整備し、照射前後における T_{41J} の不確かさの変化や試験数、試験温度が T_{41J} の不確かさに及ぼす影響について検討した。

2. 解析方法

原子力機構がこれまで取得してきた様々な材料特性を有する RPV 鋼の未照射及び中性子照射材のシャルピー衝撃試験データを用いて式(1)に示す双曲線関数の係数を最適化し、上部棚吸収エネルギー(USE)と T_o で規格化して吸収エネルギーの温度依存性を式(2)のようにモデル化した(図 1 参照)。

$$\text{吸収エネルギー} = A + B \cdot tanh\{(T - T_o)/C\} \quad \text{式(1)}$$

$$SD = stdev - 0.5 * stdev * |\tanh\{(T_k - T_o)/C\}| \quad \text{式(2)}$$

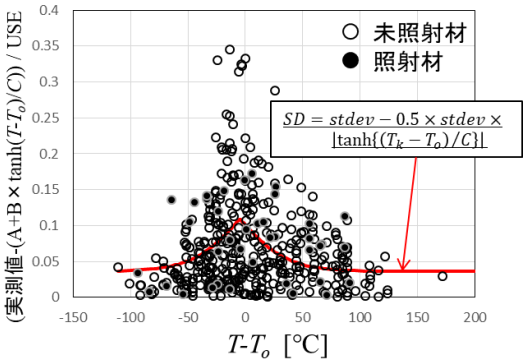


図 1 シャルピー吸収エネルギーの温度依存性

A、B は定数で、A-B、A+B はそれぞれ下部棚と USE、T は試験温度、T_o と C は双曲線の位置と傾きを決める係数、SD は試験温度 T_k に依存した吸収エネルギーのばらつき、$stdev$ は隠れ変数である。本モデルに対して、シャルピーの実測データと遷移曲線の対数尤度を目的関数としてマルコフ連鎖モンテカルロで係数サンプリングを行い、DBTT 曲線の不確かさを評価した。係数のサンプリングは R 言語環境下[1]で RJAGS[2]を用いて実施した。

3. 結果

上記の解析方法により、未照射材について DBTT 曲線の中央値及び確信区間を求めた例を図 2 に示す。照射材について評価した結果、照射によって T_{41J} の不確かさは大きく変わらず、試験数や試験温度が T_{41J} の不確かさに対して支配的であることがわかった。

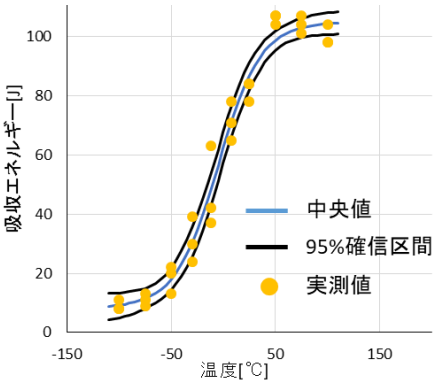


図 2 DBTT 曲線（未照射材）の不確かさ評価例

参考文献:

[1] https://www.r-project.org/、[2] https://cran.r-project.org/web/packages/rjags/

*Hisashi Takamizawa, Yutaka Nishiyama, Japan Atomic Energy Agency

浜岡１号炉モックアップ材を用いた照射・熱時効影響評価（2）

Effects of irradiation and heat treatment on PRV mock up material of Hamaoka 1 reactor

*渡邊英雄[1]，大法友樹[1]，鎌田康寛[2]，熊野秀樹[3]
[1]九州大学，[2]岩手大学，[3]中部電力

中部電力（株）浜岡１号炉モップアップ材を用いて、イオン照射並びに時効処理前後の微小硬さ並びに組織観察から、高経年化炉特有の現象について考察した。

キーワード：原子炉圧力容器，照射脆化，浜岡１号炉、イオン照射、時効処理、収差補正電子顕微鏡

１．緒言

原子力発電所の主要構造物として原子炉圧力容器があり，その中性子による材料の劣化（照射脆化）は最も重要な高経年化評価の対象となっている。原子炉圧力容器は監視試験片と脆化予測式から管理運営がされているが，いくつかの未解明な事象について科学的根拠を示すことは重要な課題である。本研究では、実機とほぼ同一の熱履歴と予測されるモックアップ（UT ブロック）材に対してイオン照射並びに熱処理による影響を評価した。

２．実験方法

浜岡原子力発電所１号炉 UT ブロックとして使用された材料から各種試験片を切り出し、照射前の組織を詳細に観察した。鉄イオン照射は、九州大学応用力学研究所設置のタンデム型加速器を用いて、290℃にて 1.0dpa まで実施した。クラッド部（2 相ステンレス部）、溶融部（熱影響部）、母相部に対して照射を行い、照射後、九州大学の収差補正機能を有する高精度の電子顕微鏡による STEM 観察や微小硬さ変化を測定した。また、400℃にて１万時間までの熱処理を行い、磁気測定並びにクラッド部に形成される G 相等の観察及び熱処理に伴う微小硬さを測定した。

３．実験結果

中性子照射に伴う照射脆化の原因として、不純物として含まれる銅の析出物に加え、高経年化原子炉特有の現象として格子間原子型の転位ループの形成が知られている。浜岡 1 号炉模擬材の内部組織を示す。表面クラッド・容器界面近傍は溶接時の熱の影響の為、粒成長、炭化物の形成が顕著であり母相とクラッド界面では照射前の硬度が高い。図２に母相硬さ変化の 290℃照射による照射量（dpa）依存性を示す。入熱の影響の無い母材部分のイオン照射による脆化挙動は、これまでの銅濃度の異なる IVAR 材とよい一致を示しており、銅濃度依存性に関する各種の知見が本実機模擬材料においても活用可能であることが示された。図２に 400℃時効材の硬さ変化、図 3 に 1000 時間時効材の STEM-EDS の結果を示す。1000 時間を超えるとα相の硬さが増加し、これは G 相の形成と密接な関連があることが示された。

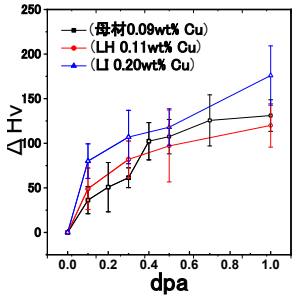


図１　硬度変化の照射量依存性

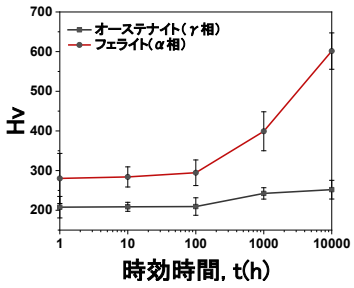


図２　クラッド部硬さ変化

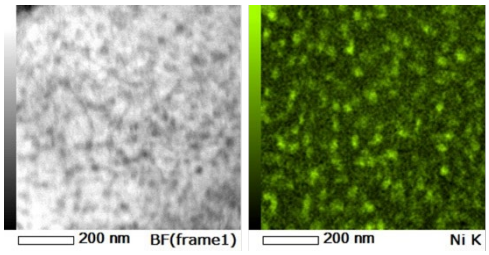


図３　STEM-EDS 観察結果（400℃、1000ｈ）

*Hideo Watanabe[1], Omoki Onori[1], Yasuhiro Kamada[2] and Hideki Yuya[3]
[1]Kyushu Univ.　[2]Iwate Univ.　[3]Chubu Electric Power Co.

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

[2N01-07] Data Analysis Method

Chair:Mitsuhiro Nogami(Tohoku Univ.)

Tue. Mar 17, 2020 10:00 AM - 11:55 AM Room N (Lecture Bildg. S 3F S-32)

[2N01] Development of the Nuclide Analysis Method for Contaminated Water

*Ryuki Tanaka[1], Hiroshi Nishizawa[1], Masateru Hayashi[1], Tetsushi Azuma[1], Makoto Sasano[1], Masakazu Nakanishi[1] (1. Mitsubishi Electric)

10:00 AM - 10:15 AM

[2N02] Spectral decryption method and its application to gamma-ray determination

*Masumi Oshima[1], Jun Goto[2], Tadahiro Kin[3], Takehito Hayakawa[4], Yuji Ohta[1], Hirofumi Shinohara[1], Hirofumi Seto[1], Keisuke Isogai[1] (1. Japan Chemical Analysis Center, 2. Niigata University, 3. Kyushu University, 4. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology)

10:15 AM - 10:30 AM

[2N03] Validation of convergence judgment method for Bayesian inference by the gamma-ray spectroscopy with NaI(Tl) scintilator

*Shingo Tamaki[1], Fuminobu Tamaki[1], Isao Murata[1] (1. Osaka University)

10:30 AM - 10:45 AM

[2N04] Development of digital signal processing for CdTe semiconductor detector in high dose rate radiation field

*Yoshiki Ikeda[1], Fumiaki Takasaki[1], Jun Kawarabayashi[1], Naoto Hagura[1] (1. Tokyo City University)

10:45 AM - 11:00 AM

[2N05] Evaluation of the detection limit count for the shape of energy spectrum of CZT detector

*Hirotaka SAKAI[1], Taiki YOSHII[1], Fumiaki TAKASAKI[2], Jun KAWARABAYASHI[2] (1. S/NRA/R, 2. Tokyo City Univ.)

11:00 AM - 11:15 AM

[2N06] One-dimensional radiation distribution sensing method based on wavelength spectrum unfolding of optical fiber

*Yuta Terasaka[1,2], Kenichi Watanabe[2], Akira Uritani[2], Yuki Sato[1], Tatsuo Torii[1], Ikuo Wakaida[1] (1. JAEA, 2. Nagoya Univ.)

11:15 AM - 11:30 AM

[2N07] A Study of Response-function for in-situ Gamma-ray spectrometry with Unfolding Technique

*Tetsushi Azuma[1], Masateru Hayashi[1], Makoto Sasano[1], Ryuki Tanaka[1], Hiroshi Nishizawa[1], Masakazu Nakanishi[1], Yoshitsugu Sawa[1] (1. Mitsubishi Electric Corp.)

11:30 AM - 11:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

水中に含まれる放射能の高精度核種分析手法の開発

Development of the Nuclide Analysis Method for Contaminated Water

*田中 隆己[1]，西沢 博志[1]，林 真照[1]，東 哲史[1]，笹野 理[1]，中西 正一[1]

[1]三菱電機

上水や河川に含まれる放射性セシウムの放射能濃度のモニタリングを行うために、NaI シンチレーション検出器に核種分析手法を適用し、飲料水の基準値（10Bq/L）に対応した性能を示せるか検討した。浸漬式水モニタを試作し、性能評価試験により決定しきい値は約 1Bq/L の性能が得られることを確認した。

キーワード：核種分析，γ線検出器

1. 緒言

水の摂取による内部被ばくを避けるため、上水や河川に含まれる放射性セシウムの放射能濃度のモニタリングが必要となる。従来の測定方法では核種同定を行う場合、波高スペクトル上の特定チャンネル領域のみを測定するため、近接するエネルギーを放出する妨害核種の影響や、環境由来のγ線が混入する場合もあり、対象核種の放射能濃度を正確に評価することが困難だった。そこで、水モニタに核種分析手法としてアンフォールディング手法[1]を適用することで、汚染地域の環境（数μSv/h）においても、飲料水の基準値（10Bq/L）に対応した性能を示せるか検討した。

2. 方法

試作した浸漬式水モニタのγ線検出部には、NaI(Tl)シンチレーション検出器（φ3inch×3inch）を採用した。浸漬式水モニタの性能評価には、容積：2.4m×1.2m×0.8m の水タンクを使用し（図 1）、^{137}Cs 線源によるγ線照射試験を実施した。なお、アンフォールディングに用いる応答関数はモンテカルロ計算コード EGS5[2]により作成した。

3. 結果

水モニタの設置場所における ^{137}Cs による線量への寄与が数μSv/h と想定し、^{137}Cs 線源の照射試験により決定しきい値を評価した。測定時間 1 時間、空間線量 1μSv/h の条件において決定しきい値が 1.2Bq/L であることを確認した（図２）。飲料水の基準値（10Bq/L）を十分下回る性能が得られており、汚染地域の環境において適応できる見込みが得られた。

アンフォールディング手法の妥当性を確認するため、放射能標準溶液の代わりに ^{137}Cs 固体線源を水中に規則的に配置することで、レスポンス評価試験を行った。また、測定時間に対する決定しきい値の関係についても評価した。発表ではこれらの結果についても報告する。

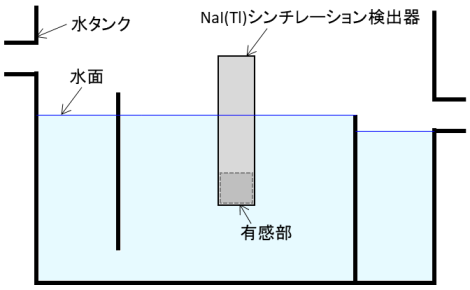


図 1　浸漬式水モニタ 試験構成

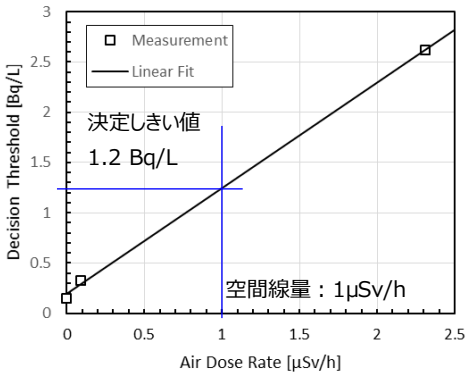


図 2　^{137}Cs による照射結果

参考文献

[1] M. Hayashi, et al, KEK proceedings 2014-7, P.352-360, (2014)

[2] Hirayama, H., et al, The EGS5 Code System, SLAC-R-730 (2005)

*Ryuki Tanaka[1], Hiroshi Nishizawa[1], Masateru Hayashi[1], Tetsushi Azuma[1], Makoto Sasano[1] and Masakazu Nakanishi[1]

[1]Mitsubishi Electric Corporation

スペクトル解読法とそのガンマ線分析への適用性検討

Spectral decryption method and its application to gamma-ray determination

*大島真澄[1]，後藤 淳[2]，金 政浩[3]，早川岳人[4]，太田裕二[1]，篠原宏文[1]，瀬戸博文[1]，磯貝啓介[1]，
[1]日本分析センター，[2]新潟大学，[3]九州大学、[4]量子科学技術研究開発機構

ガンマ線スペクトルを複数の核種スペクトルの線形和であることを利用した新たな核種定量法を開発したので、その原理と 6 種の標準ガンマ線源を用いて行った定量性検証の結果を報告する。

キーワード：ガンマ線スペクトル解析法、スペクトル解読法

1. 緒言

ガンマ線による核種定量法は、現在全吸収ピーク解析法により原子力分野を始め、環境分析、医療などの分野で広く応用されている。しかし、ガンマ線検出器のピーク生成効率は小さく、定量精度は統計により大きく制限される。我々は、コンプトン散乱等に起因する連続成分も入射ガンマ線に依存する形状を有することに着目し、スペクトル全体を利用する定量法を開発した。その定量性検証の結果を報告する。

2. 原理と定式化

試料に含まれる放射性核種の数が限定され、各々の核種のスペクトルが測定済みであることを仮定すると、測定されたガンマ線スペクトルは、これらの複数核種スペクトルの線形和で表わせ、その係数は放射能値に比例する。よって、測定スペクトルと全核種のスペクトルから、最適の係数値を求めることで定量が可能になる。線形最小二乗法[1]を基に定式化を行い、MS Excel を用いたソフトウェアを開発した。

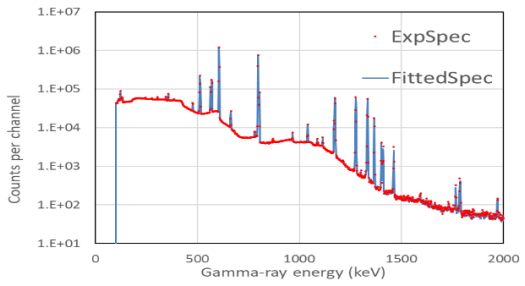


図 1 Ge 検出器による測定およびフィットしたスペクトル

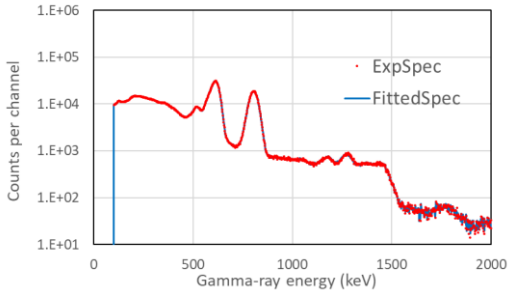


図 2 NaI 検出器による測定およびフィットしたスペクトル

3. 検証と結論

検証には AMETEK 社製 GMX40P4-70-A-S 型 Ge 検出器および応用光研工業㈱製 SP-30S-KF 型 NaI 検出器を使用した。ガンマ線標準線源 6 種（^{22}Na, ^{60}Co, ^{133}Ba, ^{134}Cs, ^{137}Cs, ^{152}Eu）を各々検出器から 10cm の位置に置き、1 秒から 100,000 秒までの異なる測定時間で得られたスペクトルを足し合わせることで、1 Bq から 10^4 Bq に相当する混合スペクトルを生成し、上記ソフトウェアで定量を行った。その結果の例を図 1，2 に示す。約 10^4 Bq の ^{60}Co, ^{134}Cs, ^{137}Cs,が存在する中で、10 Bq オーダーの他の核種を 10%オーダーの定量精度で決められることがわかった。

参考文献

[1] see, for example, P.R. Bevington, Data reduction and error analysis for the physical sciences, McGraw-Hill.

*Masumi Oshima[1], Jun Goto[2], Tadahiro Kin[3], Takehito Hayakawa[4], Yuji Ohta[1], Hirofumi Shinohara[1], Hirofumi Seto[1] and Keisuke Isogai[1]

[1]Japan Chemical Analysis Center, [2]Niigata University, [3]Kyushu University, [4]Nat. Inst. for Quantum and Radiological Science and Technology

NaI(Tl)を用いたガンマ線スペクトル解析による Bayes 推定法のモンテカルロ式収束判定法についての検証

Validation of convergence judgment method for Bayesian inference by the gamma-ray spectroscopy with NaI(Tl) scintilator

*玉置 真悟[1]，佐藤 文信[1]，村田 勲[1]
[1]大阪大学

本研究は、ベイズの定理に基づいたアンフォールディング法（ベイズ推定法）について、NaI(Tl)シンチレータを用いた実験的検証を行い、ベイズ推定法とモンテカルロ法を組み合わせることにより解の収束性を明らかにすることを目的とした。

キーワード：アンフォールディング，ベイズ推定法，シンチレーション検出器，NaI (Tl)，ガンマ線スペクトル測定

1. 緒言

Bayes 推定法とは、Bayes の定理に基づいて畳み込み積分の逆問題を解く（アンフォールディング）解析法であり、原子核の二重微分断面積の解析や中性子スペクトルの解析などに用いられている [1, 2]。しかしながら Bayes 推定法の劣問題条件下における解析の是非や推定値の誤差評価手法など、未解決の問題が存在する。

本研究では，NaI(Tl)シンチレータによって得られる波高スペクトルに対してベイズ推定法を施し、測定データの統計精度の違いなどによるガンマ線エネルギースペクトル解析解の収束性や得られる解の妥当性について考察し、繰り返し回数決定法の妥当性を確認した。

2. 実験

NaI(Tl)シンチレータを用いて ^{137}Cs, ^{60}Co, ^{22}Na, ^{133}Ba, ^{152}Eu から発せられるガンマ線を測定し、Bayes 推定法によって検出器に入射するガンマ線のエネルギースペクトル解析を行った。この実験を各線源に対して，測定時間を変えつつ 100 回ずつ実施し、解析結果の平均値と理論値と比較して Bayes 推定結果の再現性や収束性を評価し，統計精度の違いによる影響を調査した。実験の各エネルギーピークにおける強度の解析結果を図 1 に示す。この結果より、Bayes 推定法により各ピーク強度が精度良く測定可能と分かった。また、統計精度の違いによる有意な差異が見られず、精度の低い結果からも入射ガンマ線を十分解析可能と分かった。

3. 結論

Bayes 推定法により統計精度に寄らずガンマ線のエネルギースペクトルが解析可能であることを確認した。

今後はシンチレータの種類を変えて同様の実験を行い，検出器応答関数の形状による依存性等についても検証する。

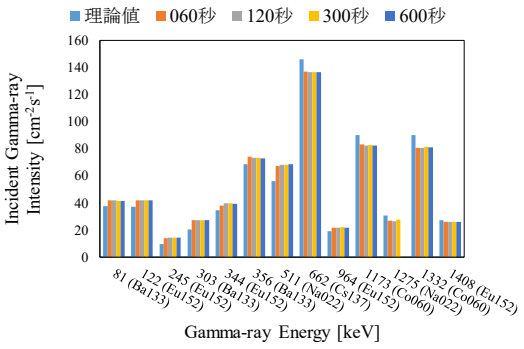


図 1 入射ガンマ線強度の理論値と実験値

参考文献

[1] K. Kondo et al., Nucl. Instr. Meth. A, 568, 2, (2006) 723-733.

[2] S. Tamaki et al., Nucl. Instr. Meth. A, 940, (2019) 435-440.

* Shingo Tamaki[1], Fuminobu Sato[1], Isao Murata[1]

[1]Osaka University

CdTe 半導体検出器の高線量率場における測定に関するディジタル波形処理の開発

Development of digital signal processing for CdTe semiconductor detector in high dose rate radiation field

*池田　好輝[1]，高崎 史晟[1]，河原林 順[1]，羽倉 尚人[1]

[1]東京都市大学

福島第一原子力発電所の炉心付近の高い放射線量場における CdTe 半導体検出器の適用に向けた研究であり、原子炉内の放射線の情報の取得と高線量場への対応を行うため、ディジタル波形処理を行った。

キーワード：CdTe，高線量，ディジタル処理

1. 緒言

福島第一原子力発電所の廃炉作業を進めるための問題点として、燃料デブリの取り出し作業が存在する。原子炉内部の調査には、遠隔操作機器（ロボット等）の使用が考えられており、機器の正確な動作を守るため、機器に積載可能な小型の検出器と放射線場の情報（スペクトルデータ）の取得が必要となる。また、検出器を炉心付近の高線量への対応を行うためディジタル波形処理を利用する。

2. 方法と結果

放射線場を模擬するため、名古屋大学 ^{60}Co 照射室を利用し、線源の ^{60}Co からの距離は 50cm(21Gy(水)/h), 90cm(6.6Gy(水)/h)で実験した。CdTe の結晶は 2×2×0.5mm を利用しており、ディジタル波形処理に関して SDL（Single Delay Line）処理（0.5μｓ）とパイルアップリジェクト処理を行った。パイルアップリジェクトはパルスのピーク信号が正常と考えられるものを選択し行った。パイルアップリジェクト処理後の結果を図１，２に示す。図１において、パイルアップリジェクト処理の最も厳しい条件に設定した紫のスペクトルが明瞭に全吸収ピーク、コンプトンピークの観察が行えた。

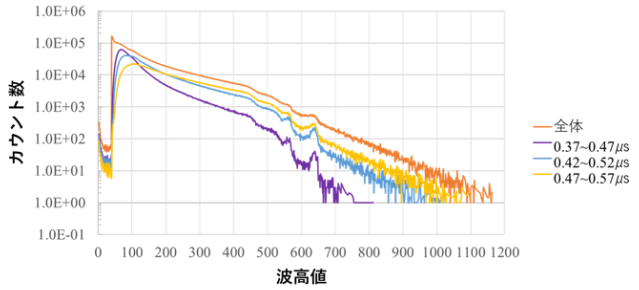


図１．90cm(6.6Gy(水)/h)のスペクトル

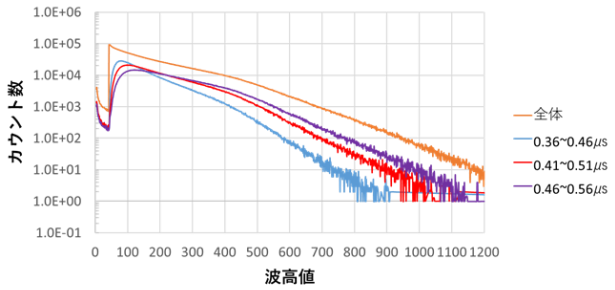


図２．50cm(21Gy(水)/h)のスペクトル

3. 結論

線源からの距離が 90cm(6.6Gy(水)/h)ではピーク位置の選択によるパイルアップリジェクト処理の結果、^{60}Co の全吸収ピークを明瞭に観察が行えた。しかし、50cm(21Gy(水)/h)ではピークの観察が困難であった。今後の課題は、今回の実験において線源と検出器の間に遮蔽材を使用していないため、遮蔽材を使用した場合、どのような影響が出るか検討していきたい。

参考文献

[1] L. Abbene n, G. Gerardi, F. Principato” Real time digital pulse processing for X-ray and gamma ray semiconductor detectors” 25 April 2013

[2] Fumiakasaki Takasaki, Jun Kawarabayashi, Toshiyuki Uragaki, Koh-ichi Mochiki, Naoto Hagura “Development of digital signal processing for CdTe semiconductor detector in high dose rate radiation field” 2018, IEEE

---

*Yoshiki Ikeda[1], Fumiaki Takasaki[1], Jun kawarabayashi[1] and Naoto Hagura[1]

[1] Tokyo City Univ.

CZT 検出器のエネルギースペクトル形状に対する検出限界計数の評価

Evaluation of the detection limit count for the shape of energy spectrum of CZT detector

*酒井 宏隆[1]，吉居 大樹[1]，髙﨑 史晟[2]，河原林 順[2]

[1]原子力規制庁長官官房技術基盤グループ，[2]東京都市大学

CZT 検出器は、放射線の CZT 結晶内の相互作用位置により出力波形が変化する。したがって、この検出器のエネルギースペクトルの全エネルギー吸収ピークは、低エネルギー側にテールを引く形状を示す。それを改善する手段として波形識別技術が用いられるが、本研究では、スペクトル形状の改善度合いを定量的に評価するために、ISO 11929 に基づきピーク計数の検出限界計数を適用した。

キーワード： CZT(CdZnTe)検出器，放射線検出器波形識別，測定における不確かさ，検出限界，ISO 11929

1. 緒言

CZT 検出器などの化合物半導体を用いた放射線検出器は、常温で使用可能であること及び原子番号が大きいために γ 線の検出効率が高いことから、γ 線のエネルギースペクトル分析に有用である。一方、CZT 結晶内での電子と正孔の移動度が異なるため、放射線の CZT 結晶内での相互作用位置によりその出力波形は変化し、エネルギースペクトルの全エネルギーピークは図 1 のように低エネルギー側にテールを引く形状を示す。こうした特性を改善するために波形識別技術を適用する[1,2]が、今回、ISO 11929:2010 の考え方[3,4]に基づく検出限界計数を求めることで、その改善度合いを定量的に示すことを試みた。

2. CZT 検出器のピーク計数の検出限界計数

CZT 検出器として、5mm × 5mm × 5mm の CZT 結晶を BNC コネクタパッケージにマウントしたものを用いた。検出器への印加電圧を 500V とし、^{137}Cs（約 1MBq）線源を検出器表面から約 1 cm 離して設置し、前置増幅器出力を分解能 12bit の 80MHz サンプリングのデジタイザで波形をデジタル化して図 1 のエネルギースペクトルを得た。ここで、ISO 11929:2010 Annex C に従い、チャンネル幅 t の BG 区間 1 及び BG 区間 2、チャンネル幅 t_g のピーク区間を設定することで、それぞれの計数から、ネット計数 y は 4,651 カウント、検出限界計数 $y^{\#}$は 224.9 カウントと求まる。ここで、ネット計数は検出限界よりも大きいことからこのネット計数は測定可能であることが分かる。

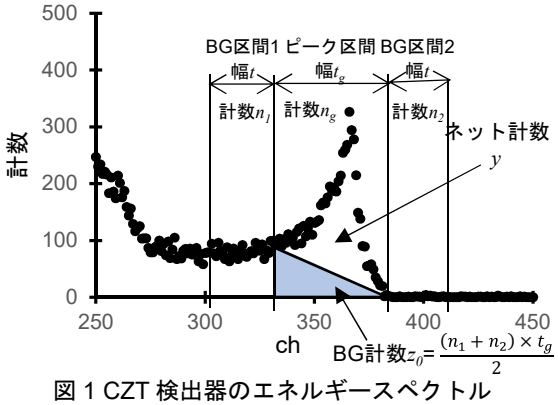


図 1 CZT 検出器のエネルギースペクトル

こういった、検出限界がネット計数の関数となる場合、スペクトル形状を保ったまま全体の計数を減らしていったとき、ネット計数 y と検出限界計数 $y^{\#}$とが同一になるネット計数がこの検出器の検出限界であると考えられる。ネット計数及び検出限界は、計数 n_1, n_g 及び n_2 の比率を保ったまま増減させると、図 2 のようになり、この検出器の検出限界計数は 14 カウントであることが分かった。

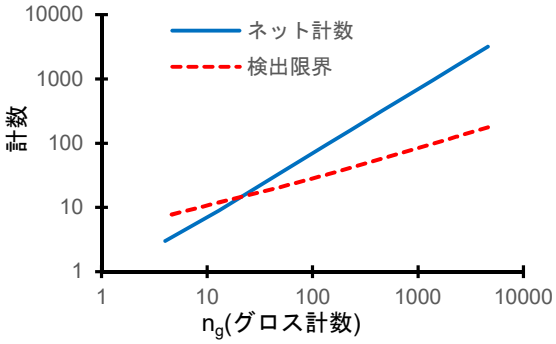


図 2 スペクトル形状を維持したまま n_g を変化させたときのネット計数と検出限界の関係

3. 結論

ISO 11929:2010 に規定された検出限界計数の考え方を用いて、CZT 検出器のスペクトル形状を検出限界の考え方から定量的に評価することを試み、修正前のスペクトルに対して、検出限界計数が 14 カウントであることが分かった。デジタル化した同一の波形データに対して、波形識別技術を適用してスペクトル形状を改善する前後の評価結果については当日報告する。

参考文献

[1] 池田 他、小型化合物半導体検出器の高線量率場での測定に関するディジタル処理の基礎検討、第 56 回アイソトープ・放射線研究発表会(東京) 1a-IV-03 (2019)

[2] H. Sakai *et al*., Improvement of energy spectrum characteristics of CdZnTe semiconductor detector by means of digital waveform processing with neural network algorithm, Nucl, Instrum. & Meth,A, 400 401 - 408 (1997)

[3] ISO 11929:2010, Determination of the characteristic limits (decision threshold, detection limit and limits of the confidence interval) for measurements of ionizing radiation -- Fundamentals and application, ISO, Switzerland, 60p, (2008)

[4] 酒井 他、低濃度放射能測定における ISO 11929 に従った測定の不確かさと特性値の導出、RADIOISOTOPES 68 巻 9 号 659-673 (2019)

* SAKAI Hirotaka[1], YOSHII Taiki[1], TAKASAKI Fumiaki[2], and KAWARABAYASHI Jun[2]

[1] Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R),

[2] Tokyo City University

光ファイバー発光波長スペクトルのアンフォールディングに基づく一次元放射線分布測定法

One-dimensional radiation distribution sensing method based on wavelength spectrum unfolding of optical fiber

*寺阪 祐太[1,2]，渡辺 賢一[2]，瓜谷 章[2]，佐藤 優樹[1]，鳥居 建男[1]，若井田 育夫[1]
[1]原子力機構，[2]名古屋大学

光ファイバーと放射線の相互作用由来の発光波長スペクトルのアンフォールディング処理により放射線入射位置を逆推定する新しい手法である「波長分解分析法」について、放射線分布決定精度、耐放射線性を評価し、本手法の適用可能範囲について検討した。

キーワード：シンチレーション光ファイバー，放射線分布測定，波長スペクトル，アンフォールディング

1. 緒言

原子力機構及び名古屋大学では光ファイバーを用いた新しい放射線分布測定手法として、光ファイバーの片側で放射線相互作用由来の発光波長スペクトルを測定し、予め整備した光ファイバー発光位置毎にファイバー端で得られる応答波長スペクトル（応答関数）を用いてアンフォールディング処理によりに放射線分布を逆推定する「波長分解分析法」の開発を進めている[1]。本手法は波長毎の発光量積分値に着目した手法であるため、これまで光ファイバーを用いた放射線分布測定で広く研究・応用されてきた飛行時間法[2]で問題となる高線量率環境でのパイルアップ及び偶発同時計数を回避でき、福島第一原子力発電所原子炉建屋内等の高線量率環境での放射線分布測定への応用が期待できる。本研究では波長分解分析法の放射線分布決定精度、使用する光ファイバーの耐放射線性に基づく適用可能な積算線量について検討を行う。

2. 実験方法

本研究ではシンチレーション光ファイバーとして Kuraray 社製 SCSF-81（Emission peak : 370 nm）及び SCSF-3HF（Emission peak : 530 nm）を用いた。両ファイバーを UV 光源のコリメート照射により励起発光させ、ファイバー発光位置毎の応答関数を分光器（Ocean Optics QEPro）で測定した（図 1）。波長毎に評価した減衰長を用いて 1cm 毎の応答関数を補完し、それらの足し合わせにより仮想的に再現した任意の放射線分布を測定した際に得られる発光波長スペクトルを入力値としてアンフォールディング処理を行い、放射線分布決定精度を検証した。耐放射線性試験は名古屋大学 ^{60}Co 照射室を用いて実施し、光ファイバー積算線量と波長毎の光量強度変化の関係を調べた。

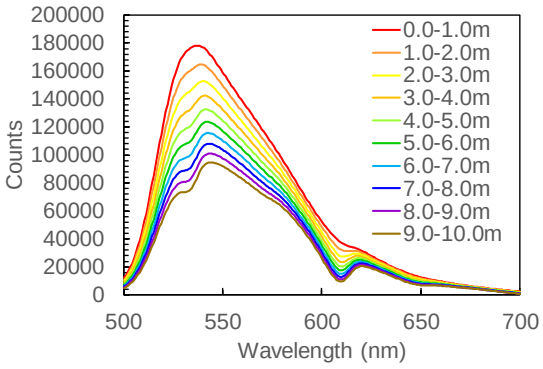


図 1　発光位置毎の応答関数
（Kuraray SCSF-3HF）

3. 結果

応答関数を用いて再現した仮想的な放射線分布測定時の波長スペクトルを入力値とした場合のアンフォールディング結果を図 2 に示す。応答行列は対象波長 BIN×ファイバー位置分割数＝10×10 とした。アンフォールディング結果は実際の分布を良好に再現しており、本手法により放射線分布測定が可能である見通しを得た。発表では波長・ファイバーの分割数による位置決定精度の違い、使用ファイバー毎の耐放射線性についても議論する。

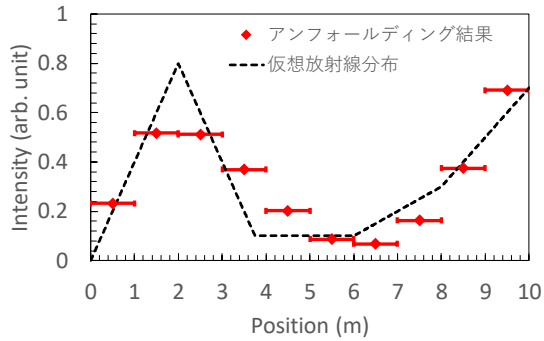


図 2　仮想放射線分布推定結果例

参考文献 [1] 寺阪ら、日本原子力学会 2019 年秋の年会　[2] Sanada et al., Jpn. J. Health Phys., (2018).

*Yuta Terasaka[1,2], Kenichi Watanabe[2], Akira Uritani[2], Yuki Sato[1], Tatsuo Torii[1] and Ikuo Wakaida[1]
[1]JAEA, [2]Nagoya Univ.

アンフォールディング法を適用する in-situ 測定向け応答関数の検討

A Study of Response-function for in-situ Gamma-ray spectrometry with Unfolding Technique

*東 哲史[1], 林 真照[1], 笹野 理[1], 田中 隆己[1], 西沢 博志[1], 中西 正一[1], 澤 良次[1]

[1] 三菱電機

in-situ 法などの被対象物の不定形の線源分布や空間線量率に起因する飛来放射線の測定では、アンフォールディング法に用いる応答関数を一意に定めることができない。そこで、検出器の方向依存性および応答関数作成時の照射モデルによる解へ不確かさを評価し、本手法に適する応答関数を検討する。

キーワード： in-situ 放射能測定, アンフォールディング, 応答関数, 方向特性, CeBr3 シンチレータ, EGS5

1. 緒言

原発事故などによる広範囲の放射能汚染としての核種毎の空間線量率や放射能濃度を迅速に評価する手段として、in-situ 測定法[1]がある。通常はエネルギー分解能に優れた HP-Ge 半導体検出器を用いるが、事故直後等の高線量環境下での使用に限界や測定時の冷却準備が必要であり、緊急時への対応としては使い勝手の面で課題があった。そこで、方向特性や高線量への対応が良好、かつ、使い勝手の面で優位性のあるシンチレーション検出器に着目し、エネルギー分析性能の向上を図る高精度な検出器の応答関数を用いたアンフォールディング法[2]の in-situ 測定法への適用性を検討する。

2. 方法

in-situ 測定法にアンフォールディング法を適用するため、任意空間から検出器へ入射するγ線の応答関数から、測定環境中のγ線フルエンス率を最も再現する解スペクトルを検討する。そこで、EGS5[3]を用いて in-situ 測定時の検出器を想定し、図 1 に示す 4 つの照射モデルに対する感度特性を評価する。なお、本評価は、サイズφ1 inch x 1 inch の市販 CeBr3 シンチレータとした。

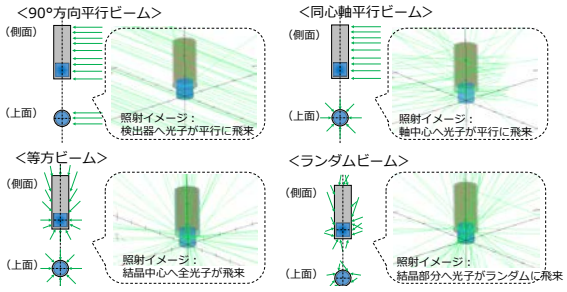


図 1　応答関数の評価モデル

3. 結果および考察

検出器への様々なエネルギーのγ線入射モデルに応じた感度特性として、検出器側面への 90° 方向平行ビーム照射モデルに対する相対評価した（図 2）。結果、照射条件によって、γ線エネルギー毎に感度特性が異なっており、90° 方向平行ビーム照射モデルの応答関数を適用時には、約±20%の不確かさを含むことが示唆された。発表では、in-situ 測定法に適する応答関数（照射モデル）の検討結果についても報告する。

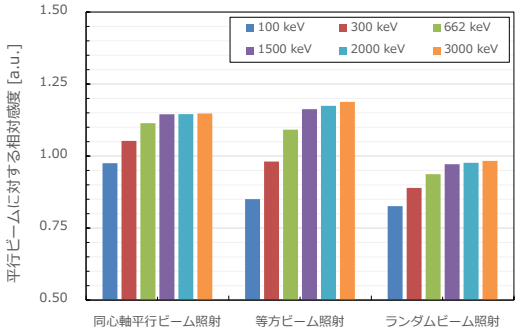


図 2　感度特性(相対値)

参考文献

[1] 原子力規制庁, 放射能測定法ｼﾘｰｽﾞ 33「ゲルマニウム半導体検出器を用いた in-situ 測定法」,(2017).

[2] T. Azuma, et al., KEK proceedings 2015-4, p.15-22, (2015).

[3] H. Hirayama, et al., SLAC-R-730 and KEK Report 2005-8 (2005).

*T. Azuma[1], M. Hayashi[1], M. Sasano[1], R. Tanaka[1], H. Nishizawa[1], M. Nakanishi[1] and Y. Sawa[1]

[1] Mitsubishi Electric Corporation

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

[2N08-13] Photon Measurement 1

Chair:Tadahiro Kin(Kyushu Univ.)

Tue. Mar 17, 2020 2:45 PM - 4:25 PM Room N (Lecture Bildg. S 3F S-32)

[2N08] Measurement of Cs-137 contamination density at Unit-2 of Fukushima Daiichi with the pinhole gamma camera

*Hirayama Hideo[1,2], Katsumi Hayashi[2], Kohei Iwanaga[2], Kenjiro Kondo[1,2], Seishiro Suzuki[2] (1. High Energy Accelerator Research Organization, 2. Nuclear Regulation Authority)

2:45 PM - 3:00 PM

[2N09] Tasks for the application of radiation imaging technology based on Compton cameras to the decommissioning work environment

*Yuki Sato[1], Yuta Terasaka[1], Tatsuo Torii[1] (1. JAEA)

3:00 PM - 3:15 PM

[2N10] Investigation of a New Gamma-Ray Imager Using Small-Angle Compton Scattering Without Shield

*Yoshiharu Kitayama[1], Yuta Terasaka[1], Yuki Sato[1], Tatsuo Torii[1] (1. JAEA)

3:15 PM - 3:30 PM

[2N11] Study on Imaging method using multi photon correlations

*Kenji Shimazoe[1,2], Mizuki Uenomachi[1], Hiroyuki Takahashi[1], Hideki Tomita[2,3], Kei Kamada[4] (1. The University of Tokyo, 2. PRESTO, 3. Nagoya University, 4. Tohoku University)

3:30 PM - 3:45 PM

[2N12] Simulation study for Compton imaging with the double photon coincidence detection method

*Mizuki Uenomachi[1], Kenji Shimazoe[1], Hiroyuki Takahashi[1] (1. The University of Tokyo)

3:45 PM - 4:00 PM

[2N13] Simulation on the Time-of-Flight double-photon imaging with Compton camera

*ZHIHONG ZHONG[1], Hiroyuki Takahashi[1], Kenji Shimazoe[1] (1. Univ. of Tokyo)

4:00 PM - 4:15 PM

©Atomic Energy Society of Japan

ピンホール型ガンマカメラによる
福島第一 2 号機オペフロの Cs-137 汚染密度の測定

Measurement of Cs-137 contamination density at Unit-2 Operation Floor
of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station with the pinhole gamma camera

*平山 英夫[1,2]、林 克己[1]、岩永 宏平[1]、近藤 健次郎[1,2]、鈴木 征四郎[1]
[1]原子力規制庁，[2]高エネルギー加速器研究機構

講演者等が考案したピンホール型ガンマカメラを用いた Cs-137 放射能測定法を福島第一原子力発電所 2 号機オペレーションフロアに適用し、壁・床面の Cs-137 汚染密度を測定した結果を、東京電力から公表されているスミア測定による汚染密度データと比較検討して報告する。

キーワード：ガンマカメラ、Cs-137、汚染密度、福島第一、2 号機

1. 緒言

福島第 1 原子力発電所 2 号機では、使用済み核燃料の取り出しに向けて、オペレーションフロアの状況把握の取り組みが行われている。オペレーションフロアの床や壁の Cs-137 汚染密度をピンホール型ガンマカメラで遠隔測定した。

2. ガンマカメラによる Cs-137 汚染密度の測定

2-1. 汚染密度の測定方法

講演者等が考案した「ピンホール型ガンマカメラの“Cs-137 全エネルギー吸収ピーク計数率”及び測定点までの距離を用いて Cs-137 放射能量を推定する方法[1)]」を適用した。

2-2. 測定

オペレーションフロア内部は周辺線量当量率が高いので、西側構台部内に設けられた建屋外壁の開口部及び開口部端面から 10 m 西側の前室中央部にガンマカメラを設置して測定を実施した。得られた 16 x 16 の各ピクセルの「Cs-137 全エネルギー吸収ピーク計数率」、「各ピクセルの検出効率と実効コリメータ半径の位置による違い」による補正係数と実効距離を用いて、各ピクセルに対応する領域の Cs-137 放射能量を求めた。

2-3. 測定結果

ガンマカメラの位置が床面から 70 ㎝という低い位置にあり、遠方を斜視する床面は、1 ピクセルに対応する領域が広くなって実効的な距離の算定が難しいものの、開口部近辺の汚染密度は、0.2 – 0.3 MBq/cm^2 で、東京電力がロボットを使って実施したスミアによるデータとほぼ対応した値であった。一方、東側立面壁の Cs-137 の汚染密度は、1 MBq/cm^2 前後で床面よりも高い値が得られ、スミアによるデータと異なる結果が得られた。スミア測定は、遊離性の汚染を対象にしたものであり、ふき取り効率による不確定性を含んでいることを考慮する必要がある。

3. 結論

今後の線量低減策検討で重要となる床・壁に付着している Cs-137 の汚染密度を得ることが出来た。

参考文献

[1] 平山 英夫等, “ピンホール型ガンマカメラによる Cs-137 汚染量の推定”, 1N14,日本原子力学会 2019 秋の大会，2019 年 9 月 11 日―13 日，富山大学五福キャンパス

---

*Hideo Hirayama[1,2], Katsumi Hayashi[1], Kohei Iwanaga[1], Kenjiro Kondo[1,2], Seishiro Suzuki[1]
[1] Nuclear Regulation Authority, [2]High Energy Accelerator Research Organization

コンプトンカメラを基盤とした放射線イメージング技術の廃炉作業環境への適用に向けた課題

Tasks for the application of radiation imaging technology based on Compton cameras to the decommissioning work environment

*佐藤 優樹[1]，寺阪 祐太[1]，鳥居 建男[1]

[1]原子力機構

原子力機構はコンプトンカメラを基盤とした放射性物質可視化システムの開発を実施している。本講演では、福島第一原子力発電所や帰還困難区域へシステムを導入するうえで課題となる事項について議論する。

キーワード：放射線イメージング、コンプトンカメラ、遠隔放射線計測、福島第一原子力発電所事故

1. 放射性物質可視化技術の開発状況と課題

2011 年の東京電力ホールディングス株式会社、福島第一原子力発電所（以下、「1F」という）事故後、1F サイト内外の広域に飛散・沈着した放射性物質の分布を把握するための技術開発が求められている。登壇者らはこれまでに 1F の 3 号機タービン建屋および 1 号機原子炉建屋の内部において、コンプトンカメラおよびこれとクローラーロボットを組み合わせることによるホットスポットの可視化に成功している[1,2]。これらの試験では、コンプトンカメラで取得したホットスポットのイメージを、３次元測域センサや写真立体復元技術で再構築した建屋内の３次元モデルと統合することにより、ホットスポットの位置を３次元的に把握する手法を実証した。

しかしながら、高線量率環境におけるコンプトンカメラを用いた画像再構成や、効率的な作業環境の３次元モデリングなどにおいて、複数の課題が見つかっている。例えば、図 1 は(a)、(b)ともに左前方 20 度方向に配置した ^{137}Cs 線源の測定結果であり、上はコンプトンカメラの散乱体と吸収体で取得したコインシデンススペクトル、下は ^{137}Cs 線源の可視化結果である。ここで、(a)は ^{137}Cs 線源のみの測定結果であり、一方で(b)はコンプトンカメラ近傍に ^{152}Eu 線源を配置して意図的にバックグラウンドを増加させ、1F 建屋内部の高線量率環境において取得されたコインシデンススペクトルを模擬したものである。 (b)では ^{137}Cs 線源のイメージは得られたものの、S/N 比が低下している。講演では、このような 1F 建屋内で問題となる課題について議論する。

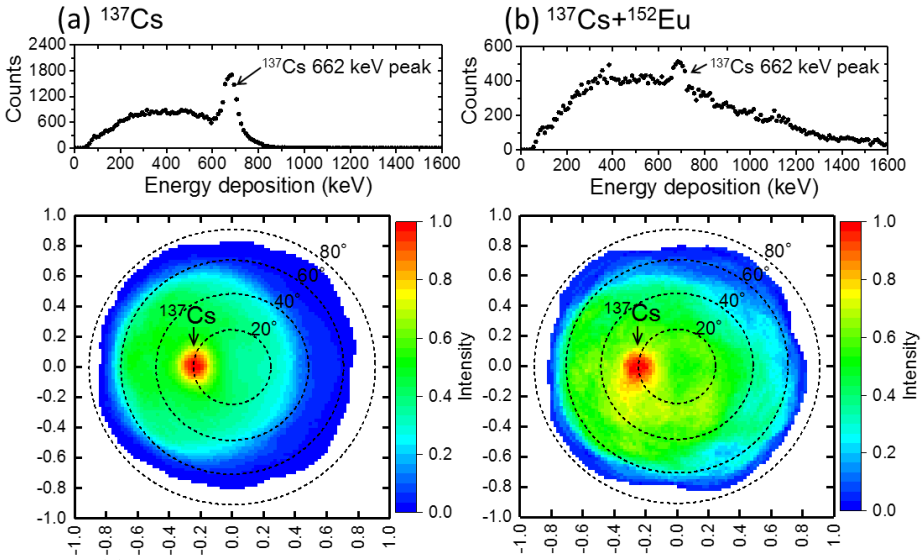


図 1. (a)コンプトンカメラの左前方 20 度方向に ^{137}Cs 線源を配置して取得したコインシデンススペクトルと可視化結果。(b)コンプトンカメラ近傍に ^{152}Eu 線源を配置し、662 keV のピークに対するバックグラウンドを増加させたコインシデンススペクトルならびに可視化結果。

参考文献

[1] Y. Sato, Y. Tanifuji, Y. Terasaka, et. al., J. Nucl. Sci. Technol. 55, pp. 965-970, (2018).

[2] Y. Sato, Y. Terasaka, W. Utsugi, et. al., J. Nucl. Sci. Technol. 56, pp. 801-808, (2019).

*Yuki Sato[1], Yuta Terasaka[1] and Tatsuo Torii[1]

[1]JAEA

小角コンプトン散乱を利用した遮蔽体を必要としない新しいガンマ線イメージャーの検討

Investigation of a New Gamma-Ray Imager Using Small-Angle Compton Scattering Without Shield

*北山 佳治[1], 寺阪 祐太[1], 佐藤 優樹[1], 鳥居 建男[1],
[1]日本原子力研究開発機構

福島第一原子力発電所廃止措置における作業員の安全確保という観点から、ホットスポットの位置を事前に把握可能なガンマ線イメージャーの研究が積極的に行われている。本研究では、小角コンプトン散乱を利用し検出器に指向性を出すという新しいアイデアの原理検証を行った。

キーワード: ガンマ線イメージャー, 小角コンプトン散乱, シリコンドリフト検出器, モンテカルロシミュレーション, 指向性ガンマ線検出器

1. 緒言

我々のグループは超軽量コンプトンカメラを用いた放射性物質の分布測定を行っている。コンプトンカメラは線源方向の推定に複数イベントが必要で、その際に線源が存在しない場所にもコーンが描写されてしまう。それが余計なノイズとなり、得られる画像の S/N 比に悪影響を与えている。ピンホール方式のガンマ線イメージャーを用いると上記の問題は解決されるが、遮蔽体を必要とするため検出器は重く大型になる。本研究では、散乱体に軟 X 線用 Si 検出器を用いることで小角散乱での僅かなエネルギー付与を測定することに基づく新しいガンマ線イメージャーの検討を行った。散乱体で選別された小角散乱のみを吸収体で検知することで遮蔽体を用いずに指向性を出すことを目指した。

2. モンテカルロシミュレーションを用いた原理検証

指向性検出器について、そのジオメトリと得られる指向性の関係を、Geant4 シミュレーションを用いて調べた。指向性検出器は散乱体と吸収体で構成され、さらに指向性検出器を複数並べることでガンマ線イメージャーを構成する(図 1)。

検出器の指向性は、散乱体の大きさS_l、吸収体の大きさA_l、散乱体と吸収体間の距離L、散乱体でのエネルギー閾値によって決まる。それらのパラメータを変化させながら、得られる指向性と検出効率を調べた。

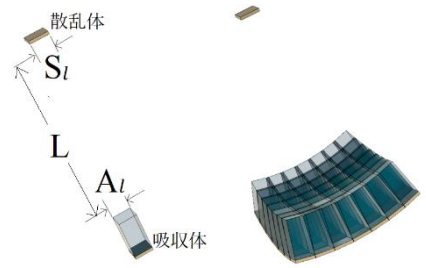


図1 指向性ガンマ線検出器(左) 複数の指向性ガンマ線検出器から構成されるガンマ線イメージャー(右)

3. 結果

図 2 に$S_l = 2.8\text{mm}, A_l = 6\text{mm}, L = 100\text{mm}$の指向性検出器に 662keV のガンマ線$10^8$個を照射した際の、ガンマ線の散乱体入射角と検出イベント数の関係を示す。散乱体に 0.5keV~2.0keV のエネルギーウインドウを持たせ、吸収体にも 600keV の下限閾値を設けた場合、±5度の指向性が得られる事がわかった。また検出イベントのうち、散乱角 5° 以下の割合が約 90%あることから、目的の小角散乱を十分選別可能である事がわかった。同時に検出効率に課題があることも判明した。使用する吸収体の素材や厚みにもよるが、検出効率はおよそ10^{-6}から10^{-7}のオーダーであった。

今後は実際の検出器を用いた実験により基礎データの取得を行っていく。

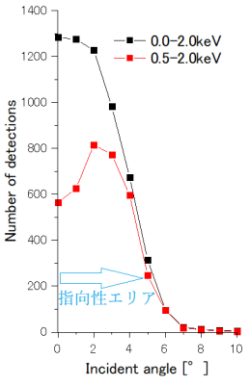


図2 ガンマ線の散乱体入射角と検出イベント数の関係

*Yoshiharu Kitayama[1], Yuta Terasaka[1], Yuki Sato[1] and Tatsuo Torii[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency.

多光子を用いた局所情報イメージング手法の研究

Study on Imaging method using multi photon correlation

*島添 健次[1,2]，上ノ町 水紀[1]，高橋 浩之[1]，富田 英生[2,3]，鎌田 圭[4]
[1]東京大学，[2]さきがけ，[3]名古屋大学，[4]東北大学

これまでの研究において、カスカード放出ガンマ線を用いた同時計測コンプトンイメージングを行うことでコンプトンカメラのイメージング性能の高精度化が可能であることを示してきた。ここではカスケードガンマ線の放出時間空間分布の測定から局所情報の検出の初期検討を行ったので報告する。

キーワード：多光子、時間空間相関、インジウム、カスカードガンマ線

1. 緒言

カスカード放出ガンマ線を用いた同時計測コンプトンイメージングを行うことでコンプトンカメラのイメージング性能の高精度化が可能である[1][2]。カスケードガンマ線放出核種としては ^{60}Co や ^{134}Cs が挙げられる。また実際に医学臨床用において SPECT (Single Photon Emission CT)で使われている薬剤として ^{111}In が存在する。^{111}In は 171 keV のガンマ線と 245 keV のガンマ線を連続的に放出する核種である。ここではカスケードガンマ線の放出時間空間分布の測定から集積に加えて局所情報の検出の初期検討を行った。

2. 実験手法と結果

2-1. 検出器と構成

ガンマ線の時間空間放出分布測定の検出器として 8×8 GR-GAGG を SiPM と結合させた検出器を 8 個リング状に配置した。8×8×8=512 チャンネルの信号を dynamic TOT 方式を用いて個別にディジタル化し 1ns の時間ステップで FPGA を用いて記録した。記録したリストモードデータから同時計数イベントを抽出した。

2-2. 実験結果

異なる条件下での時間空間放出分布測定を実施し、85 ns の中間状態の半減期を観測した。85 ns の前後で Time Window を設定し、予測された分布と比較を行い一致していることを確認した。

3. 結論

多光子の放出を行うカスケードガンマ線核種の時間空間相関分布から局所情報が抽出可能である初期結果が得られた。今後可視化技術と組み合わせた検討を継続する。

参考文献

[1] Yoshihara, Yuri, et al. "Evaluation of double photon coincidence Compton imaging method with GEANT4 simulation." *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment* 873 (2017): 51-55.

[2] Uenomachi, Mizuki, et al. "Double photon emission coincidence imaging with GAGG-SiPM Compton camera." *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment* (2018).

---

*Kenji Shimazoe[1,2], Mizuki Uenomachi[1], Hiroyuki Takahashi[1], Hideki Tomita[2,3], Kei Kamada[4]
[1]Univ. of Tokyo, [2] PRESTO, [3] Nagoya Univ., [4] Tohoku Univ.

二光子同時計測法を用いたコンプトンイメージングの検討

Simulation study for Compton imaging with the double photon coincidence detection method

*上ノ町 水紀[1]，島添 健次[1]，高橋 浩之[1]，
[1]東京大学大学院

The double photon emission coincidence detection method and the electron-tracking method are promising method to improve the signal to noise ratio of Compton imaging more than the conventional method. In this study, we will report on the results of the simulation study of Compton imaging with the double photon emission coincidence detection method.

キーワード：コンプトンイメージング，二光子同時計測法

1. 緒言

コンプトン散乱原理を用いたコンプトンカメラは広いエネルギー範囲のガンマ線のイメージングが可能であり、医療分野や原子力分野への応用として研究されている。しかし、従来のコンプトンカメラではガンマ線の入射角度の情報しか得ることができないため、SN 比や定量性が低いという欠点がある。そこで我々は ^{60}Co や ^{111}In といった 2 光子放出核種に注目して、2 つのコンプトンコーンの重なりから線源位置の存在確率の範囲を狭める 2 光子同時計測法[1]によるコンプトンイメージングに関する研究を行ってきた。また、散乱体での反跳電子の飛跡から線源の存在範囲を円錐上から円弧上に制限する電子トラッキング法もコンプトンカメラの高度化に有効である。本研究では Geant4 シミュレーションを用いて二光子同時計測法のコンプトンカメラへの適用について検討する。

2. 方法

Geant4 上でピクセルサイズ 3 μm×3 μm、6000×6000 アレイの厚さ 10 mm の Si の散乱体、ピクセルサイズ 1 mm×1 mm、18×18 アレイの厚さ 2 mm の CZT の吸収体で構成されたコンプトンカメラを 2 台対向方向に設置し、171 keV と 245 keV のガンマ線を放出する ^{111}In を用いてシミュレーションを行った。散乱体表面から吸収体表面の距離は 15 mm、線源から散乱体表面までの距離は 10 mm とした。

3. 結果

図 1 に ^{111}In 点線源イメージング結果を示す。左が 171 keV を用いたシングルコンプトン、右が 171 keV と 245 keV の二光子同時検出によるダブルコンプトンのイメージング結果である。二光子同時計測により、バックグラウンドが減り、SN 比が $(x, y)=(5.07,\ 5.07)$ から $(37.2, 96.1)$ に向上した。

4. まとめ

Geant4 を用いて Si 検出器と CZT 検出器で構成されたコンプトンカメラで ^{111}In のシミュレーションを行った。二光子同時検出法により ^{111}In の点線源のイメージングを行った結果、SN 比が 7 倍以上向上した。発表ではその他の手法についても報告する。

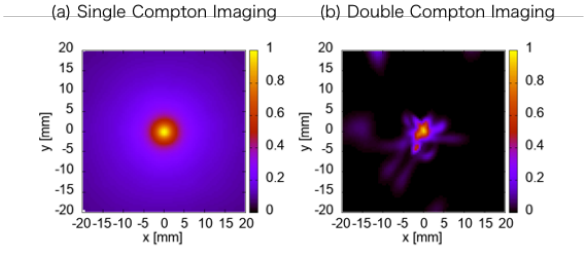


図 1 :^{111}In のイメージング結果。(a)は 171 keV のシングルコンプトンイメージング、(b)はダブルコンプトンイメージング

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)

---

*Mizuki Uenomachi[1], Kenji Shimazoe[1], Hiroyuki Takahashi[1]
[1]The University of Tokyo.

Simulation on the Time-of-Flight double-photon imaging with Compton camera

*ZHIHONG ZHONG[1], Hiroyuki Takahashi[1], Kenji Shimazoe[1]

[1]Department of Nuclear Engineering and Management, Graduate School of Engineering, The University of Tokyo.

Abstract

Coincidence imaging of radioactive isotopes using Compton cameras is proposed with time-of-flight (TOF) technique applied on image reconstruction. Target nuclides are those with cascade decay and a short metastable life. In this research K-43 has been used in simulation for coincidence imaging. The result shows a great improvement in image quality that results from the TOF information.

Keywords: Coincidence imaging, Compton camera, Time of Flight

1. Introduction

Coincidence imaging is a q coincidence events that results from cascade decay, the position of nuclides can be better located. Previous work has already shown superb image quality for coincidence imaging with Compton cameras[1]. However, In the 3-dimensional reconstruction, the Compton cones would have large portion of overlap, making it hard to determine the origin of incident photons in the third dimension. To suppress this effect, we propose to make use of the time of flight (TOF) information. As is the TOF-PET (Positron Emission Tomography).

2. System configuration

Manufacturers of have reported a time resolution as good as 200 ~300 ps in their TOF-PET systems. We assume the system in the simulation also have this order of magnitude. The volume for reconstruction is $20 \times 10 \times 10\ cm^3$, a typical value in practical measurement. The detector we choose for Compton camera is GAGG scintillator.

To use the TOF technique, the time interval of the origin of the coincidence photons should be as short as possible. K-43 is chosen for this simulation. It emits two photons in a cascade decay, whose energies are 617 keV and 372 keV, respectively. The half life of the metastable state is 8.1 ps, which is practical to be used with TOF in the system with timing resolution of ~300 ps.

3. Simulation and result

In addition to the original coincidence imaging reconstruction, a time factor is multiplied to the possibility distribution over the 3-D volume of reconstruction. On the cross-section of the source plane, the TOF doesn't give much improvement compared to mere coincident imaging. However, TOF information greatly suppress the interference of the signal on the third direction, so that contrast and SNR in the whole 3-D space is improved. The relative value in the image became less than 10% of what is used to be at the position 5 cm away from the simulated source position.

3 Conclusion

Simulation result shows that TOF technique has a great potential in improving image quality when coincidence imaging of multiple photons is used. Future task is to build practical systems and use TOF in measurement.

References

[1] Yoshihara Y, Shimazoe K, Mizumachi Y, et al. Evaluation of double photon coincidence Compton imaging method with GEANT4 simulation[J]. Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment, 2017, 873: 51-55.

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

[2N14-17] Photon Measurement 2

Chair:Hideki Tomita(Nagoya Univ.)

Tue. Mar 17, 2020 4:25 PM - 5:30 PM Room N (Lecture Bildg. S 3F S-32)

[2N14] Development of Novel Current Sensitive Radiation Measurement Device

*Ikuo Kanno[1], Hideaki Onabe[2] (1. Kyoto Univ., 2. Raytech)

4:25 PM - 4:40 PM

[2N15] A performance evaluation of line detector for backscattered X - ray inspection

*toshiki matsue[1], Kenichi Watanabe[1], Atsushi Yamazaki[1], Akira Uritani[1], Sachiko Yoshihasi[1], hiroyuki Toyokawa[2], Takeshi Fujiwara[2], Shinichi Mandai[3], Hidenori Isa[3] (1. Nagoya Univ., 2. AIST, 3. BEAMX)

4:40 PM - 4:55 PM

[2N16] Evaluation of 45 x 45 mm 900-micrometer pitch Double-sided Silicon Strip Detectors

*Agus Nur Rachman[1,2], ZHIHONG ZHONG[1], Kenji Shimazoe[1], Hiroyuki Takahashi[1] (1. The University Of Tokyo, 2. National Nuclear Energy Agency of Indonesia)

4:55 PM - 5:10 PM

[2N17] Evaluation of directional gamma-ray detectors using TlBr semiconductors under intense radiation fields

*Mitsuhiro Nogami[1], Keitaro Hitomi[1], Tatsuo Torii[2], Yuki Sato[2], Yoshihiko Tanimura[2], Kuniaki Kawabata[2], kenichi Watanabe[3], Toshiyuki Onodera[4], Keizo Ishii[1], Hiroyuki Takahashi[5] (1. Tohoku Univ., 2. JAEA, 3. Nagoya Univ., 4. Tohoku Inst. of Tech., 5. Univ. of Tokyo)

5:10 PM - 5:25 PM

©Atomic Energy Society of Japan

新規電流敏感型放射線計測器の開発

Development of Novel Current Sensitive Radiation Measurement Device

*神野郁夫[1]，尾鍋秀明[2]
[1]京都大学，[2]レイテック

X 線を電流測定し解析でエネルギー分布を得る transXend 検出器を利用し，エネルギー分解 CT を実施している．より少量の X 線で CT 測定を行うことを目的として低雑音の電流敏感型前置増幅器を開発したので動作特性を報告する．

キーワード：X 線，電流測定，低雑音，コンピュータ断層撮影，低被ばく

緒言　X 線コンピュータ断層撮影(CT)は，体内の病巣の発見に有効な診断法である．現在，病院においては X 線を電流として測定し，人体透過 X 線の多寡をデータとして CT 画像を再構成している．一方，X 線のエネルギー情報を用いることで組織識別が容易になるなどの利点がある．このために，個々の X 線のエネルギーを測定するフォトンカウンティング CT や X 線管電圧を 2 種に変えて CT 測定を行うデュアル・エネルギーCT の研究がある．我々は transXend 検出器を用い，従来通り X 線を電流として測定し解析によりエネルギー分布を求めるエネルギー分解 CT を行っている[1].

X 線のエネルギー測定には電荷敏感型前置増幅器，電流測定には電流敏感型前置増幅器を用いるが，一般に後者は前者より雑音レベルが大きい．これは，後者においては X 線による誘起電流とともに雑音である暗電流をも電流-電圧変換するためである．より少量の X 線で CT 撮影を可能とすることを目指して，雑音レベルが低い電流敏感型放射線計測器を開発した．

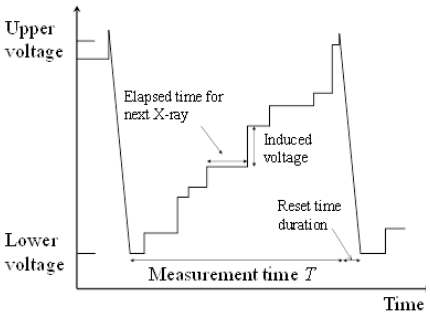


図 1．電荷敏感型前置増幅器の帰還容量の電圧変化の模式図[2].

原理　電荷敏感型前置増幅器では，X 線の入射により図 1 のように帰還容量の電圧が上昇する[2]．電圧が上限に達した時にアクティブリセットにより最低電圧に復帰する．電圧上昇開始からリセットまでの時間 T を測定することで，電流を $I = Q/T$ と求めることができる．ここで Q は帰還容量の最大蓄積電荷量である．

実験　10×10×0.5 mm の Si 検出器を帰還容量 1000 pF をもつ電荷敏感型前置増幅器に接続して電流敏感型放射線計測器(VIEC)とした．種々の管電圧，管電流によって発生した X 線を VIEC で測定した．また，線量率計(RAMTEC：東陽メディック)を VIEC の直前に設置し，同時に線量率の測定を行った．図 2 に管電圧 60 kV の X 線を VIEC で測定した場合の帰還容量の電圧値の変化を示す．

結論　図 2 から評価した電流値は X 線管電流値とよく比例しており，VIEC により X 線の電流測定が可能であることを実証した．今回は，一般的な電流敏感型前置増幅器との比較はできていないので，今後実施する．

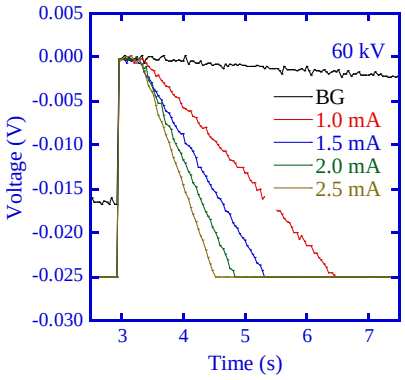


図 2.　管電圧 60 kV の X 線を測定した際の帰還容量の電圧値の変化．管電流値は図中に示す．

[1] I. Kanno, et al., J. Nucl. Sci. Technol., **45**, 1165-1170 (2008).
[2] G. F. Knoll, 神野他訳,「放射線計測ハンドブック」第 4 版，p. 638 (2013).

*Ikuo Kanno[1] and Hideaki Onabe[2]
[1]Kyoto Univ., [2]Raytech Corp.

後方散乱 X 線検査用大型一次元検出器の性能評価

A performance evaluation of line detector for backscattered X – ray inspection

*松江 俊樹[1]，渡辺 賢一[1]，山崎 淳[1]，瓜谷 章[1]，吉橋 幸子[1]，
豊川 弘之[2]，藤原 健[2]，萬代 新一[3]，伊佐 英範[3]
[1]名大，[2]産総研，[3]BEAMX

X 線を用いたインフラの非破壊検査の手法の一つに後方散乱 X 線撮像法がある。この手法では被写体の片側に X 線源と検出器を設置して検査を行うことが可能で、本研究においてはコリメータ等の重量物を稼働させることなく一次元プロファイルが取得可能なファンビーム X 線方式を採用している。今回、新たに製作した検出器の性能を評価した。

キーワード：検出器製作，X 線，イメージング

1. 緒言

トンネル、橋等の社会インフラ設備の長期保守管理をより効率的に行うために、非破壊で内部情報を可視化する技術の開発が期待されている。X 線を用いた非破壊検査の一つである透過 X 線撮像法は、被写体を X 線源と検出器で挟む必要があり大型構造物の検査には不向きであるため、被写体の片側に X 線源と検出器を設置して検査を行うことができる後方散乱 X 線撮像法の利用が提案されている。本研究においては、スキャンの高速化を図るためファンビーム X 線方式を採用している。本方式は、ファンビーム X 線を被写体に照射し、その散乱位置をファンビーム X 線に直交する平行平板コリメータで限定することで一次元プロファイルを取得する。今回、検査スピードの向上に向け、検出器視野の拡大を図り、650 mm 有感領域を有する一次元検出器を製作し、その性能評価を行った。

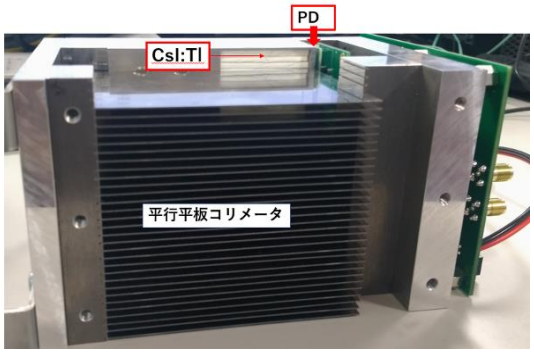


図 1 ユニット検出器概要図

2. 後方散乱 X 線イメージング

光信号読み出し効率の向上を図るためフォトダイオードを採用し、発光量の大きな CsI:Tl シンチレータと平行平板コリメータと組み合わせることで図 1 に示すような有感領域 82 mm のユニット検出器を製作した。このユニット検出器 8 個を並べて使用することで有感領域を 656 mm に拡張することに成功した。製作した検出器の性能評価実験を行った。X 線源には C バンド加速器線源 950 keV を用い、鉄筋コンクリートの供試体にファンビーム X 線を照射しスキャンしていくことで二次元画像を取得した。図 2 に示すように製作した検出器でイメージングを行うことに成功した。

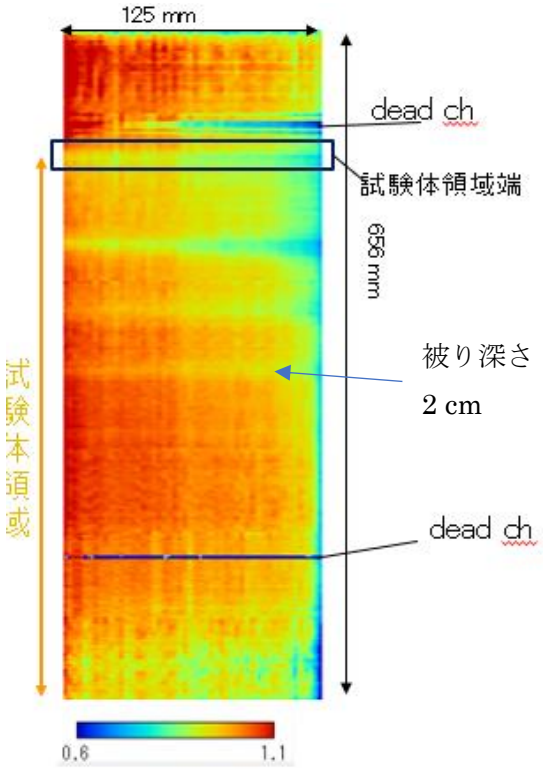


図 2 イメージング結果
(青色部が鉄筋)

*Toshiki matsue[1], Kenichi Watanabe[1], Atsushi Yamazaki[1], Akira Uritani[1], Sachiko Yoshihasi[1], hiroyuki Toyokawa[2], Takeshi Fujiwara[2], Shinichi Mandai[3], Hidenori Isa[3]
[1]Nagoya Univ., [2]AIST, [3]BEAMX.

Evaluation of 45 × 45mm 900μmpitch Double-sided Silicon Strip Detectors

*Agus Nur Rachman[1,2], Zhihong Zhong[1], Kenji Shimazoe[1], Hiroyuki Takahashi[1]

[1]The University of Tokyo, [2]National Nuclear Energy Agency of Indonesia.

Abstract

To improve the performance of the Compton camera, we evaluate the DSSD. The strip detector has 48 readout channels on each side and connected to 48 channel slew-rate limited time over-threshold ASIC circuit. By implementing the DSSD as a Scatter on the Compton camera, we hope it can increase the performance of the detector system.

Keywords: Double-sided, Silicon, Compton Camera, Detectors

1. Introduction

Double-sided silicon strip detectors (DSSD) has been known as a high scattering efficiency, high energy resolution, and high sensitivity detector for detecting gamma ray. DSSD working principle is based on its energy band and the presence of charge carriers. It was reported that DSSD has been used for a Compton camera and it can achieve energy resolution of 1.3 keV (FHWM) for 60keV and 122keV at -10°C [1], and angular resolution of 3.4° at 511keV [2].

2. Experiment and Result

We evaluate the DSSD fabricated by Hamamatsu, which has a geometry of 45 × 45mm and 900μm pitch. The implanted strips on the p-side are perpendicular to those on the n-side to provide two-dimensional position information. The strip detector has 48 readout channels on each side and connected to 48 channel slew-rate limited time over-threshold ASIC circuit. Fig 1. shows the DSSD circuit board in the P-Side face. In the experiment, we found that the DSSD system has a noise issue. To check the performance of the system we evaluate the front-end circuit by giving the input signal using Function Generator. Fig 2 shows the result from the output charge of the shaper amplifier from the P-side.



Fig. 1. DSSD Circuit board P-Side Direction

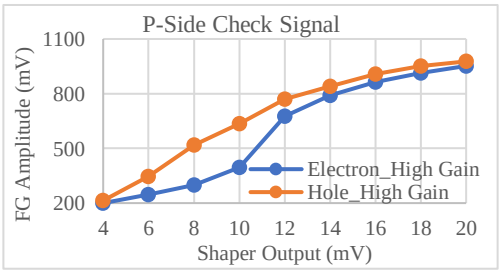


Fig. 2. Output Charge on P-side DSSD

3. Conclusion

The high-frequency noise comes up in our measurement from interference of the clock frequency in FPGA. The noise could affect the charge pre-amplifier performance that lead to the non-linear result on the output charge of shaper amplifier.

References

[1] Y.Furakawa, et al. “Development of Low Noise Double-sided Silicon Strip Detector for Cosmic Soft Gamma-ray Compton Camera”. 2 March 2005. Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A 541 (2005) 342–349.

[2] Aono, Hiroyuki, et al. “Application of Double-sided silicon strip detector for a Si/CdTe Compton Camera. June 2008. SPIE Astronomical Instrumentation 2008.

TlBr 半導体を用いた指向性ガンマ線検出器の高線量場においての評価

Evaluation of directional gamma-ray detectors using TlBr semiconductors under intense radiation fields

*野上光博[1]，人見啓太朗[1]，鳥居建男[2]，佐藤優樹[2]，谷村嘉彦[2]，川端邦明[2]，古田禄大[2]
宇佐美博士[2]，渡辺賢一[3]，小野寺敏幸[4]，石井慶造[1]，島添健次[5]， 高橋浩之[5]
[1]東北大学，[2]日本原子力開発研究機構，[3]名古屋大学，[4]東北工業大学，[5]東京大学

臭化タリウム(TlBr)半導体と鉛遮蔽体からなる指向性ガンマ線検出器の開発に取り組んでいる。2019年秋の年会では、密封線源(^{137}Cs)を用いた実験を行ない、開発した指向性ガンマ線検出器が高い指向性を示したことを報告した(2N09)。本研究では、日本原子力開発研究機構・放射線標準施設(FRS)にて指向性ガンマ線検出器の高線量場においての評価を行なったところ、良好な指向性が得られることが分かった。

キーワード：放射線計測、臭化タリウム(TlBr)、高放射線場、極小放射線検出器
ガンマ線スペクトロメーター

1. はじめに

臭化タリウム(TlBr)は化合物半導体の一種であり、高原子番号元素である Tl を含み、かつ高密度(7.56 g/cm^3)であるために、光電吸収効率が高い。そのため、TlBr から構成されるガンマ線検出器はピーク効率が高い。我々のグループではこのような特徴を持つ TlBr に着目し、高線量場で使用することを念頭において TlBr ガンマ線検出器と鉛遮蔽体を組み合わせた指向性ガンマ線検出器の開発を行なってきた。これまでに、50 mSv/h 環境下で動作可能な極小体積 TlBr ガンマ線検出器の開発（2018 年春の年会(2F20)）及び、TlBr 指向性ガンマ線検出器評価を密封線源(^{137}Cs)を用いて行なってきた（2019 年秋の年会(2N09)）。本研究では、開発した指向性ガンマ線検出器の高線量場における指向性の評価を日本原子力研究開発機構・放射線標準施設(FRS)にて行なった。

2. 開発した指向性ガンマ線検出器

純化した TlBr 結晶を用いて TlBr ガンマ線検出器を製作した。TlBr ガンマ線検出器はピクセル電極を陽極に有し、有感部体積は(0.5 mm × 0.5 mm × 2.0 mm)である。鉛遮蔽体の寸法は 1 mm × 5 mm × 20 mm である。鉛遮蔽体の前後に TlBr ガンマ線検出器が配置されている。Fig.1 は開発した指向性ガンマ線検出器である。

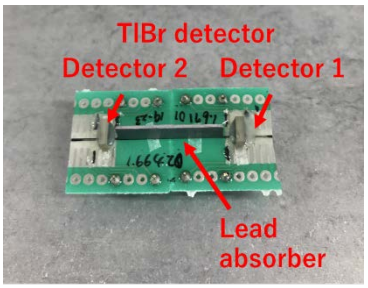


Fig.1 開発した指向性ガンマ線検出器

3. 高線量場における指向性ガンマ線検出器

開発した指向性ガンマ線検出器の指向性評価を FRS において 2 mSv/h(^{137}Cs)の環境下にて行なった。指向性ガンマ線検出器は回転ステージ上に配置してあり、線源との角度を変えながら指向性の評価を行なった。各入射角度における TlBr ガンマ線検出器 1, 2 のピークカウント数の比を Fig.2 にまとめた。Fig.2 から分かるように、高線量場においても開発した指向性ガンマ線検出器は高い指向性を示し、角度分解能は約 6° であった。

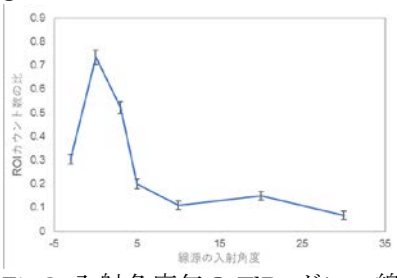


Fig.2 入射角度毎の TlBr ガンマ線検出器 1, 2 のピークカウント数の比

*Mitsuhiro Nogami[1], Keitaro Hitomi[1], Tatsuo Torii[2], Yuki Sato[2], Yoshihiko Tanimura[2], Kuniaki Kawabata[2], Yoshihiro Furuta[2]
Hiroshi Usami[2], Kenichi Watanabe[3], Toshiyuki Onodera[4], Keizo Ishii[1], Kenji Shimazoe[5] and Hiroyuki Takahashi[5]
[1]Tohoku Univ., [2]JAEA, [3]Nagoya Univ., [4]Tohoku Inst. Tech., [5]The Univ. of Tokyo

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator, Beam and Medical Technologies | 201-1 Nuclear Physics, Nuclear Data Measurement/Evaluation/Validation, Nuclear Reaction Technology

[2O01-03] Statistical Model, Library, Covariance

Chair:Nobuhiro Shigyo(Kyushu Univ.)

Tue. Mar 17, 2020 10:00 AM - 10:50 AM Room O (Lecture Bildg. S 3F S-34)

[2O01] Estimation of Covariance of Neutron Cross Sections for Decommissioning

*Tatsuki Amitani[1], Tsunenori Inakura[1], Naoki Yamano[1], Ken-ichi Tanaka[2], Chikako Ishizuka[1], Satoshi Chiba[1] (1. Tokyo Tech, 2. IAE)

10:00 AM - 10:15 AM

[2O02] Development of deuteron reaction data file JENDL/DEU-2020

*Shinsuke Nakayama[1], Osamu Iwamoto[1], Yukinobu Watanabe[2], Kazuyuki Ogata[3,4] (1. JAEA, 2. Kyushu Univ., 3. Osaka Univ., 4. Osaka City Univ.)

10:15 AM - 10:30 AM

[2O03] Effect of collective enhancement in cross section calculation using statistical model

*Naoya Furutachi[1] (1. RIST)

10:30 AM - 10:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

廃止措置のための中性子断面積の共分散推定

Estimation of Covariance of Neutron Cross Sections for Decommissioning

*網谷 達輝[1]，稲倉 恒法[1]，山野 直樹[1]，田中 健一[2]，石塚 知香子[1]，千葉 敏[1]

[1]東工大，[2]エネ総研

原子力施設の廃止措置で大量に発生する低レベル廃棄物(L1 から L3 およびクリアランス)の処理処分を最適化するためには、信頼性の高い計算による評価と測定並びにそれらの不確かさを正しく評価することが不可欠である。これまでに我々は、計算の精度評価のためクリアランス検認において重要な核種のうち鋼材に含まれる ^{59}Co と ^{62}Ni の中性子断面積の共分散を推定した。本研究では、それらに加えてコンクリート材に含まれる 2 核種(^{151}Eu, ^{153}Eu)の中性子断面積の共分散を、核データ評価コード群 T6 を用いて Bayesian Monte Carlo 法に基づいて推定した。

キーワード：廃止措置、クリアランス、中性子断面積、共分散、Bayesian Monte Carlo

1. 緒言

原子力施設の廃止措置において発生する放射性廃棄物のクリアランス検認では、対象物の核種組成比データは一般に計算コードを用いて算出される。この計算結果の信頼性は、計算コードの入力データである 1)対象物の不純物を含む天然自然に存在する 92 元素の全てを含む材料の核種組成、2)照射条件および 3)断面積ライブラリに依存する。よって、この 3 種類の入力データに由来する不確かさを正確に把握することで、評価値から過度の安全尤度を排除できる。本研究では、クリアランスレベルの設定値と核種組成比の観点から，コンクリート廃棄物のクリアランス検認上特に重要であると考えられる親核種である ^{151}Eu と ^{153}Eu について、断面積の不確かさが評価全体に与える影響を定量的に評価するため、これらの中性子断面積の共分散を推定した。

2. T6 を用いた共分散推定

T6[1]は、NRG Petten で開発された、Bayesian Mote Carlo 法に基づいて核データライブラリおよび共分散を生成するプログラム群の総称である。T6 に内在する各種パラメータは TENDL 用に調整されているが、JENDL-4.0 に対する共分散を推定するため、我々は共鳴パラメータを JENDL-4.0 の値に置き換え、連続領域のパラメータを調整して可能な限り JENDL-4.0 の断面積を再現した。共分散の計算は以下のようにした。まず、1)Bayesian Monte Carlo 法に基づいて多数回の計算を行い、連続領域のパラメータの事前分布を作成した。次に、2)連続領域のパラメータは前述の分布に、共鳴パラメータは実験値の誤差に基づいてモンテカルロ計算を行い、1,000 個のランダム計算ファイルを作成した。最後に、3)このランダム計算ファイルを統計処理し、中性子断面積の共分散を計算した。

3. 結論

T6 を用いて ^{151}Eu と ^{153}Eu の中性子断面積の共分散をそれぞれ推定した。今後は得られた結果を廃棄物の放射化問題に適用する予定である。

謝辞：本研究は東工大と中部電力の共同研究「クリアランス検認で求められる放射能評価の不確かさの研究」の成果を含みます。

参考文献

[1] A. J. Koning and D. Rochman, Nuclear Data Sheets 113, 2841 (2012)

---

*Tatsuki Amitani[1], Tsunenori Inakura[1], Naoki Yamano[1], Ken-ichi Tanaka[2], Chikako Ishizuka[1], Satoshi Chiba[1]

[1]Tokyo Tech, [2]IAE

重陽子核反応データファイル JENDL/DEU-2020 の開発

Development of deuteron reaction data file JENDL/DEU-2020

*中山 梓介[1]，岩本 修[1]，渡辺 幸信[2]，緒方 一介[3,4]

[1]原子力機構，[2]九州大学，[3]大阪大学，[4]大阪市立大学

重陽子加速器を用いた中性子源の設計に資するため、軽核（^{6,7}Li, ^{9}Be, ^{12,13}C）に対する重陽子核反応データファイル JENDL/DEU-2020 を開発した。JENDL/DEU-2020 の開発概要を述べるとともに、本ファイルを PHITS 等の輸送計算コードで読み込んでシミュレーションを行いその精度を検証した結果を報告する。

キーワード：核データ，重陽子，加速器中性子源

1. 緒言

核融合炉材料の照射試験や医療用 RI の製造に使用する大強度中性子源として、重陽子加速器を用いたものが提案されている。こうした中性子源の設計シミュレーションの高度化に資するため、中性子源ターゲットとなる Li, Be, C に対する重陽子核反応データベース JENDL/DEU-2020 を開発した。

2. 手法

^{6,7}Li, ^{9}Be, ^{12,13}C の 5 核種に対し、重陽子入射エネルギー200MeV までの核データを重陽子用計算コード DEURACS[1]により評価し、ENDF-6 形式に編集した。格納したデータは、全反応断面積、弾性散乱の断面積・角度分布、軽粒子（γ, n, p, d, t, ^{3}He, α）放出の断面積・エネルギーおよび角度分布、残留核の生成断面積、である。また、PHITS[2]や MCNP6[3]等の輸送計算コードでの利用に供するため、JENDL/DEU-2020 に基づいた Frag Data 形式（PHITS 用）および ACE 形式（MCNP6 用）のデータも、それぞれ作成した。

3. 結果・結言

作成した Frag Data を PHITS で読み込んで厚い標的に対するシミュレーションを行い、その精度を評価した。結果の例を図 1 に示す。JENDL/DEU-2020 に基づいたシミュレーション結果（実線）は、PHITS 内の核反応モデル（INCL-4.5 + DWBA + GEM）を用いたもの（破線）よりも実測値を精度良く再現している。また、図 1 に示した以外の条件においても、JENDL/DEU-2020 に基づくシミュレーション結果は実測値を良く再現した。このため、本ファイルは幅広い条件に対して高い信頼性を有していると考えられ、様々な仕様の中性子源の設計に資するものと期待される。

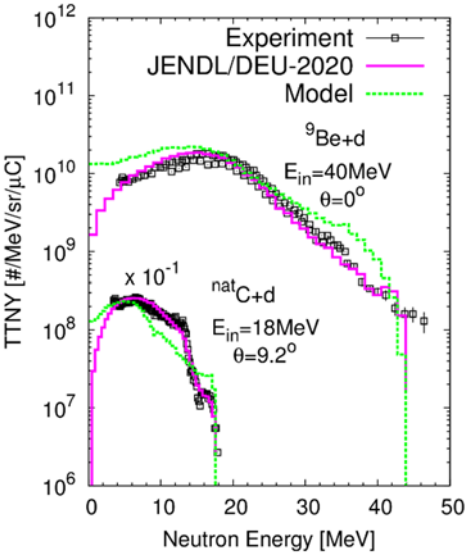


図 1 厚い標的からの二重微分中性子収量

（上：^{9}Be+d(40MeV)、下：$^{\mathrm{nat}}$C+d(18MeV)）

参考文献

[1] S. Nakayama *et al., Phys. Rev. C* **94**, 014618 (2016).

[2] T. Sato *et al., J. Nucl. Sci. Technol.* **55**, 684 (2018).

[3] T. Goorley *et al., Nucl. Technol.* **180**, 298 (2012).

*Shinsuke Nakayama[1], Osamu Iwamoto[1], Yukinobu Watanabe[2] and Kazuyuki Ogata[3,4]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Kyushu University, [3]Osaka University, [4]Osaka City University

統計模型を用いた断面積計算における準位密度の集団運動増幅効果の影響

Effect of collective enhancement in cross section calculation using statistical model

*古立直也

RIST

本研究では、原子核の変形状態と球形状態の混合により記述されるハイブリッド準位密度モデルを導入した統計模型を用いて断面積計算を行う。(n,2n)反応などの実験値との系統的な比較により、変形による準位密度の増幅効果が断面積計算に及ぼす影響について議論する。

キーワード： 準位密度，統計模型，核データ

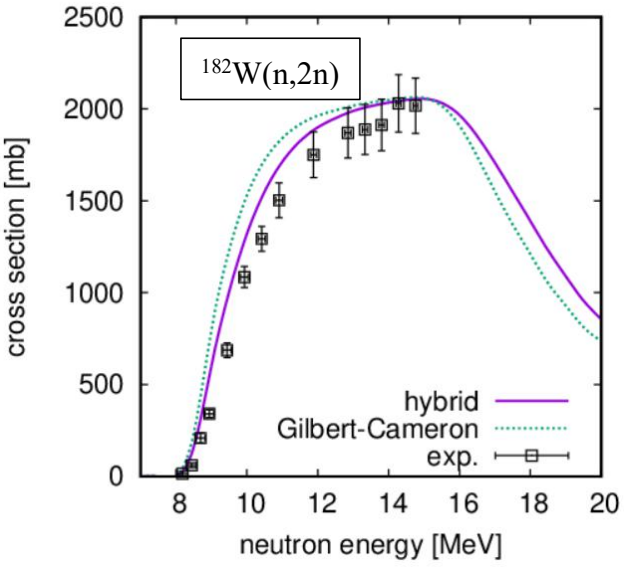
１．緒言

準位密度は統計模型を用いた様々な核反応計算の精度に直結する基礎データであり、原子核の回転、振動励起による準位密度増幅効果はその記述における重要な要素として古くから議論されている。一方で、準位密度の現象論モデルは平均共鳴間隔の実験値を再現するようにパラメータが決定されており、増幅効果を顕に取り扱わないモデルでもその効果はパラメータにより暗に取り込まれる。このため、低エネルギー中性子捕獲反応などの断面積計算では増幅効果の取り扱いは大きな問題とならない。増幅効果を顕に取り扱う重要性は、幅広い励起エネルギー領域の準位密度が影響するより高いエネルギーの核反応において現れると考えられる。しかし、励起エネルギーが増加すると原子核変形とそれによる増幅効果が消失すると考えられるが、その実験的検証は非常に難しいため、従来の現象論モデルの妥当性は明らかではない。

球形状態、変形状態のそれぞれに異なる準位密度パラメータを導入することで増幅効果がパラメータに取り込まれてしまうことを抑制し、かつ従来のモデルでは根拠に乏しい変形の消失について微視的核構造計算の情報を取り入れた現象論モデルであるハイブリッド準位密度モデル[1]が提案されている。本研究では、ハイブリッド準位密度モデルを用いた断面積計算により準位密度の増幅効果が断面積計算に及ぼす影響について議論する。

２．計算手法、結果

ハイブリッド準位密度モデルを核反応計算コードTALYS[2]に導入し、断面積計算を行った。図に^{182}W（変形度β=0.25, HFB SkM*計算）の(n,2n)断面積を示す。増幅効果を顕に取り扱わないGilbert-Cameronモデル(TALYSパラメータ)の結果と比較すると、断面積の立ち上がりの部分で抑制が起こり、実験値の再現性が向上している。^{182}Wに限らず、変形核では同様の傾向が見られることを追認[1]した。講演では様々な核反応の断面積についてハイブリッド準位密度モデルと従来モデルとの結果の比較を行う。



参考文献

[1] N.Furutachi, F.Minato and O.Iwamoto, J. Nucl. Sci. Technol. 56, 412 (2019).

[2] A.J. Koning, S. Hilaire and M.C. Duijvestijn, “TALYS-1.0”, Proceedings of the International Conference on Nuclear Data for Science and Technology, April 22-27, 2007, Nice, France, EDP Sciences, 2008, p. 211-214.

---

*N. Furutachi

RIST

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator, Beam and Medical Technologies | 201-1 Nuclear Physics, Nuclear Data Measurement/Evaluation/Validation, Nuclear Reaction Technology

[2O04-07] Neutron, Gamma-ray Measurement

Chair:Shoji Nakamura(JAEA)

Tue. Mar 17, 2020 10:50 AM - 11:55 AM Room O (Lecture Bildg. S 3F S-34)

[2O04] Measurement of high-energy prompt fission gamma-rays for $^{235}U(n_{th},f)$

*Katsuhisa Nishio[1], Hiroyuki Makii[1], Kentaro Hirose[1], Riccardo Orlandi[1], Tatsuhiko Ogawa[1], Tsutomu Ohtsuki[2], Shun Sekimoto[2], Kouichi Takamiya[2], Toshihiko Kawano[3] （1. JAEA, 2. Kyoto Univ., 3. LANL）

10:50 AM - 11:05 AM

[2O05] Measurement of prompt-fission neutrons using multi-nucleon transfer reactions

*Kentaro Hirose[1], Katsuhisa Nishio[1], Hiroyuki Makii[1], Riccardo Orlandi[1] （1. Japan Atomic Energy Agency ）

11:05 AM - 11:20 AM

[2O06] Double differential cross-section measurement of the $^{197}Au(g,n)$ reaction for 13 MeV and 17 MeV linearly polarized photon

*Tuyet Kim Tran[1], Toshiya Sanami[1,2], Hirohito Yamazaki[1,2], Toshiro Itoga[3], Yoshihiro Asano[4], Shuji Miyamoto[4], Akihiro Takeuchi[1] （1. SOKENDAI, 2. High Energy Accelerator Research Organization (KEK), 3. Japan Synchrotron Radiation Research Institute (JASRI), 4. LASTI/University of Hyogo）

11:20 AM - 11:35 AM

[2O07] Photon scattering experiment on Ta-181 using polarized gamma rays

*Toshiyuki Shizuma[1], Mohamed Omer[2], Ryoichi Hajima[1] （1. QST, 2. JAEA）

11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

^{235}U(n_{th},f)における高エネルギー即発ガンマ線スペクトルの測定

Measurement of high-energy prompt fission gamma-rays for ^{235}U(n_{th},f)

*西尾 勝久[1], 牧井 宏之[1], 廣瀬 健太郎[1], R. Orlandi[1], R. Léguillon[1], 小川 達彦[1],
T. Soldner[2], U. Köster[2], A. Pollitt[2], F.-J. Hambsch[3], I. Tsekhanovich[4], M. Aiche[4], S. Czajkowski[4],
L. Mathieu[4], C.M. Petrache[5], A. Astier[5], S. Guo[6], 大槻勤[7], 関本俊[7], 高宮 幸一[7]
[1]原子力機構, [2]ILL, [3]JRC, [4]Univ. Bordeaux, [5]Univ. Paris-Sud, [6]IMP, [7]京大

^{235}U 熱中性子入射核分裂における即発ガンマ線スペクトルを高エネルギー状態まで測定し、いくつかの局所的な構造を見出した。考察から、これらは中性子過剰核の準位構造を反映していることが分かった。

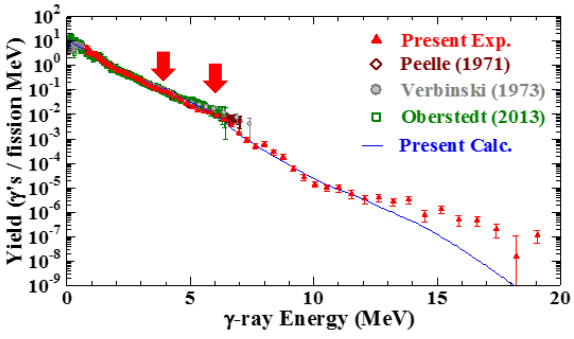
キーワード：^{235}U 熱中性子核分裂，即発ガンマ線スペクトル、高スピン状態

1. 緒言

2016 年秋の大会において、^{235}U(n_{th},f) における即発ガンマ線スペクトルの測定を報告した。実験は、仏・グルノーブルのラウエランジェバン研究所にある高中性子束炉からの中性子ビームを用いて行った。今回、モデル計算による考察を行ったので報告する[1]。

2. 結果

本実験結果を図に示す（Present）。ここで 4 MeV と 6 MeV に局所的な構造が見られる。本実験では核分裂片とガンマ線の相関測定を行っており、これらガンマ線は質量非対称度の小さい核分裂片（A_L=97-116u、A_H=120-139u）に起源があることが推測された。さらに考察するため、統計モデル計算（CoH_3 コード[2]）と比べた。この計算では、想定されるすべての初期核分裂片の励起エネルギーとスピン分布を核分裂モデルから決定し、ここから中性子とガンマ線の放出を模擬する。計算結果を実線で示す。解析から、4 MeV の構造は、^{132}Sn 近傍核の第 1 励起状態の遷移に起因することがわかった。一方、6MeV の膨らみは、質量数 100 を中心とする軽い核分裂片（^{101,102}Zr など）に起源があり、中性子を 1 つ放出して残った残留核のガンマ線遷移によるものと考えらえた。実験データから、12MeV を超える領域でスペクトルが盛り上がっている。このようなガンマ線を放出する核分裂片も限定されていた。初期の核分裂片は 6−8ħの高スピン状態をもって生成されるため、このような高エネルギーガンマ線が放出されるには低励起状態で同様に高スピン状態が存在する必要があり、^{86}Br, ^{102,103}Nb, ^{109}Tc であることを突き止めた。このような準位構造が知られている核種は、実験の困難さゆえに限定的であり、実際の計算に取り込めていない可能性がある。今後、新規データがそろうことで実験データが説明できると考えている。



参考文献

[1] H. Makii, K. Nishio *et al*., Phys. Rev. C **100**, 044610 (2019).
[2] T. Kawano et al., Nucl. Phys. A **913**, 51 (2013). J. Nucl. Sci. Technol. **47**, 462 (2010).

* Katsuhisa Nishio[1], Hiroyuki Makii[1], Kentaro Hirose[1], Orlandi Riccardo[1], Roman Léguillon[1], Tatsuhiko Ogawa[1], T. Soldner[2], U. Köster[2], A. Pollitt[2], F.-J. Hambsch[3], I. Tsekhanovich[4], M. Aiche[4], S. Czajkowski[4], L. Mathieu[4], C.M. Petrache[5], A. Astier[5], S. Guo[6], Tsutomu Ohtsuki[7], Shun Sekimoto[7], Kouichi Takamiya[7]
[1]JAEA, [2]ILL, [3]JRC, [4]Univ. Bordeaux, [5]Univ. Paris-Sud, [6]IMP, [7]Kyoto Univ.

多核子移行反応を用いた核分裂中性子の測定（３）

Measurement of prompt fission neutrons using multi-nucleon transfer reaction (3)

*廣瀬健太郎[1]，西尾勝久[1]，牧井宏之[1]，オルランディリカルド[1]，ケアンクンラタ[1,2]，
塚田和明[1]，浅井雅人[1]，佐藤哲也[1]，伊藤由太[1]，永目諭一郎[1]，富塚知博[1,3]，
床井健運[1,4]，鈴木颯人[1,4]，千葉敏[2]
[1]原子力機構，[2]東京工業大学，[3]新潟大学，[4]茨城大学

原子力機構タンデム加速器施設において、^{18}O ビームとアクチノイド標的を用いた多核子移行反応によって生成した原子核の核分裂即発中性子の測定を行い、核分裂中性子多重度を導出した。

キーワード：核分裂、多核子移行反応、即発中性子

1. 緒言

使用済み核燃料に含まれるマイナーアクチノイドの核変換には、これらの核種の核データが不可欠である。しかしながら、中性子核反応によって生ずる高次アクチノイドを含め、核変換炉内では膨大な核種が生成されるが、これらの全ての核種に対する核データを取得することは非常に困難である。本研究では、^{18}0 ビームをアクチノイド標的（^{232}Th、^{238}U、^{237}Np、^{243}Am、^{248}Cm）に照射しておこる多核子移行反応を用い、50 以上に及ぶ核種の複合核を様々なエネルギーで励起し、その核分裂即発中性子の測定を行った。

2. 実験・結果

本実験は原子力機構タンデム加速器施設で行った。144～162MeV の ^{18}0 ビームを、ニッケルバッキングに電着したアクチノイド標的（典型的な厚さは 80－100μg/cm^2）に照射し、多核子移行反応後の散乱粒子をΔE-E シリコンテレスコープで粒子識別することで複合核の核種を同定した。散乱粒子のエネルギーと放出角度から、系全体の励起エネルギーを導出した。複合核からの核分裂片を 4 つの多芯線比例計数検出器(MWPC)を用いて散乱粒子と同時検出し、さらに散乱真空槽のまわりに設置した 33 台の液体有機シンチレータを用いて中性子を核分裂片と同時検出した。図 1 に、各方向で測定した核分裂中性子の励起エネルギー依存性を示した。核分裂軸に沿った方向では中性子が多く測定され、垂直な方向では少ないことがわかる。更に同じ軸方向であってもビーム前方と後方では、前方で多くの中性子が検出されている。これは複合核が前方に反跳を受けていること、そして励起エネルギーが高くなると顕著になることから、複合核が核分裂する前に放出された中性子が寄与していると考えられる。本発表では、このような運動学的効果を考慮した解析・結果について議論する予定である。

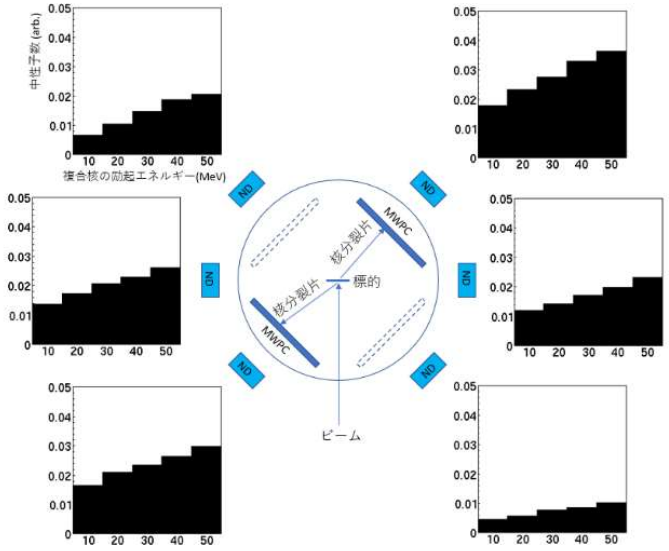


図１各方向で検出された中性子数の励起エネルギー依存性。

本発表は、文部科学省のエネルギー対策特別会計委託事業による委託業務として、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構が実施した平成２８－３０年度「代理反応によるマイナーアクチノイド核分裂の即発中性子測定技術開発と中性子エネルギースペクトル評価」の成果を含む。

---

*Kentaro Hirose[1], Katsuhisa Nishio[1], Hiroyuki Makii[1], Riccardo Orlandi[1], Kun Ratha Kean[1,2], Kazuaki Tsukada[1], Masato Asai[1], Tetsuya K. Sato[1], Yuta Ito[1], Yuichiro Nagame[1], Tomohiro Tomii[1,3], Katsuyuki Tokoi[1,4], Hayato Suzuki[1,4]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Tokyo Tech, [3]Niigata Univ., [4]Ibaraki Univ.

Double differential cross-section measurement of the ^{197}Au(ɤ,n) reaction for 13 MeV and 17 MeV linearly polarized photon

*T.K.Tuyet[1], T.Sanami[1,2], H.Yamazaki[1,2], T.Itoga[3], A.Takeuchi[1], S.Miyamoto[4] and Y.Asano[4]
[1]SOKENDAI, [2]KEK, [3]JASRI, [4]University of Hyogo

Double differential cross-sections (DDXs) of the ^{197}Au(ɤ,xn) reaction for 13 MeV and 17 MeV linearly polarized photon were obtained at NewSUBARU. The dependence of the evaporation and direct components on the energy of the incident photon is discussed in this report.
Keywords: photo-nuclear reaction, polarized photon, 13 MeV, 17 MeV, gold, double differential cross-section.

1. Introduction: Neutron spectrum and angular distribution are useful to evaluate model of the photonuclear reaction. We reported target mass dependency of (ɤ,xn) reaction for 17 MeV polarized photon in previous meeting [1]. In this presentation, we study the incident photon energy dependence on DDXs of) of the ^{197}Au(ɤ,xn) reaction for 13 MeV and 17 MeV linearly polarized photon.

2. Experimental setup: Figure 1 shows experimental setup. The experiment was carried out at NewSUBARU-BL01, Hyogo-Japan. The 13 MeV and 17 MeV linearly polarized photons were generated by the collision of the polarized laser (NdYVO4 laser at 1.064 µm, 20W) and electron bunches of 850 MeV - 23 mA and 982.4 MeV - 30 mA, respectively. The cylindrical NE213 organic liquid scintillators ($12.7^{\phi}\times12.7^{L}$ cm) were set at different angles (30^0 to 150^0). The direction of the incident photon was collimated into the center of Au. The number of the incident photons were counted by the plastic scintillator, 5 mm in thickness. A cylinder pill Au target was chosen to study in this work. The target is made with a small thickness of 1 cm to decrease the self-attenuation effect. The pulse shape discrimination technique was applied to separate neutron-gamma. The neutron energy was observed using the time of flight method.

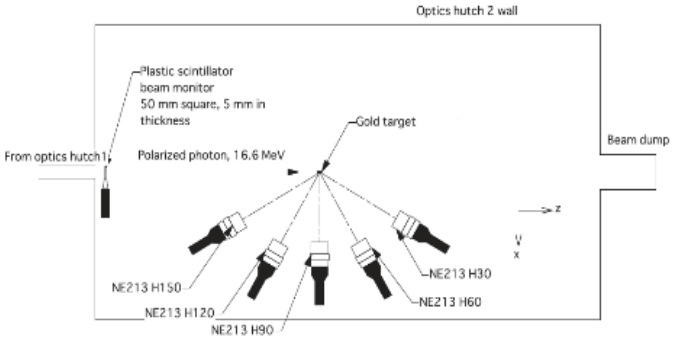


Figure 1. Drawing of the setup

3. Data analysis: The neutron spectrum was obtained by the PSD and TOF method by using the energy threshold of 0.25 MeVee. The detection efficiencies were estimated by measurement with ^{252}Cf and ScinfulQMD calculations. The DDXs were deduced from the spectrum normalized with a solid angle and number of incident photons.

4. Results: The DDX are shown in Fig.2. The black and red points are the DDX data for 17 and 13 MeV, respectively. Both of the spectra indicate evaporation and direct components. The evaporation components are similar, but the incident energies impact the direct component.

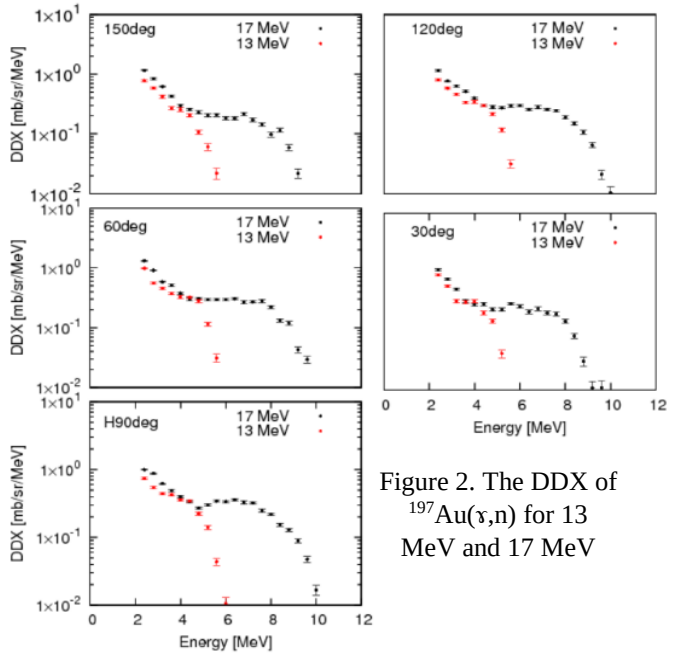


Figure 2. The DDX of ^{197}Au(ɤ,n) for 13 MeV and 17 MeV

References

[1] Tran Kim Tuyet et al., 2019 Fall Meeting of Atomic Energy Society of Japan, Sep. 11-13 2019, Toyama Univ.

直線偏光ガンマ線を用いたTa-181の核共鳴蛍光散乱実験

Photon scattering experiment on Ta-181 using polarized gamma rays

*静間　俊行[1]，M. Omer[2]，羽島　良一[1]

[1]量研，[2]原子力機構

Ta-181では、制動放射光を用いた核共鳴蛍光散乱実験から、励起エネルギー1.8から4MeVに、37準位が観測されている。これらの準位の共鳴幅やスピン・パリティを求めるため、直線偏光レーザーコンプトンガンマ線を用いた核共鳴蛍光散乱実験を行った。

キーワード：核共鳴蛍光散乱、レーザーコンプトンガンマ線、共鳴幅、スピン・パリティ

1. 緒言

Ta-181など四重極変形をした原子核では、励起エネルギー2～4MeV付近に、シザースモードと呼ばれる磁気的双極子振動に基づく準位が現れる。これまでの制動放射光を用いた核共鳴蛍光散乱実験では、Ta-181の励起エネルギー1.8から4MeVに37準位が観測されているが、スピン・パリティはよく分かっていない。本研究では、これらの準位のスピン・パリティおよび共鳴幅を明らかにするため、直線偏光をしたレーザーコンプトンガンマ線を用いたTa-181の核共鳴蛍光散乱実験を行った。

2. 核共鳴蛍光散乱実験

核共鳴蛍光散乱実験は、米国デューク大学のHIγS施設で行った。中心エネルギー2.3, 2.45, 2.7, 2.85, 3.0 MeVで、エネルギー半値幅約4%のレーザーコンプトンガンマ線を、厚さ4mm、直径25.4mmのTa-181ターゲットに照射した。Taターゲットから放出される共鳴散乱ガンマ線を、散乱角θ=90°と135°に設置した高純度ゲルマニウム検出器5台を用いて測定した。

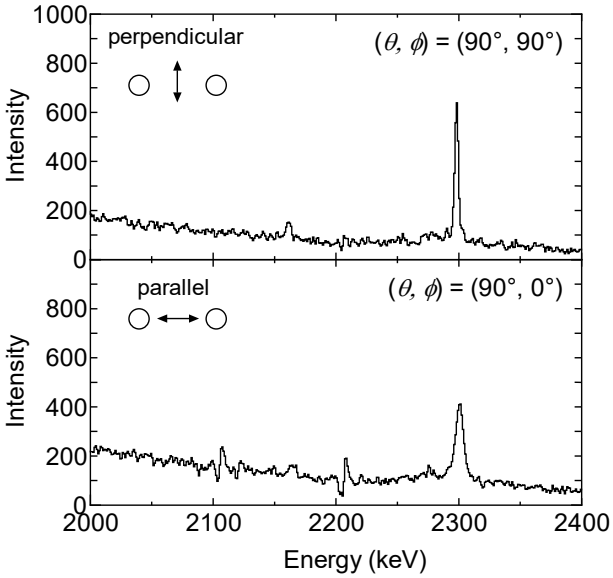


図1. Ta-181の共鳴散乱ガンマ線のエネルギースペクトル。上（下）図に、入射ガンマ線の偏光面に対して垂直（平行）な方向に放出されたガンマ線スペクトルを示している。

3. 結果

図1に、散乱角θ=90°における共鳴散乱ガンマ線のエネルギースペクトルの一例を示している。入射ガンマ線の偏光面に対して平行な方向へ散乱したガンマ線（図1下）と垂直な方向へ散乱したガンマ線（図1上）の強度比および散乱角θ=90°と135°におけるガンマ線の強度比から観測された準位のスピン・パリティを決定することができる。本講演では、直線偏光レーザーコンプトンガンマ線ビームを用いて行ったTa-181の核共鳴蛍光散乱実験の結果について報告する。

本研究は、文部科学省「核セキュリティ強化等推進事業費補助金」事業の一部として実施した。

---

*Toshiyuki Shizuma[1], Mohamed Omer[2], and Ryoichi Hajima[1]

[1]QST, [2]JAEA

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator, Beam and Medical Technologies | 202-3 Neutron Source, Neutron Technology

[2O08-11] Neutron Source, Neutron Facility

Chair:Kaoru Sakasai(JAEA)

Tue. Mar 17, 2020 2:45 PM - 3:50 PM Room O (Lecture Bildg. S 3F S-34)

[2O08] Conceptual design of neutron source for deuteron-incident LLFP nuclear transmutation using cyclotron

*Keijiro Takeda[1], Mitsuhito Fukuda[1], Hiroshi Toki[1], Ryoichi Seki[1], Tsutomu Shinoduka[2], Hiroki Kanda[1], Tetsuhiko Yorita[1], Masao Nakao[1], Yasuyuki Morita[1], Takafumi Hara[1] （1. RCNP, Osaka Univ., 2. CYRIC, Tohoku Univ.）

2:45 PM - 3:00 PM

[2O09] Development of a small-angle neutron scattering geometry with ring-shaped collimation

*Fumiaki Funama[1], Yuya Adachi[1], Seiji Tasaki[1], Yutaka Abe[1] （1. Kyoto Univ）

3:00 PM - 3:15 PM

[2O10] Commissioning of a compact electron accelerator-driven pulsed neutron facility at AIST

*Koichi Kino[1,2], Nagayasu Oshima[1,2], Hiroshi Ogawa[1,2], Brian E O'Rourke[1,2], Hidetoshi Kato[1,2], Ryunosuke Kuroda[1,2], Daisuke Sato[1,2], Tamao Shishido[2], Ryoichi Suzuki[1,2], Norihiro Sei[1,2] （1. AIST, 2. ISMA）

3:15 PM - 3:30 PM

[2O11] Development of highly-efficient neutron diffractometer for compact accelerator-driven neutron source

Sho Imai[1], *Kenichi Watanabe Watanabe[1], Atsushi Watanabe Yamazaki[1], Sachiko Watanabe Yoshihashi[1], Akira Uritani[1], Seiji Tasaki[2], Setsuo Satoh[3] （1. Nagoya Univ., 2. Kyoto Univ., 3. KEK）

3:30 PM - 3:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

サイクロトロンを用いた重陽子入射型 LLFP 核変換用中性子源の概念設計

Conceptual design of neutron source for deuteron-incident LLFP nuclear transmutation using cyclotron

*武田 佳次朗[1]，福田 光宏[1]，土岐 博[1]，関 亮一[1]，篠塚 勉[2]，依田 哲彦[1]，神田 浩樹[1]，
中尾 政夫[1]，涌井 崇志[3]，宮脇 信正[4]，倉島 俊[4]，伊藤 正俊[2]，松田 洋平[2]，
森田泰之[1],原隆文[1]
[1]大阪大 RCNP，[2]東北大 CYRIC，[3]量研機構放医研，[4]量研機構高崎研

加速器で加速させた高強度重陽子ビームを用いて長寿命核分裂生成物(LLFP)の核変換を安定かつ高効率で行うための核変換用中性子源の概念設計を行っている。本講演では重陽子を入射させる核変換用中性子源の検討状況と新たに開発した核変換量の経時変化計算手法とその計算結果について議論する。

キーワード：核変換、LLFP、核破砕中性子、PHITS、DCHAIN-SP、サイクロトロン

1. 背景と目的

HLW に含まれる LLFP の中の 3 核種(Pd-107, Cs-135, Zr-93)を短寿命，安定核種に核変換し、HLW の低減とレアメタルの再資源化を念頭に、サイクロトロンを多数組み合わせた核変換システムの検討を進めている。重陽子ビームを直接 LLFP ターゲットに照射して核変換を行うだけでなく二次的に生成される核破砕中性子も核変換に利用するような中性子源の概念設計と、核破砕中性子源特有の高エネルギー中性子による核変換に対応した経時変化計算を可能にするような計算手法の開発を目的としている。

2. LLFP 核変換用中性子源

2-1. 中性子源の基本構造

重陽子入射型 LLFP 核変換用中性子源の核設計を行った。100MeV/u の重陽子ビームを Cs 標的(Cs-135 を含む)に直接照射して Cs-135 の核変換をしつつ、核破砕反応により大量の中性子(2.0 n/d)を生成させる。さらに、生成した核破砕中性子を減速材(Pd，重水)で熱/熱外中性子まで減速させ、LLFP(Pd-107, Zr-93)を核変換する。高速中性子の減速には Pd が有効であり減速と同時に、カスケード反応などで Pd-107 の核変換も行う。

2-2. PHITS & DCHAIN-PHITS Iteration による核変換量計算

原子炉の燃焼計算コードでは核破砕中性子のような 20MeV を超える中性子や荷電粒子の取り扱いができない。また、核破砕反応と高エネルギー中性子の輸送計算が可能な PHITS と PHITS に対応した燃焼計算コード DCHAIN-PHITS はあるが、繰り返し計算には対応していなかった。これを解消するために、PHITS と DCHAIN-PHITS を再コンパイルして、高エネルギー核反応による LLFP 核変換量の経時変化ができるようにした。今回、核設計した中性子源の燃焼計算を行った結果、ビーム強度 1A, 10 年照射で定期的な LLFP 交換により核変換能力を改善できることが分かった(青，赤線)。レアメタル生成量も同様な結果が得られており、詳細は当日報告する。

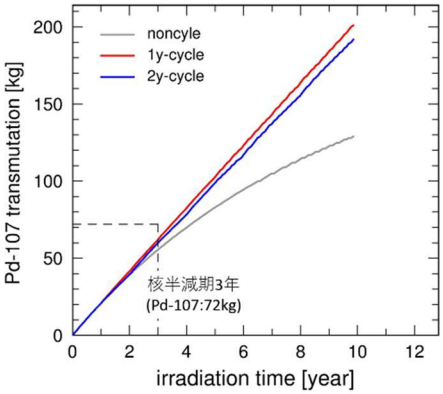


Figure: Pd-107 の核変換量の経時変化(初期組成を偶奇分離し、LLFP 交換の有無(1or2 年毎)による違いを比較した)

参考文献

[1] T.Sato, *et al*., J. Nucl. Sci. Technol. 55, 684-690(2018)

*Keijiro Takeda [1], Mitsuhiro Fukuda[1], Hiroshi Toki[1], Ryoichi Seki[1], Tsutomu Shinoduka[2], Tetsuhiko Yorita[1], Hiroki Kanda[1], Masao Nakao[1], Takashi Wakui[3],Nobumasa Miyawaki[4], Satoshi Kurashima[4], Masatoshi Itoh[2], Yohei Matsuda[2],Yasuyuki Morita[1], Takafumi Hara[1] ([1]RCNP, Osaka Univ., [2]CYRIC, Tohoku Univ., [3]QST-NIRS, [4]QST-Takasaki)

リング状スリットを用いた中性子小角散乱実験体系の開発

Development of a small-angle neutron scattering geometry with ring-shaped collimation

*船間　史晃[1]，足立　裕也[1]，田崎　誠司[1]，安部　豊[1]

[1]京大院工

中性子強度が非常に弱い小型中性子源において中性子小角散乱(SANS)実験を行うため、リング状にコリメートされた中性子を用いる SANS 実験体系(r-SANS)を開発している．本ジオメトリーの概要と京都大学小型加速器中性子源(KUANS)において行った r-SANS 実験の結果について発表する．

キーワード：中性子小角散乱、小型中性子源、モンテカルロシミュレーション

小角散乱法はおよそ 10 – 1000 Å の構造を調べる分光法であり、一般に試料の電子数密度分布に起因する X 線小角散乱（SAXS）と、中性子の散乱長密度分布に起因する中性子小角散乱（SANS）を検出し、解析する方法がある．現在、SAXS 装置は商用で、ラボに設置できる大きさの装置が普及しているが、SANS 装置の数は限られている．これは、SANS 実験に必要な中性子束を生成できる中性子源は、高速中性子やγ線の遮蔽の必要性などから、大型で高額なことが原因の一つである．そこで、発生する中性子束は少ないが比較的小型で安価な小型中性子源を用いての小角散乱装置の開発が進められている．小型中性子源における SANS 装置の開発は、北海道大学小型中性子源(HUNS)や理研小型中性子源システム(RANS)において研究が進められてきた[1, 2]．我々は、これらの中性子源よりも約一桁から二桁中性子強度の低い京都大学小型加速器中性子源(KUANS)において小角散乱実験を行うために、リング状にコリメートされた中性子を用いる SANS 実験体系(r-SANS)を開発している．

Fig.1 に r-SANS 体系の概念図を示す. リング状にコリメートされた中性子を試料に入射させることにより、リング中心軸上にある散乱角(2θ)を持った散乱中性子が自然に集光する．リング中心軸上の一点（Detection point）に中性子の検出効率が高く、γ線感度の低い ^{3}He 検出器を設置することで散乱中性子を高い S/N 比で検出できる．また、中性子飛行時間法（TOF）を用いることで、ある θ に対応する、散乱中性子のエネルギースペクトルが測定できる．これにより中性子の運動量遷移ごとの散乱強度を観測することができる．

本発表では、r-SANS 実験体系を KUANS に構築し、細孔径の異なる２種類のシリカゲルを測定した結果を報告する．また、r-SANS 実験と一般的なピンホール体系で測定した SAXS 実験の比較結果を示す．散乱角の取り扱いを複雑化する斜入射中性子（Fig.1 中の紫矢印 ）を考慮した r-SANS 実験結果の解析法について、モンテカルロシミュレーションを用いた方法を検討したのでそれについても発表する．

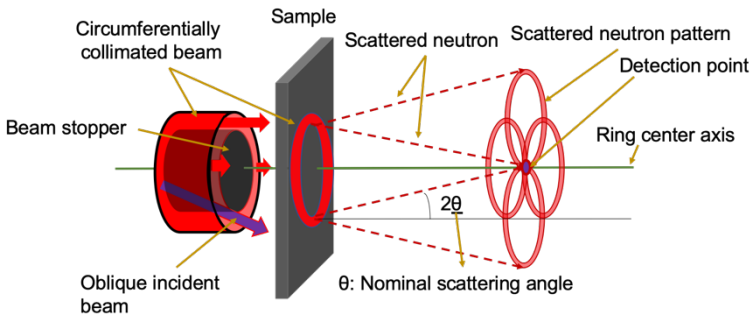


Fig.1 r-SANS 体系の概念図

参考文献

[1] M. Furusaka, et al., Physics Procedia 60 (2014) 167–174.

[2] S. Koizumi, et al., JPS Conf. Proc. 25 (2019) 011004.

---

*Fumiaki Funama[1], Yuya Adachi[1], Seiji Tasaki[1], Yutaka Abe[1]

[1]Kyoto Univ.

産総研設置の小型電子加速器中性子施設のコミッショニング

Commissioning of a compact electron accelerator-driven pulsed neutron facility at AIST

*木野　幸一[1,2], 大島 永康[1,2], 小川 博嗣[1,2], O'Rourke Brian[1,2], 加藤 英俊[1,2], 黒田 隆之助[1,2], 佐藤 大輔[1,2], 宍戸 玉緒[2], 鈴木 良一[1,2], 清 紀弘[1,2], 田中 真人[1,2], 豊川 弘之[1,2], 友田 陽[1,2], 林崎 規託[1,2,3], 藤原 健[1,2], 古坂 道弘[1,2], 満汐 孝治[1,2], 室賀 岳海[2], 渡津 章[1,2], 帯名 崇[2,4], 濁川 和幸[2,4], 古川 和朗[2,4], 佐藤　節夫[2,4], 猪野　隆[2,4], 瀬谷 智洋[2,4], 大友 季哉[2,4], 神山 崇[2,4]

[1] 産総研, [2]ISMA, [3] 東工大, [4] 高エネ研

我々は構造材料の非破壊分析を目的とした小型電子加速器中性子施設を構築し、主要構成装置である、加速器、中性子源、中性子ビームラインのコミッショニングを進めている。これらの現状を報告する。

キーワード：パルス中性子ビーム，中性子源，電子加速器

1. はじめに

我々は産総研内に小型電子加速器中性子解析装置の構築を行い、現在コミッショニングを進めている[1,2,3]。ISMA（新構造材料技術研究組合）における自動車などの輸送機器の主要構造材料に用いられる金属などの革新的な新構造材料開発において、本装置を試料単体あるいは部材等に組みつけた状態での非破壊分析に供する予定である。小型でありながら、パルス中性子透過法によるブラッグエッジイメージングに最適化された装置となっている。

2. 施設構築の進捗状況

本施設は施設検査に合格し、現在、構成機器である(1)電子加速器、(2)中性子源、(3)中性子ビームラインのコミッショニングを進めている。(1)に関しては、現在電子銃や加速管のエージングによる電子ビーム電流の増強試験、ビーム輸送光学系の制御試験を行っている。(2)に関しては、中性子生成ターゲットから放出される蒸発中性子を熱中性子に減速するための固体メタン減速材装置の試験を行っている。固体メタン容器を X 線撮影することで、内部の固体メタンを画像として確認している。 (3)に関しては、スーパーミラーガイド管や真空ダクトの設置、調整を進めるとともに、バックグラウンド低減のための補助遮蔽の整備を行っている。

3. まとめ

本施設は運用に向けた調整が着実に進んでおり、間も無くファースト中性子ビームが得られる予定である。本発表ではファーストビームとその利用に向けて進めているコミッショニングの最新状況を報告する。

謝辞

この成果は、国立研究開発法人新エネルギー・産業技術総合開発機構(NEDO)の委託事業革新的新構造材料等研究開発の結果により得られたものです。

参考文献

[1] 産総研ニュース https://www.aist.go.jp/aist_j/news/au20170801.html

[2] K.Kino *et al*., Nucl. Instrum. Methods Phys. Res., Sect. A 927 (2019) 407–418.

[3] B.E. O'Rourke *et al*., Nucl. Instrum. Methods Phys. Res., Sect. B 464 (2020) 41–44.

---

*Koichi Kino[1,2], Nagayasu Oshima[1,2], Hiroshi Ogawa[1,2], Brian O'Rourke[1,2], Hidetoshi Kato[1,2], Ryunosuke Kuroda[1,2], Daisuke Satoh[1,2], Tamao Shishido[2], Ryoichi Suzuki[1,2], Norihiro Sei[1,2], Masahito Tanaka[1,2], Hiroyuki Toyokawa[1,2], Yo Tomota[1,2], Noriyosu Hayashizaki[1,2,3], Takeshi Fujiwara[1,2], Furusaka Michihiro[1,2], Koji Michishio[1,2], Takemi Muroga[2], Akira Watazu[1,2], Takashi Obina[2,4], Kazuyuki Nigorikawa[2,4], Kazuro Furukawa[2,4], Setsuo Sato[2,4], Takashi Ino[2,4], Tomohiro Seya[2,4], Toshiya Otomo[2,4], Takashi Kamiyama[2,4]

[1]AIST, [2]ISMA, [3]Tokyo Tech, [4]KEK

小型加速器中性子源用の高効率中性子回折装置の開発

Development of highly-efficient neutron diffractometer for compact accelerator-driven neutron source

今井 頌[1]，*渡辺 賢一[1]，山﨑 淳[1]，吉橋 幸子[1]，瓜谷 章[1]，田﨑 誠司[2]，佐藤 節夫[3]
[1]名古屋大学，[2]京都大学，[3]KEK

小型加速器中性子源での利用を想定した高効率な中性子回折計の開発を進めた。粉末中性子回折を想定し、柔軟性の高い TRUST Eu：LiCAF シンチレータを用いた円環状中性子検出器を多数配置し、大立体角を有する中性子回折計を製作し、京都大学加速器中性子源 KUANS にて基礎試験を実施した。

キーワード：中性子回折、TRSUT Eu:LiCAF シンチレータ、KUANS

1. 緒言

中性子回折は物質の構造解析手法の一つであるが、X 線回折とは異なり、物質によっては深部まで侵入可能、軽元素の分析も可能といった特徴を有しており、X 線回折と相補的な関係にあると言える。しかし、中性子回折を含む中性子利用研究が実施可能な施設は J-PARC 等の大型施設に限られているのが現状である。こういった状況を打破すべく、小型加速器中性子源施設の整備が進められている。大型施設と比して中性子強度の低い小型加速器中性子源施設では、中性子を有効活用することが重要であるため、中性子回折装置としては可能な限り大きな立体角を有するものが望ましい。一般に、大きな立体角を覆う中性子回折装置は大型で非常に高価な設備となる。本研究では、大きな立体角を有しながらも小型で、かつパルス中性子源施設で飛行時間分析法が適用できるようにパルス計数可能な装置として、多重円環構造を有した中性子回折装置の実現を目指している。我々の研究グループでは、柔軟性の高い中性子シンチレータである TRUST Eu:LiCAF シンチレータと波長シフトファイバ光読み出し系を組み合わせた形状の自由度の高い中性子検出器の開発を進めてきた。この検出器で円環状の中性子検出器を構成し、これを多数並べることで小型かつ大立体角を有する中性子回折装置を製作し、中性子回折実験を実施し、その応答評価を行った。

2. KUANS での回折実験

製作した中性子回折装置を用いて、小型中性子源である京都大学加速器中性子源（KUANS)にて中性子回折実験を行った。本実験では鉄粉末、ケイ素粉末、バルクの銅の各格子面に対応する回折ピークを得ることができた。図 1 に鉄粉末サンプルから得られた回折パターンを示す。回折ピークの分解能は解析に用いる検出器を高角（後方散乱）のもの限定すると高分解能となる。本検出器で得られた最高分解能は高角の検出器 30 個からの結果を用いて解析した場合であり、α 鉄の{110}面における回折ピークの分解能は Δd/d=3%であった。本回折装置が大立体角を覆っているため、中性子強度の低い小型加速器中性子源においても回折ピークを確認することが可能となった。

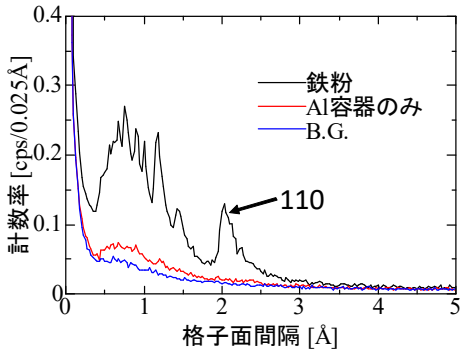


図 1 鉄粉末試料の回折強度分布

Sho Imai[1], * Kenichi Watanabe[1], Atsushi Yamazaki[1], Sachiko Yoshihashi[1], Akira Uritani[1], Seiji Tasaki[2] and Setsuo Satoh[3]
[1]Nagoya Univ. , [2]Kyoto Univ., [3]KEK

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator, Beam and Medical Technologies | 202-3 Neutron Source, Neutron Technology

[2O12-15] Code and Device Development, Neutron Spectrum

Chair:Koichi Kino(AIST)

Tue. Mar 17, 2020 3:50 PM - 4:55 PM Room O (Lecture Bildg. S 3F S-34)

[2O12] Development of a general-purpose code for thermal neutron scattering cross-sections by molecular dynamics (IV): Implementation of the function for analyzing coherent scattering cross-sections

*Yutaka Abe[1], Seiji Tasaki[1], Masahiro Hino[1] (1. Kyoto Univ.)

3:50 PM - 4:05 PM

[2O13] Development of neutron resonance spin echo spectrometers (VIN ROSE) and neutron focusing supermirrors at BL06 at J-PARC MLF

*Masahiro Hino[1], Tatsuro Oda[1], Hitoshi Endo[2], Takuya Hosobata[3], Fumiaki Funama[1], Yutaka Yamagata[3], Norifumi Yamada[2], Yuji Kawabata[1] (1. Kyoto Univ., 2. KEK, 3. RIKEN)

4:05 PM - 4:20 PM

[2O14] Cold neutron intensity and spectrum dependence on the configuration of mesitylene cold moderator at KUANS

*Seiji Tasaki[1], Hiroaki Yamakawa[1], Yuya Adachi[1], Hiroto Yamada[1], Yutaka Abe[1] (1. Kyoto Univ.)

4:20 PM - 4:35 PM

[2O15] Measurement of high energy neutron spectrum by a transfer exposure method using X-ray imaging plates based on the threshold reaction of activation foils

*yuki fujiya[1], Takashi Kamiyama[1], Hirotaka Sato[1], Koichi Nittoh[2], Mikio Uematsu[2], Yukio Sonoda[2], Hiroyuki Uno[3], Ryuji Uemoto[3], Yoshiaki Kiyanagi[4] (1. Hokkaido Univ., 2. TTSI, 3. SHI-ATEX, 4. Nagoya Univ.)

4:35 PM - 4:50 PM

©Atomic Energy Society of Japan

分子動力学法による熱中性子散乱断面積の汎用解析コード開発 (IV)：干渉性散乱断面積解析機能の実装

Development of a general-purpose code for thermal neutron scattering cross-sections by molecular dynamics (IV): Implementation of the function for analyzing coherent scattering cross-sections

*安部 豊[1]，田崎 誠司[1]，日野 正裕[1]
[1]京都大学

重水素化分子の熱中性子散乱則評価のために，当研究グループで開発している熱中性子散乱断面積汎用解析コードに干渉性散乱の解析機能を実装した．発表では本コードでの干渉性散乱の評価方法と重水や重水素化アルコールへの適用結果を報告する．

キーワード：熱中性子散乱則，干渉性散乱，重水素化分子，分子動力学法

1. はじめに

熱中性子散乱則データは核設計・遮蔽計算などの基礎データであるが，ENDF/B-VⅢ等の核データライブラリで利用可能な物質は 20 種類程度に限られる．一方，核計算コード NJOY/LEAPR で散乱則データを新たに作成する場合，物質ごとに物理モデルや関連パラメータが必要になるため，汎用的な適用性に難点があった．当グループでは，様々な分子に対して分子の運動や構造・配置の情報を詳細に反映させた散乱則データの作成を可能とするために，分子動力学法を利用した汎用解析コードを開発している[1]．しかしながら，これまでのコードの適用対象は非干渉性散乱近似で評価できる含水素分子に限られていた．そこで今回，重水などの含重水素分子へも適用可能とするために，本コードに干渉性散乱の解析機能を実装した．

2. 解析方法・結果

分子動力学法により得られる原子の位置情報から部分構造因子を計算するコードを新たに作成し，部分構造因子と自己散乱則から Vineyard 近似または Sköld 近似を用いて干渉性散乱を解析する機能を本コードに追加した．図 1 に適用例として，重水素化エタノール（液体 293 K）の全断面積の解析結果を実験値[2]とともに示す．実験値（○）は 1eV 以上での自由原子断面積から入射中性子エネルギーの減少にしたがい次第に増加し，20 meV 付近で分子構造を反映した干渉性散乱による肩を持つ．さらに，2 meV 以下では，液体での平均分子配置に由来する異分子間の干渉性散乱が急激に減少する様子が見て取れる（固体の Bragg エッジに対応）．解析結果と実験値を比較すると，5 meV 付近までは Vineyard 近似（赤線）と Sköld 近似（青線）はほぼ同等に実験値を再現しているが，2 meV 以下での干渉性散乱については Sköld 近似の方が実験値の再現性が良い．Sköld 近似による散乱則は 1 次までの総和則を満たすため（Vineyard 近似は 0 次のみ），干渉性散乱の再現性が向上したものと考える．なお，分子構造や分子配置を考慮しない非干渉性散乱近似（黒線）では，上で述べた干渉性散乱の特徴は全く再現されないことがわかる．

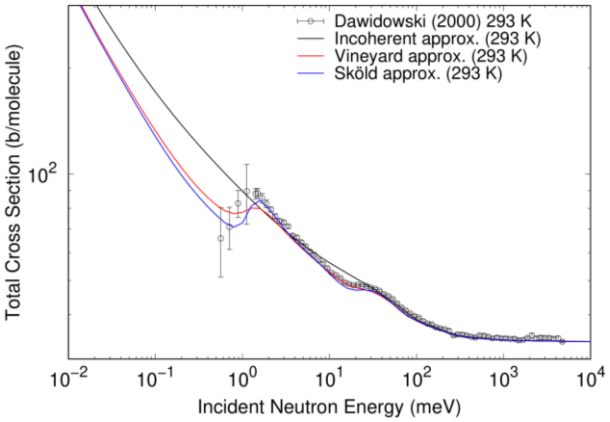


図 1　重水素化エタノールの全断面積

参考文献 [1] 安部，船間，田崎，日野，日本原子力学会 2018 年春の年会予稿集, 1G05.
[2] J. Dawidowski, J. Granada, J. Blostein, Nucl. Instrum. Method B 168 (2000) 462-466.

*Yutaka Abe[1], Seiji Tasaki[1] and Masahiro Hino[1]
[1]Kyoto Univ.

J-PARC MLF BL06 中性子共鳴スピンエコー分光器群(VIN ROSE)と中性子集光スーパーミラー開発

Development of neutron resonance spin echo spectrometers (VIN ROSE) and neutron focusing supermirrors at BL06 at J-PARC MLF

*日野正裕[1], 小田達郎[1], 遠藤仁[2], 細畠拓也[3], 船間史晃[1], 山形豊[3], 山田悟史[2], 川端祐司[1]
[1]京大, [2]高エネルギー加速器研究機構, [3]理研

J-PARC MLF BL06 において開発中の中性子共鳴スピンエコー分光器群(VIN ROSE)における現状を、中性子集光スーパーミラー開発を中心に紹介する。

キーワード：中性子スピンエコー、J-PARC、中性子集光スーパーミラー、多層膜、ダイナミクス

中性子はナノ構造の時間―空間領域の両方をプローブ出来る希有な粒子だが、中性子強度によって利用が制限されている。中性子スピンエコー法は中性子スピンという自由度を導入し、スピンの位相を精密制御することで、入射中性子のエネルギー分解能と独立に高エネルギー分解能かつ高中性子強度を実現可能とする。J-PARC MLF BL06 の中性子共鳴スピンエコー装置群:VIN ROSE(The VIllage of Neutron ResOnance Spin Echo spectrometers)は、MIEZE(Modulated IntEnsity by Zero Effort)型と集光型 NRSE(Neutron Resonance Spin Echo)型の 2 台のスピンエコー分光器からなり、J-PARC MLF において最も高エネルギー分解能かつ5桁以上のダイナミックレンジをカバーする。MIEZE 型は通常のスピンエコー装置では困難な試料に強い磁場をかける等の試料環境の自由度があり、公募研究も開始した。現在、磁気スキルミオン等、注目されかつ他では測定出来ないダイナミクス実験も行っている。NRSE 型に必要な位相補正デバイスも、金属基板を用いて世界で初めて長さ 90cm の $5Q_c$ NiC/Ti 回転楕円体集光スーパーミラー開発し、集光 NRSE シグナルの観測も成功した($1Q_c=0.217nm^{-1}$)。ただし $5Q_c$ のスーパーミラーの性能（特に反射率）は不十分であったため、量産も念頭に置きながらも成膜手法から改良を行った。Fig.1 に改良した集光ミラーの測定例を示す。この測定は BL16(SOFIA)反射率計において行った。$6.5Q_c$ でかつ平面シリコン基板とほぼ変わらぬ反射率が得られている。当日は、この集光ミラー開発と VIN ROSE の現状を述べると共に、今後の利用及び開発方針も報告したい。

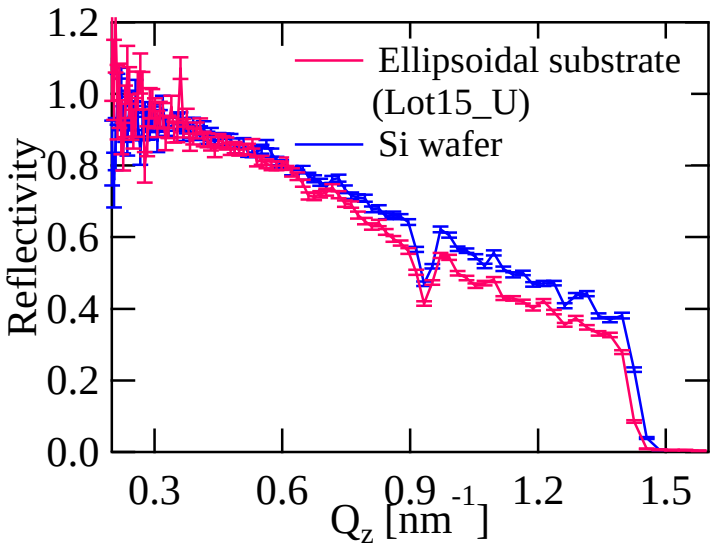


Fig.1 Reflectivities of neutron supermirrors simultaneously coated on ellipsoidal metal substrate and silicon wafer.

*Masahiro Hino[1], Tatsuro Oda[1], Hitoshi Endo[2], Takuya Hosobata[3], Fumiaki Funama[1], Yutaka Yamagata[3], Norifumi L Yamada[2], Yuji Kawabata[1]
[1]Kyoto Univ., [2]KEK, [3]RIKEN

KUANSにおけるメシチレン冷減速材配置と中性子強度の関係

Cold neutron intensity dependence on the configuration of mesitylene cold moderator at KUANS

*田崎 誠司[1]、山川 寛晶[1]、足立 裕也[1]、山田 寛人[1]、安部 豊[1]

[1]京都大

京大理学部の小型中性子源 KUANS において、メシチレン減速材、ポリエチレン減速材およびグラファイト反射材の配置を変えた場合の、温度 27K のメシチレン表面での冷中性子強度分布および中性子スペクトルを測定した結果を報告する。

キーワード：小型中性子源、冷減速材、冷中性子、メシチレン

1. 緒言

KUANS (Kyoto University Accelerator driven Neutron Source) は京都大学に設置された 3.5MeV 陽子加速器を用いたコンパクトなパルス中性子源である。ターゲットは Be が用いられ、パルス周波数 100Hz、パルス幅 60μs、平均電流は約 50μA で運転されている。本研究では、減速材に常温のポリエチレン(PE)と冷却したメシチレン(Mes)を用いた。Natkaniec 等はメシチレンの冷却手順により、15meV 以下でのフォノン状態密度の大きい相(「phase I」)が 50K 以下の低温で実現することを報告している[1]。そこで本研究では、アニールの有無およびアニール手順を変えて、低速中性子強度を測定した。

2. 実験方法

実験配置は図 1 に示すように、陽子ビームが Be ターゲットに当たることによって発生した中性子は、下流の PE および Mes によって減速され、陽子ビームに対し垂直方向に取り出される。経路の途中に幅 5mm のスリットを設置し、1 次元位置感度型検出器(1DPSD)により、減速材の 1 次元ピンホール像を取得する。中性子の波長は飛行時間法によって弁別している。

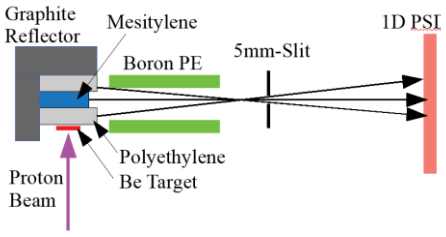


図 1 実験配置

3. 実験結果

PSD による波長 0.3nm 以上の中性子分布の測定結果を図 2 に示す。メシチレン減速材は、270~310mm の位置に置かれている。緑色の線が 2K/min で 27K まで冷やした場合、黄土色の線(27K-20191204)が、Mes が 190K まで冷えたときに冷却を中断してアニールした場合、黄色の線(27K-20191211) が一旦 27K まで冷やした Mes を 190K まで昇温し、アニールして再び 27K まで下げた場合の中性子強度分布で、明らかに最後の場合に強度が高くなっているのが分かる。

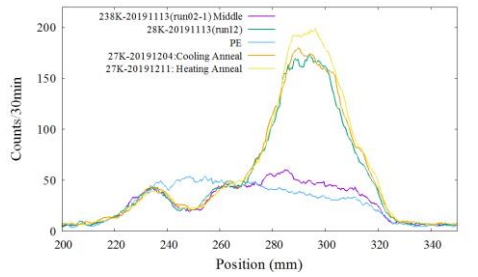


図 2 波長 0.3nm 以上の中性子の分布

参考文献

[1] I. Natkaniec and K. Holderna-Natkaniec, Proceedings of ACoM6, Sept. 2002 P.103

*Seiji Tasaki[1], Hiroaki Yamakawa[1], Yuya Adachi[1], Hiroto Yamada[1], Yutaka Abe[1]

[1]Kyoto Univ

放射化箔の閾値反応を利用したX線用IP転写法による高エネルギー中性子スペクトルの測定

Measurement of high energy neutron spectrum by a transfer exposure method using X-ray imaging plates based on the threshold reaction of activation foils

*藤谷 佑樹[1]，加美山 隆[1]，佐藤 博隆[1]，日塔 光一[2]，上松 幹夫[2]，園田 幸夫[2]，
上本 龍二[3]，鵜野 浩行[3]，鬼柳 善明[4]
[1]北海道大学，[2]TTSI，[3]住重アテックス，[4]名古屋大学

高エネルギー中性子で閾開始エネルギーの異なる複数の金属箔を同時に照射し、それを転写したIPの輝度値から、主にMeV領域の中性子スペクトルの測定を試みた。

キーワード：中性子エネルギースペクトル，放射化法，転写法，閾値反応，イメージングプレート

1. 研究の背景と目的

本研究グループは、従来の測定手法に代わる簡便な中性子エネルギースペクトルの測定法の開発を目的とし、放射化箔とIP転写法を用いて中性子スペクトルを測定する手法の開発を行っている。この手法は、Ge半導体検出器による放射化測定と比べ、複数の金属箔を同時に照射した後、一度に転写して計測できるため簡便な測定が可能である。また、手に入りやすい材料や機器を使用しているため手法が利用し易い、時間分解能型・定常型問わずどの中性子源でも適用可能であるといった利点がある。これまで、複数元素の中性子共鳴吸収反応を利用することにより、特にkeV領域における特定エネルギー帯の中性子スペクトルの測定が可能であることを示した[1,2]。一方で、本手法による高エネルギー領域の中性子スペクトルの測定を行うためには、金属箔として用いる核種同位体の閾値反応開始エネルギーの違いを明確にすることや、IPに蓄積されるβ線が、(n,γ)反応や(n,p)反応、(n,2n)反応等のどの閾値反応に起因するのか区別することが必要である。そこで、これらの点に留意した放射化箔の材料の選択及びセットアップの作成を行い、高エネルギー中性子スペクトルの測定実験を試みた。

2. 高エネルギー中性子スペクトル測定実験

実験は住重アテックス(株)所有のサイクロトロン定常加速器中性子源を用いて行った。コリメータの壁内にB_4Cを充填し、それを照射口から減速材内部まで挿入することで、減速材からの散乱中性子を遮蔽し、高エネルギー領域の中性子のみを取り出すことが可能な実験体系とした。

放射化箔の材料には、生成核種の半減期と崩壊形式及びβ線放出量を考慮しGd、Au、Cu、Mo、Mg、Zn、Al、Sの8種の元素を選択した。Cu、Zn、Sの3種に関しては、半減期の違いによる閾値反応の区別が可能か確認するため、転写開始時間を変化させて転写した。

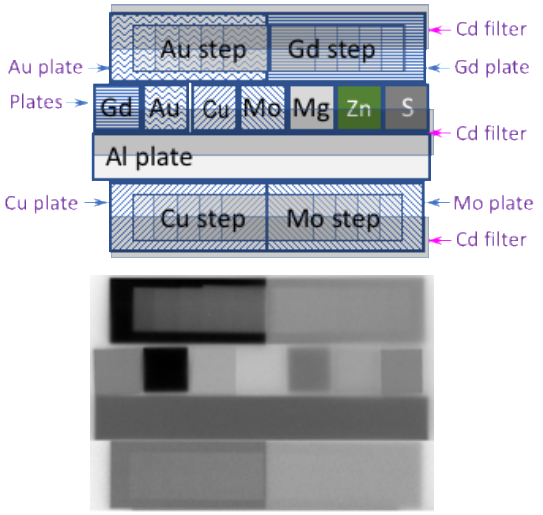


図1．放射化箔のセットアップモデル(上図)及びIP読み取り結果(下図)

3. IP読み取り結果

図1に放射化箔のセットアップモデル及び照射時間を240分、照射終了から転写を行うまでを24分、転写時間を1188分としたときのIP読み取り結果の画像を示す。8種の金属箔で異なる輝度値が得られ、閾値開始エネルギーの違いから中性子スペクトルの測定が出来ると考えられる。詳細なデータ解析結果は発表にて報告する。

参考文献

[1] Ryuji Uemoto et al, 8th International Meeting of the Union for Compact Accelerator-Driven Neutron Sources, PARIS, July 2019
[2] Hiroaki Uno et al, 19th International Conference on Solid State Dosimetry, Hiroshima, Japan, Sep 2019

*Yuki Fujiya[1], Takashi Kamiyama[1], Hirotaka Sato[1], Koichi Nittoh[2], Mikio Uematsu[2], Yukio Sonoda[2], Hiroyuki Uno[3], Ryuji Uemoto[3] and Yoshiaki Kiyanagi[4]
[1]Hokkaido Univ., [2]TTSI, [3]SHI-ATEX, [4]Nagoya Univ.

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

[2O16-17] Neutron Measurement and Analysis

Chair:Hiroyuki Toyokawa(AIST)

Tue. Mar 17, 2020 4:55 PM - 5:30 PM Room O (Lecture Bildg. S 3F S-34)

[2O16] Improvement of temperature analysis using neutron resonance absorption spectroscopy combined with particle transport simulation calculations

*Naoki Sadanaga[1], Hirotaka Sato[1], Takashi Kamiyama[1] （1. Hokkaido Univ.）

4:55 PM - 5:10 PM

[2O17] Development of a direct evaluation method of crystalline microstructural information from neutron Bragg-edge transmission spectrum

*Ako Sakakibara[1], Hirotaka Sato[1], Takashi Kamiyama[1] （1. Hokkaido Univ.）

5:10 PM - 5:25 PM

©Atomic Energy Society of Japan

粒子輸送シミュレーション計算を利用した中性子共鳴吸収分光法による温度解析法の改善

Improvement of temperature analysis using neutron resonance absorption spectroscopy combined with particle transport simulation calculations

*貞永 直樹[1], 佐藤 博隆[1], 加美山 隆[1]
[1]北海道大学

中性子共鳴吸収分光法による温度測定法に関して、粒子輸送シミュレーション計算を利用し共鳴吸収スペクトルの特徴点と試料温度の間の検量線を作成する手法を開発してきた。本研究では、物質の熱膨張も考慮し検量線を作成した結果、試料の厚さによらず積分強度が特徴点として有望であると考えられた。

キーワード：パルス中性子, 中性子共鳴吸収分光法, 温度測定, 粒子輸送シミュレーション計算, PHITS

1. 緒言

中性子共鳴吸収分光法は、物体にパルス中性子を照射し、中性子 TOF 法を適用して捕獲γ線の計数あるいは中性子透過率の測定を行うことで共鳴吸収スペクトルを測定する技術である。この共鳴吸収スペクトルを解析することで、物質の温度情報を取得できる。これに関し、粒子輸送シミュレーション計算で温度依存の共鳴吸収スペクトルを計算し、その特徴点(半値幅やスペクトル積分強度)で温度の検量線を作成する手法を開発している。特徴点としてはスペクトル積分強度が有望であるが、厚さが薄い試料に対しては半値幅を利用した場合よりも正確度が低かった[1]。本研究では、試料の厚さによらず使用できる統一的な検量線作成法を開発することを目的として、原子核のドップラー効果に加えて物質の熱膨張の影響も考慮したシミュレーション計算を行い、作成した検量線の適用性の評価を行った。

2. 粒子輸送シミュレーション計算による検量線の作成

PHITS を用いて 2 種類の厚さ(0.03 mm, 0.3 mm)の Ta-181 の温度依存の中性子透過率スペクトルを計算し、その 4.28 eV 共鳴に対してスペクトル積分強度-試料温度間の検量線を作成した。積分範囲は、スペクトルの温度変化が大きい裾部(0.03 mm, 0.3 mm 厚さでそれぞれ 4.35 eV~4.60 eV, 4.45 eV~4.65 eV)を用いた。熱膨張の影響は、物質の質量密度と中性子透過方向の厚さを変更することで再現した。

3. 実験データによる検量線の適用性の評価

作成した検量線の適用性評価のため、J-PARC MLF BL10 において 2 種類の厚さ(0.03 mm, 0.3 mm)の Ta-181 に対して透過型 N-RAS 実験を行った。シミュレーション計算により作成した検量線と実験結果との間に系統的な差が見られたため、室温(296 K)における値を用いて検量線を平行移動し補正した。図 1 に Ta-181(0.03 mm, 0.3 mm 厚)に関するスペクトル積分強度-試料温度間の検量線と実験データとの比較を示す。補正後の検量線を用いて実験データから温度導出を行った。0.03 mm 厚では、これまで試料が高温になるほど温度導出の正確度は低くなり、最大で 15 K 程度の誤差が生じていたが、熱膨張を考慮することで 5 K 以内の誤差で実際の試料温度と一致した。一方、0.3 mm 厚では今回最大で 25 K 程度の誤差が生じた。積分範囲を調整することで温度変化に対してより高い感度が得られるため、厚い試料に関してはスペクトルの積分範囲の選択方法を改善する必要があると考えられる。

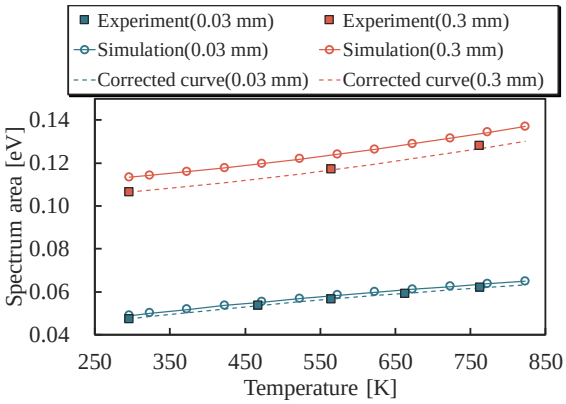


図 1. Ta-181(0.03 mm, 0.3 mm 厚)に関するスペクトル積分強度-試料温度間の検量線と実験データとの比較。

4. 結言

今回、薄い試料に対してもシミュレーション計算を利用したスペクトル積分強度-試料温度間の検量線は有効であることが明らかとなった。したがって、積分範囲の選択方法に関してはさらなる検討が必要であるが、スペクトル積分強度に着目することで、試料の厚さによらず使用できる統一的な検量線作成法を開発できることが期待される。

謝辞

実験データを提供して頂いた日本原子力研究開発機構 J-PARC センター 甲斐 哲也博士, 北海道大学 原かおる博士, 同 浅子 穣氏に感謝する。

参考文献

[1] 浅子 穣, 修士論文, 北海道大学, 2019.

*Naoki Sadanaga[1], Hirotaka Sato[1] and Takashi Kamiyama[1]
[1]Hokkaido Univ.

中性子透過ブラッグエッジイメージングにおける結晶組織構造情報直接推定法の開発

Development of a direct evaluation method of crystalline microstructural information from neutron Bragg-edge transmission spectrum

*榊原 亜子[1]，佐藤 博隆[1]，加美山 隆[1]
[1] 北海道大学

BCC 構造を持つα-Fe に関し、結晶組織構造情報が中性子透過ブラッグエッジスペクトルに及ぼす影響を系統的に調べ、スペクトルから結晶組織構造パラメータを直接推定する手法を開発した。その結果、3%の統計誤差を含むスペクトルについても、フィッティングを介さずに結晶組織構造情報を推定できることを確認した。

キーワード：中性子イメージング、ブラッグエッジ、中性子透過率スペクトル、結晶組織構造情報、直接推定

1. 緒言

中性子透過率スペクトルをブラッグエッジ解析コード RITS によりフィッティング解析すると、定量的な結晶組織構造情報を測定試料内各位置で入手できる。しかし、フィッティング解析を行う際に、入力する初期値が期待値と大きく離れていると正常にプログラムが動かないため、正しい解析には高度な専門性が必要である。そこで BCC 構造を持つα-Fe に関し、フィッティングを介さずに、透過率スペクトルより直接、投影原子数密度 ρt、集合組織の選択配向ベクトル<*HKL*>とその発達の程度を表す March-Dollase（MD）係数、結晶子サイズ S の 4 つの結晶組織構造情報を推定する手法の開発を行った。特に本研究では実験データ解析を見据え、スペクトル測定時の統計誤差が含まれるスペクトルへの適用性も検討した。

2. 結晶組織構造情報直接推定法の開発

結晶組織構造情報が透過率スペクトルの形状に及ぼす影響をシミュレーション計算により系統的に調べることで、各パラメータの推定手法を検討した。その結果、理想的な条件に対するスペクトルに関し、投影原子数密度は短波長側の透過率から、選択配向ベクトルは全断面積に現れるピーク位置から、MD 係数は前述したピークの急峻さから、結晶子サイズはブラッグエッジの高さから、それぞれ推定可能であることがわかった。さらに、実験で得られるような統計誤差を含むスペクトルに対し本手法を適用するため、投影原子数密度と結晶子サイズについてはスペクトルの特定波長範囲の線形近似、選択配向ベクトルと MD 係数はスペクトルの平滑化をそれぞれ施し、統計誤差によるスペクトルへの影響を軽減した。その結果、3%の統計誤差を有するスペクトルに対して、統計誤差を含まないスペクトルと同程度の精度で結晶組織構造パラメータの推定が可能であることを確認した（図 1）。一方、5%の統計誤差を有するスペクトルに対する推定値は、3%の統計誤差を有する場合と比べ誤差が大きくなった。これは、MD 係数の推定に用いるピークの急峻さをスペクトル上の 2 点のみで定義したことで、統計誤差の影響を強く受けたためと考えられる。

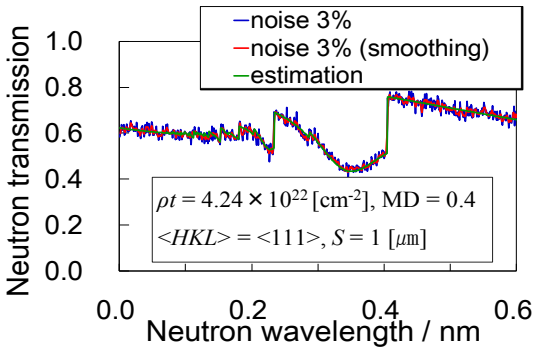


図 1. 統計誤差 3%を付加した透過率スペクトルと、直接推定されたパラメータにより再現したスペクトル

3. 結言

本手法を用いることで、3%の統計誤差を有する透過率スペクトルに対しては、フィッティングを介さずに、RITS の初期値として使用できる程度の結晶組織構造パラメータを推定できることを確認した。統計誤差による直接推定法への影響を減らすため、ピークの急峻さの定義を再検討する必要がある。

---

*Ako Sakakibara[1], Hirotaka Sato[1] and Takashi Kamiyama[1]
[1]Hokkaido Univ.

Awards Ceremony

[2A-AC] The 52th AESJ Awards Ceremony

Tue. Mar 17, 2020 3:15 PM - 4:45 PM Room A (Lecture Bildg. L 1F L-4)

[2A-AC] The 52th AESJ Awards Ceremony

3:15 PM - 4:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

3:15 PM - 4:45 PM (Tue. Mar 17, 2020 3:15 PM - 4:45 PM Room A)

[2A-AC] The 52th AESJ Awards Ceremony

©Atomic Energy Society of Japan

[2PS-PS-02] Poster Session Commendation Ceremony

Tue. Mar 17, 2020 4:45 PM - 5:30 PM Conference Room 2 (Lecture Bildg. S 3F S-36)

[2PS-02] Poster Session Commendation Ceremony

4:45 PM - 5:30 PM

©Atomic Energy Society of Japan

4:45 PM - 5:30 PM (Tue. Mar 17, 2020 4:45 PM - 5:30 PM Conference Room 2)

[2PS-02] Poster Session Commendation Ceremony

This poster session is hosted by the AESJ Student Network and the AESJ Diversity Promotion Committee. In the session, diverse presentations are made by students, who range from undergraduate to doctoral, and the Diversity Promotion Committee. This is held on the second day of the meeting. Please drop by if you have time.

©Atomic Energy Society of Japan

General Meeting

[2B_GM]「バックエンド部会」第52回全体会議

Tue. Mar 17, 2020 12:00 PM - 1:00 PM Room B (Lecture Bildg. L 1F L-3)

[2B_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

(Tue. Mar 17, 2020 12:00 PM - 1:00 PM Room B)

[2B_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

General Meeting

[2D_GM]「海外情報連絡会」第62回全体会議

Tue. Mar 17, 2020 12:00 PM - 1:00 PM Room D (Lecture Bildg. L 1F L-1)

[2D_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

(Tue. Mar 17, 2020 12:00 PM - 1:00 PM Room D)

[2D_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

General Meeting

[2G_GM]「熱流動部会」第54回全体会議

Tue. Mar 17, 2020 12:00 PM - 1:00 PM Room G (Lecture Bildg. M 2F M-21)

[2G_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

(Tue. Mar 17, 2020 12:00 PM - 1:00 PM Room G)

[2G_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

General Meeting

[2H_GM] 「計算科学技術部会」第27回全体会議

Tue. Mar 17, 2020 12:00 PM - 1:00 PM Room H (Lecture Bildg. M 2F M-22)

[2H_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

(Tue. Mar 17, 2020 12:00 PM - 1:00 PM Room H)

[2H_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

General Meeting

[2J_GM] 「原子力発電部会」第37回全体会議

Tue. Mar 17, 2020 12:00 PM - 1:00 PM Room J (Lecture Bildg. M 2F M-24)

[2J_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

(Tue. Mar 17, 2020 12:00 PM - 1:00 PM Room J)

[2J_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

General Meeting

[2M_GM] 「材料部会」第40回全体会議

Tue. Mar 17, 2020 12:00 PM - 1:00 PM Room M (Lecture Bildg. S 3F S-31)

[2M_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

(Tue. Mar 17, 2020 12:00 PM - 1:00 PM Room M)

[2M_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

General Meeting

[2N_GM]「放射線工学部会」第52回全体会議

Tue. Mar 17, 2020 12:00 PM - 1:00 PM Room N (Lecture Bildg. S 3F S-32)

[2N_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

(Tue. Mar 17, 2020 12:00 PM - 1:00 PM Room N)

[2N_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

General Meeting

[2O_GM]「核データ部会」第41回全体会議

Tue. Mar 17, 2020 12:00 PM - 1:00 PM Room O (Lecture Bildg. S 3F S-34)

[2O_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

(Tue. Mar 17, 2020 12:00 PM - 1:00 PM Room O)

[2O_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Poster Session | Poster Session / Awards Ceremony | Poster Session

[2PS-PS-01] Poster Session of Student Network and Diversity Promotion Committee

Tue. Mar 17, 2020 12:00 PM - 4:00 PM Room PS (Lecture Bildg. M 2F Foyer)

[2PS-01] Poster Session of Student Network and Diversity Promotion Committee

12:00 PM - 4:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

12:00 PM - 4:00 PM (Tue. Mar 17, 2020 12:00 PM - 4:00 PM Room PS)

[2PS-01] Poster Session of Student Network and Diversity Promotion Committee

This poster session is hosted by the AESJ Student Network and the AESJ Diversity Promotion Committee. In the session, diverse presentations are made by students, who range from undergraduate to doctoral, and the Diversity Promotion Committee. This is held on the second day of the meeting. Please drop by if you have time.

©Atomic Energy Society of Japan